Thu. Sep 12, 2024

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:20 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N01-03] Evaporation to Dryness

Chair:Kenji Takeshita(Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2N01]

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

(D-12) Development of Hygroscopic Aerosol Calculation Model for Two Component Solvent

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Kouya Ganaha[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N02]

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

(D-13) Development of Gray Gas Emissivity Correlation for Radiative Heat Transfer Analysis

*Kouya Ganaha[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2N03]

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(3) Influence of gas flow rate on RuO_4 adsorption to X-type zeolite

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B01-04] Lithium

Chair:Shunsuke Kenjo(QST)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01]

Enhancement of ^{6}Li enrichemnt performance by asymmetric design of electrodialysis multistage cells

*Keisuke Mukai[1], Kenji Itaka[2], Kiyoto Shin-mura[2], Ryo Ito[3], Ikuma Takahashi[4], Kazuya Sasaki[2] (1. NIFS, 2. Hirosaki Univ., 3. Kyoto Univ., 4. CIT)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02]

Metallurgical study on corrosion of 304 stainless steel accelerated by electromigration in liquid metal pool

*Humam -[1], Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2B03]

Study on growth behavior of abnormal oxides in FeCrAl alloy tube machined by WEDM process and mitigation methodology

*Ryuhei Muto[1], Takashi Endo[2], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech, 2. Hokkaido univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2B04]

Study on vanadium alloy corrosion in liquid lithium

*Kazunari Katayama Katayama[1], Shota Katayama[1], Yuuka Mori[1], Rio Arakawa[1], Hiroki Isogawa[1], Takuya Nagasaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. NIFS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E01-04] Hydrogen Behavior

Chair:Hidetoshi Karasawa(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(1) Overall development status

*AKIRA TSUYUKI[1], MOTOSHIGE YAGYU[1], AKIRA YAMADA[1], KOICHI MURAMATSU[1], HIROFUMI OKABE[1], HIROKO ABE[1] (1. TOSHIBA ESS)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(2) Basic property of PAR in severe accident circumstance

*AKira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Akira Tsuyuki[1], Koichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2E03]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(3) Understanding the impact of degradation factors

*Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1], Akira Tsuyuki[1], Kouichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hirofumi Okabe[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2E04]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(11) Hydrogen concentration distribution considering leakage from the reactor building

*Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Atsuo Takahashi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G01-04] Sodium-cooled fast reactor 1

Chair:Masatoshi Kameyama(JAPC)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(18) Evaluation for reactor and containment vessel integrity during RVACS independent heat removal

*Keita Endo[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(19)RVACS cooling of metal fuel debris in the core disruptive accident

*Tomoki Mishima[1], Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2G03]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(20) Early demonstration scenario of MA recycling by metal fuel cycle

*Daisuke Watanabe[1], Sho Fuchita[1], Tomoki Mishima[1], Koji Fujimura[1], Hirotaka Nakahara[1], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2G04]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(21) Geological disposal of high-level radioactive waste from pyroprocessing

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shingo Tanaka[1], Miki Harigai[1], Yuma Sekiguchi[2], Daisuke Watanabe[3] (1. RWMC, 2. CRIEPI, 3. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:50 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D01-05] Subcritical Experiment Analysis

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2D01]

Performance comparison among Feynman-α, Rossi-α and correlation function analyses for subcritical states of UTR-KINKI

*Kenichiro Suga[1], Shoichi Ikeda[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2D02]

Validation of subcriticality monitoring method under low neutron count rate condition

*Taiyo MORIBE[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Kenichi WATANABE[2], Junichi H. KANEKO[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2D03]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(1) Derivation of theoretical formula

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Junichi H. Kaneko[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2D04]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(2) Subcriticality measurement utilizing delayed and prompt neutron decay constants

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Junichi H. Kaneko[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2D05]

Reactivity estimation based on multiple integral linear power equation in quasi-steady state

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F01-05] Measurement

Chair:Hideaki Otsu(RIKEN)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01]

Measurement of neutron capture cross sections of Tc-99 at ANNRI of J-PARC MLF

*Maxwell Clark Maloney[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1], Gengchen Li[1], Jiamo Han[1], Zefeng Shao[1], Gerard Rovira [2], Shunsuke Endo[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02]

Neutron total and capture cross-section measurements of ^{nat}Er at ANNRI and resolved resonance analysis

*Gerard Rovira Leveroni[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Shunsuke Endo[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Tatsuya Katabuchi[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2F03]

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

(5) Measurements of proton spectrum of the incident of 3-GeV protons

*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2F04]

Measurement of C Incident Electric Charge Particle Production Double Differential Cross Section

*Hiroya Sotooka[1], Yusuke Uozumi[1], Toshimasa Furuta[1], Yusuke Koba[3], Yuji Yamaguchi[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. NIRS)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2F05]

Estimation of energy spectra of light charged particles emitted from muon-nuclear capture reaction on Si using an unfolding technique

*Kentaro Kitafuji[1], Shoichiro Kawase[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3], Dai Tomono[4], Katsuhiko Ishida[5], Adrian Hillier[6] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. UTokyo, 4. Osaka Univ., 5. KEK, 6. RAL)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H01-06] Severe Accident

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01]

Study on Influence of the RPV Depressurization Timing on the PCV Failure Timing during Severe Accident of the BWR

*Naoki Hattori[1], Akifumi Yamaji[1] (1. Waseda Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02]

Analysis of debris bed formation in BWRs using MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD coupling method

*Wataru Kikuchi[1] (1. Nuclear Regulation Authority, Division of Research for Severe Accident)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2H03]

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) MAAP5 analysis of the core degradation and relocation in the early stage of the TMI-2

*Koji Nishida[1], Seitaro Sakurai[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2H04]

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

(7) Effect of Porous Internal Structure of Fuel Debris on Thermal Behavior in PCV

*Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Yoshihiko Sano[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Shizuoka University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2H05]

Effects of Coolant Temperature and Solid Wall Thermophysical Properties on Quenching Characteristics of High-Temperature Solid Surfaces

*Hiroyuki Umebayashi[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2H06]

Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.

*Kazutaka Fujishiro[1], Tetsuaki Takeda[1] (1. Univ. of Yamanashi)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C01-09] Fukushima 1

Chair:Sakae Kinase(JAEA/Ibaraki Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2C01]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(4) Assessment of the sheltering effect in the early phase of nuclear accident

*Jun Hirouchi[1], Masatoshi Watanabe[2,1], Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Yasuto Matsui[3], Minoru Yoneda[3], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. V.I.C., 3. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2C02]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(5) Evaluation of resuspension coefficients based on experiments

*Azusa Nagakubo[1], Naho Hayashi[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2C03]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(6) Dose assessment for staying indoors considering indoor resuspended particles

*Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2C04]

Development of analysis method for the releasing ALPS treated water

(1)The Fe-55 analysis method for ALPS treated water

*Tatsuya Shoji[1], Naoto Hatanaka[2], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Hironobu Sato[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2C05]

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water

(2) The Se-79 analysis method for ALPS treated water

*Yuu Ogaswara[1], Yoshinari Oshimi[2], Katsumi Nagasawa[1], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2C06]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Long-term changes in distribution and transfer rate of radiocesium in Fukushima forests

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Hao Wang[1] (1. Univ. of Tsukuba)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

[2C07]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2) Long-term changes in the depth distribution and downward migration of ^{137}Cs in forest soils

*Junko Takahashi[1], Shunsuke Mishima[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2C08]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Effect of thinning on soil environment and Cs-137 dynamics in cedar forests

*Shuta Shimada[1], Jyunko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. University of Tsukuba)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2C09]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4) Effect of thinning on the spatial distribution of ^{137}Cs in a cedar forest soils in Minamisoma

*Shunsuke Mishima[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I01-09] PRA Method 2

Chair:Kota Fujiwara(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01]

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response

(5) The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*Kodai WADAYAMA[1], Retsu Kojo[1] (1. NRA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02]

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*Yuiko Motome[1], Hitoshi Tamaki[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2I03]

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], Jinkyun Park[2] (1. Hokkaido University, 2. KAERI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2I04]

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*Yu Takano[1], Auron Ryu Wiles[1], Ryoto Kobayashi[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2I05]

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment

Part 2: Study of Training Data

*Ryoto Kobayashi[1], Yu Takano[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2I06]

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Toshiaki Sakai[3] (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2I07]

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2I08]

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

©Atomic Energy Society of Japan

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2I09]

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*Daichi Ogawa[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K01-04] 1F Waste 3

Chair:Yoichi Endo(NFD)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K01]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) ^{129}I analysis of Silver Zeolite in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Yusuke Horiuchi[1], Hiroshi Hinai[1], Yoshikazu Koma[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2K02]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7)Radionuclide composition of spent adsorbents in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Ayako Nitta[1], Keiichi Ohki[1], Yoshikazu Koma[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2K03]

Development of α nuclide removal system for treatment of contaminated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Influence of water conditions on americium removal by powder adsorbent

*Akira Tsutsumiguchi[1], Kazushige Ishida[1] (1. Hitachi)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2K04]

Reduction and phase separation of Ce-doped zirconolite

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Kosuke Saito[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M01-04] Sorption 1

Chair:Hisao Satoh(JNFL)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M01]

Efficient Cesium Capture Using Potassium-Metakaolin Geopolymer Matrices

*Mai Dung Do Thi Do Thi[1], Sajedah Yousef Abdul-Qader Moushtaha[1], Tadachika Nakayama[1], Tatsuya Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2M02]

Evaluation of the interaction between flaky biotite and Eu in a saline environment

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2M03]

Sorption behavior of iodine to Mg–containing C–S–H under the condition saturated with saline groundwater

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2M04]

Sorption and desorption of Cs onto river sediment in wet and wet-dry environments

*Saki Ohira[1], Takuma Sawaguchi[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 2:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O01-05] Reactor Pressure Vessel Steels 1

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O01]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(1) An overview of the neutron irradiation test for reactor pressure vessel steels

*Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2O02]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(2) Enhanced performance of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Kento Mitsui[1], Hiroki Ushijima[1], Reira Ogasawara[1], Yuji Okada[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1], Satoshi Ohuchi[1], Daisuke Nio[1], Yasuhiro Ishijima[1], Yasuichi Endo[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2O03]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(3)Temperature control technology of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yuji Okada[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Takemi Nakamura[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2O04]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(4) Design and fabrication of vertical irradiation capsule

*Takumi Fuyushima[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2O05]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(5) Post-irradiation examination of irradiated reactor pressure vessel steels

*Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Susumu Tagami[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L01-07] Technology for Fuel Debris Analysis

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2L01]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(26) Fabrication of simulant fuel debris

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Yoichi Endo[1], Kenji Konashi[2], Kazuya Idemitsu[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. NFD, 2. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2L02]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(27) Characterization of microstructures in a simulated debris using AC-TEM (II)

*Kenta Yoshida[1], Satoru Matsuo[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3] (1. Tohoku University, 2. Osaka University, 3. NFD)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2L03]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(28) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris (III)

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2,3], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Yusuke Miura[4], Atsushi Ouchi[4], Toru Higuchi[4], Kazuya Idemitsu[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. Osaku Univ., 3. JAEA, 4. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2L04]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(29) Verification of fuel debris analysis process by using irradiated nuclear fuel

*Takash Onishi[1], Hiroyuki Kazama[1], Chihiro Toyota[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Fauzia Hanum Ikhwan[2], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Kazuya Idemitsu[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2L05]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(30) Actinide separation by using pyrrolidone resin

*Kazuma Wada[1,2], Hiroyuki Kazama[4,2], Andri Rahma Putra[1], Kazuya Idemitsu[3], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Takashi Ohnishi[2], Tatuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ., 4. Osaka Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2L06]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(31)Mutual separation of lanthanides by extraction chromatography

*Wenzun Luo[1], Putra Rahma Andri[1], Chikage Abe[2], Hiroyuki Kazama[3], Konashi Kenji[2], Suzuki Tatsuya[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2L07]

©Atomic Energy Society of Japan

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(32) Study of fuel debris stability for geological disposal - Behavior of $(U,Zr,Ca)O_x$ dissolution

*KAZUYA IDEMITSU[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toru Higuchi[3], Atsushi Ouchi[3], Yusuke Miura[3] (1. IMR, Tohoku Univ., 2. Faculty of Eng., Kyushu Univ., 3. NFD)

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

Thu. Sep 12, 2024 10:15 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:15 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A01-06] Neutron Measurement

Chair:Kenichi Watanabe(Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC
[2A01]
MC simulation of boron-coated straw detectors

*Kaoru Sakasai[1], Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC
[2A02]
Neutron detection characterization of thick film BGaN detector for neutron imaging

*Tatsuhiro Sakurai[1], Ryohei Kudo[1], Kosuke Ando[1], Genichiro Wakabayashi[2], Masahiro Hino[3], Yoshio Honda[4], Hiroshi Amano[4], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[5], Takayuki Nakano[1,5] (1. Shizuoka Univ., 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ., 4. IMaSS Nagoya Univ., 5. R.I.E Shizuoka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC
[2A03]
Development of a fast neutron imaging system

*Takanori Mochimaru[1], Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Ikuto Yamaguchi[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2] (1. JAEA, 2. Kindai Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC
[2A04]
Measurement of neutron energy spectrum by time-of-flight method using silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3] (1. UTokyo, 2. Fuji Electric, 3. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC
[2A05]
Experimental Neutron Depth Distribution for Accelerator-Based BNCT

*Kosei Kamimura[1], Kyosuke Harada[1], Masashi Takada[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3] (1. National Defense Academy, 2. National Cancer Center, 3. Cancer Intelligence Care Systems Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC
[2A06]
Evaluation of neutron detection characteristics using long wavelength neutron for BGaN detectors grown on Si and QST substrate

*Kosuke Ando[1], Masahiro Hino[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3], Kota Matsumoto[4], Norikazu Ito[4], Taketoshi Tanaka[4], Ken Nakahara[4], Toru Aoki[1], Takayuki Nakano[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. ROHM Co., Ltd.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N04-06] Decommissioning of Reprocessing Plant, and Transport Package

Chair:Kouya Ganaha(TEPSYS)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2N04]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2N05]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*masayuki ohuchi[1], yoshiyuki kishi[1], hiroyasu isobe[1], takeshi yasuda[1], yuji yada[1], shohei suzuki[1], hayate tokoro[1], shota kusaka[1], keita shoji[1], hirotaka samoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2N06]

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package

Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*Kenichi Hakozaki[1] (1. National Maritime Research Institute)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B05-09] Advanced Fusion Material Technology

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2B05]

High temperature oxidation of neutron-irradiated tungsten materials and radioisotope release by oxide sublimation

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1,2], Teppei Otsuka[3], Makoto Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[5], Masashi Shimada[6] (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kindai Univ., 4. NIFS, 5. Shizuoka Univ., 6. INL)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2B06]

Development of Tungsten Boride Cermet for Radiation Shielding Material in Fusion Reactor

*Kaiji Yamamura[1], Yasuyuki ogino[1], Yuki Jimba[1], Hao Yu[1], Sosuke kondo[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2B07]

Mechanical properties and Microstructure of Gas-atomized Cu-Y-Zr and WO_3 ODS-Cu towards the Overcoming of Trade-off between Strength and Conductivity

*Zimo Gao[1], Hao YU[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2B08]

The effect of YSZ addition on material properties of ODS-Cu

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Gibum Kim[2], JongHyeon Park[2], Seongbeen Lee[2], Takuji Oda[2], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ., 2. Seoul National Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2B09]

Evaluation of strength for F82H by Micro-tensile testing

*Masami Ando[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E05-09] FP Behavior

Chair:Kenichiro Nozaki(TEPSYS)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2E05]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(12) Improvement of FP aerosol deposition model and validation analysis for NSPP aerosol experiment

*Atsuo Takahashi[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Achihiro Hamano[1], Fumitomo Onishi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft Corporation)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2E06]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(6) Construction of dataset for chemical reaction kinetics on Cs-I-Ag-In-Cd system

*Shuhei Miwa[1], Hidetoshi Karasawa[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2E07]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(7) Evaluation of chemical reactivity for Cs-I-Ag-In-Cd-H2O system

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1], Chiaki Kino[2] (1. JAEA, 2. IAE)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2E08]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(4) Experimental study on FP removal effect at the equipment hatch during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Kohei Ono[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2] (1. CRIEPI, 2. Kyushu Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2E09]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(5) Experimental study on aerosol removal effect in a parallel-plate slit channel

*Tatsuki Hozumi[1], Akihiro Kakoi[1], Koji Morita[1], Wei Liu[1], Kohei Ono[2], Koichi Nakamura[2] (1. Kyushu Univ., 2. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 3:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G05-09] Sodium-cooled fast reactor 2

Chair:Naoto Kasahara(UTokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2G05]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(1) General plan for the conceptual design and related R&Ds

*Shigenobu Kubo[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Atsushi Kato[1], Haruo Mochida[2], Ryo Shimizu[2], Masato Ando[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. JAPC)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(2)General plan for research and development

*Kenta Ichikawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Shigenobu Kubo[2], Shigeki Okamura[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2G07]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(3) Basic concept of reactor structure

*Shinichiro MATSUBARA[1], Hisatomo Murakami[3], Masao Eto[1], Atsushi Kato[2], Tomohiko Yamamoto[2] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. MHI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2G08]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(4) Feasibility evaluation of self-actuated shutdown system

*Kyohei Sasa[1], Minako Tokizaki[1], Hironori Nakamura[1], Kubo Shigenobu[2], Yamano Hidemasa[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2G09]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(5)Feasibility of large-scaled reactors

*Masatoshi Kameyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki hara [2], Satoru Yokozuka[2] (1. JAPC, 2. MFBR)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D06-09] Experiment Analysis 1

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2D06]

Preliminary study on searching optimal discrimination threshold of pulse height distribution using autocorrelation coefficient

*Minori Shimakura[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2D07]

Study on applicability of least squares inverse kinetics method to arbitrary reactivity transients

*Shogo Kumita[1], Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2D08]

Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method

*Rei Kimura[1], Jun Nishiyama[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., 2. Tokyo City Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2D09]

Study on in-core neutron flux reconstruction using proper orthogonal decomposition with Lasso estimation

*Tomoki Soga[1], Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K05-08] 1F Waste 4

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2K05]

Evaluation of minor actinide dissolution behavior from simulated fuel debris by a sequential extraction technique

*Sota Sunahara[1], Daisuke Akiyama[1], Yuki Yokota[1], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2K06]

Relation of Cooling Rate to Crystal Structure and Microstructure of (U, Zr)O_2

(4) Estimation of the Cooling Rate of U-Zr-Fe-Cr-O Particle

*Yoichi Endo[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroki Yokoyama[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2K07]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(11) Information on the inside of reactors provided by CsMPs and super radioactive particles.

*Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2K08]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(12)“Invisible” radioactive cesium atoms revealed: Pollucite inclusion in cesium-rich microparticles (CsMPs) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kanako Miyazaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Shinya Yamasaki[3], Takumi Saito[4], Toshihiko Ohnuki[5], Masahide Takano[6], Hiroyuki Shiotsu[6], Hajime Iwata[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. NIPR, 3. Univ. of Tsukuba, 4. UTokyo, 5. Tokyo Tech, 6. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M05-08] Sorption 2

Chair:Taiji Chida

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2M05]

Impact of organic matter on sorption of radionuclides onto sedimentary rocks

(1) Chemical properties of gamma-irradiated Horonobe humic acid

*Kohei Chono[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Ayano Eguchi[2], Yuki Amano[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2M06]

Investigation of applicability of layered double hydroxide for retardation of migration of radioactive anions in geological disposal

*Yamashita Yudai[1], Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2M07]

A study on the applicability of adsorbent materials to improve the performance of delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2M08]

Potential of the application of anionic adsorbents to geological disposal of TRU waste

*Hitoshi Owada[1], Hiroyoshi Ueda[1], Tsubasa Yagi[1], Hanon Saito[3], Sho Harasaki[3], Noriko Asanuma[3], Akihito Asano[2], Syougo Uchiyama[2], Tsuyoshi Arai[2] (1. RWMC, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Tokai University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:55 AM - 3:00 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F06-09] Photonuclear Reaction

Chair:Tokio Fukahori(JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2F06]

Nondestructive Quantitative Isotopic Analysis Using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2F07]

Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using trasmission nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Rryoichi Hajima[1], Mitsuo Koizumi[2], Heishun Zen[3], Hideaki Ohgaki[3], Toshitaka Taira[4] (1. QST, 2. JAEA, 3. Kyoto Univ., 4. IMS)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2F08]

Photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 MeV and 17 MeV photon energies

*Thuong Thi Hong Nguyen[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Toshiya Sanami[3,1] (1. SOKENDAI, 2. JAEA, 3. KEK)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2F09]

Investigation of model applicability for photoneutron emission in the giant dipole resonance

*Hayato Takeshita[1], Kazuaki Kosako[1], Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Yukinobu Watanabe[2] (1. Shimizu corporation, 2. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H07-09] 1F Accident

Chair:Koji Nishida(INSS)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2H07]

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)

-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behabior-

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical systems safety research institute)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2H08]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(1) Major targets of the development, and procedures

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4], Youko Takahatake[4] (1. IAE, 2. Former Tohoku Univ., 3. Hachinohe Inst. of Tech., 4. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2H09]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ^{60}Co

*Shunsuke Uchida, Chiaki Kino[1], Yoshikazu Koma[2], Youko Takahatake[2], Hidetoshi Karasawa [3], Kenichi Tezuka[1] (1. Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Hachinohe Institute of Technology)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N07-09] Pyroprocessing, and Scenario Evaluation

Chair:Kouichi Uozumi(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2N07]

Precipitation behavior of Mn(II), Fe(II), Co(II), and Ni(II) in molten chlorides

*Yuri Yamamoto[1], Yuki Yokoi[1], Kazuki Minowa[1,2], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masahiro Nakamura[2], Haruaki Matsuura[1] (1. TCU, 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2N08]

Impacts of the Introduction of Metal-Fuel Fast Reactor Cycle on the Sustainable Use of Nuclear Energy

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2N09]

Mass balance analysis of nuclear usage scenario with recycle of beneficial elements in high level radioactive waste

*Takumi Abe[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O06-08] Reactor Pressure Vessel Steels 2

Chair:Takumi Terachi(INSS)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2O06]

Development on processing and testing techniques for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels in hot cells

*Masaya Watanabe[1], Yoosung Ha[1], Naoya Matsumoto[2], Kazutoyo Hoshino[2], Naruto Sano[1], Susumu Tagami[1], Koji Usami[1], Hata Kuniki[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA, 2. NECO)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2O07]

Improvement of master curve fracture toughness test techniques using Mini-C(T) specimens

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Yasuo Morishima[2], Kohei Otomo[2], Shuhei Matsunaga[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. NFD, 2. TOSHIBA ESS, 3. HGNE, 4. Hitachi)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2O08]

Prediction and Extension of Lifetime of Reactor Pressure Vessel

(2) Status and Challenges of Phase Diagrams Related to Ni-Si-Mn Precipitates

*Yoshitaka Matsukawa[1], Hideki Yuya[5], Minako Endou[5], Hiroaki Muta[2], Fumihiro Nakamori[2], Ryuta Kasada[3], Kenta Yoshida[3], Mitsutaka Sato[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Masatake Yamaguchi[6] (1. Kumamoto University, 2. Osaka University, 3. Tohoku University, 4. Kyoto University, 5. Chubu Electric Power Inc., 6. Japan Atomic Energy Agency)

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A_GM] The 61st General Meeting of Radiation Science and Technology Division

[2A_GM]

General Meeting

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B_GM] The 63rd General Meeting of Fusion Engineering Division

[2B_GM]

General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F_GM] The 50th General Meeting of Nuclear Data Division

[2F_GM]
General Meeting

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G_GM] The 29th General Meeting of Advanced Reactor Division

[2G_GM]
General Meeting

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_GM] The 64th General Meeting of Thermal Hydraulics Division

[2H_GM]
General Meeting

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I_GM] The 15th General Meeting of Risk Division

[2I_GM]
General Meeting

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J_GM] The 51st General Meeting of Social and Environmental Division

[2J_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N_GM] The 47th General Meeting of Reprocessing and Recycle Technology Division

[2N_GM]
General Meeting

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O_GM] The 49th General Meeting of Materials Science and Technology Division

[2O_GM]
General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A_PL] Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

Chair:Jun Kawarabayashi(TCU)

[2A_PL01]
Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

[2A_PL02]
Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*Tetsuo Sakamoto[1] (1. Kogakuin Univ.)

[2A_PL03]
Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

[2A_PL04]
Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL01]

Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*Hiroko Kondo[1] (1. Matrix K)

[2B_PL02]

Status of Research Advisory Committee in AESJ

*Takumi Hayashi[1] (1. QST)

[2B_PL03]

Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*Yoji Someya[1] (1. QST)

[2B_PL04]

Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*Sumi Yokoyama[1] (1. Nagasaki Univ.)

[2B_PL05]

Potential risks on laser fusion facilities

*Keisuke Shigemori[1] (1. Osaka Univ.)

[2B_PL06]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors[Co-organized by Nuclear Safety Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E91_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Lessons from the Noto Peninsula Earthquake -

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL01]

Assessments and long-term evaluation of earthquakes in Japan since the 2011 Great East Japan Earthquake Disaster

*Kenji Satake[1] (1. UTokyo)

[2E91_PL02]

Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*Fumihiko Imamura[1] (1. Tohoku Univ.)

[2E91_PL03]

Current state of seismic and tsunami resistance at nuclear power plant based on the 2024 Noto Peninsula earthquake

-

*Susumu Nakamura[1] (1. Nihon Univ.)

[2E91_PL04]

Discussion

All Presenters, Hiroyuki Oigawa[1], Akio Yamamoto[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

Planning Lecture | Over view Report：Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F_PL] Nuclear data for future -Toward next generation JENDL-

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

[2F_PL01]

Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*Shin Okumura[1] (1. IAEA)

[2F_PL02]

Muon Nuclear Data

*Megumi Niikura[1] (1. RIKEN)

[2F_PL03]

Nuclear data for reactor licensing

*Hiroami Yamamoto[1] (1. MHI)

[2F_PL04]

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

*Chikako Ishizuka[1] (1. Tokyo Tech)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G_PL] New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[2G_PL01]

Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[2G_PL02]

Advanced reactors and energy mix

*Ryoichi Komiyama[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03]

Annual simulation of fast reactor with thermal energy storage based on price following model

*Shoma Fujii[1] (1. UTokyo)

[2G_PL04]

Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*Kazuya Takano[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Thermal Hydraulics Division[Co-organized by Computational Science and Engineering Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[2H_PL02]

Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

[2H_PL03]

Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata[1] (1. MHI)

[2H_PL04]

Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Risk Science and Technology Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I_PL] Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

[2I_PL01]

Use and uncertainty of findings from PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. TEPSYS)

[2I_PL02]

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL03]

Input information uncertainty in seismic PRA
(1) Hazard analysis

*Masato Nakajima[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL04]

Input information uncertainty in seismic PRA
(2) Fragility analysis

*Ryusuke Haraguchi[1] (1. MHI)

[2I_PL05]

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*Junghoon Ji[1] (1. CRIEPI)

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Devision

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J_PL] Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue"

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2J_PL01]

Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue" through collaboration between science, politics, and society

*Shunji Matsuoka[1] (1. Waseda Univ.)

[2J_PL02]

Activities of Fukushima Support Project

*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[2J_PL03]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Nuclear Fuel Division, Reprocessing and Recycle Technology Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N_PL] Issues and expectations for fuel fieldin "the Nuclear Fuel Cycle"

Chair:Isamu Sato(TCU)

[2N_PL01]

Commentary on fission products making impacts to fabrication, operation and storage of nuclear fuels

*Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

[2N_PL02]

Issues caused by fission products and TRU, and requests to the front-end side

*Yoshinobu Niitsu[1] (1. JNFL)

[2N_PL03]

General discussion

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:00 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I10-10] Nuclear Plant Component

Chair:Chiaki Kino(IAE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I10]

Lightweight design of BWR control rod velocity limiters by additive manufacturing

*yasuaki hadame[1], Masashi Aizawa[1], Mitsuharu Nakamura[2], Kenjiro Katayama[2], Tomonori Abe[2], Yoshinori Yoshinori[2], Keiji Matsunaga[2] (1. TOSHIBA, 2. TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D10-12] Experiment Analysis 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D10]

Neutronic Analysis of the Burnability of Geo-Reactor in the Proto-Earth Period

*Yuma Okawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D11]

Study on distortion of power distribution using Gelbard's problem

*Keita Yoshikawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D12]

Kinetics analysis based on reactivity change mechanism obtained by Monte Carlo and CFD calculation for Windscale Works criticality accident

*Kodai Fukuda[1] (1. JAEA)

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K09-11] 1F Waste 5

Chair:Akira Tsutsumiguchi(Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K09]

Thermal analysis of ferrocyanide compound in the presence of water vapor and evaluation of various migration behaviors

*KOKI Nakahara[1], Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Yasutomo Tajiri[2], Tosiro oniki[2], Haruaki Matsuura[1] (1. tokyo city univercity, 2. IHI Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K10]

Behavior of crystalline silicotitanate (CST) sorbent through long time flow

*Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K11]

Neodymium adsorption characteristics on crystalline silicotitanate (CST) sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M09-11] Numerical Simulation 1

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M09]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(1) Effects of the modeling uncertainty on the groundwater flow characteristics

*Masayuki Ishibashi[1], Hironori O[2], Taichi Esaki[1], Yoichi Tagawa[1], Tadashi Namikawa[1], Koji Hane[1], Hiromitsu Saegusa[2], Kesuke Ishida[2], Atsushi Sawada[3] (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M10]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(2)A methodology of model validation based on the results of the case study

*Hironori Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Keisuke Ishida[1], Atsushi Sawada[2] (1. NUMO, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M11]

Sophistication of Technology for Assessment of the Influence of Topographical Changes due to River Denudations on Underground and Surface Environments

*Makoto KAWAMURA[1], Nariaki NISHIYAMA[1], Tetsuya KOMATSU[1], Hua JIA[2], Yukiko KOIZUMI[2], Satsuki KABASAWA[1], Koji UMEDA[3] (1. JAEA, 2. MMTEC, 3. Hirosaki Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-1 Basic Properties

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N10-12] Analysis Technology for Fuel Debris

Chair:Tomoomi Segawa(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2N10]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(1) Preparation and evaluation of simulated nuclear fuel debris

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ikuo Wakaida[3], Paul Murray[4] (1. NFD, 2. Osaka Univ., 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2N11]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(2) Preparation and evaluation of metallic debris simulants

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Yuji Ohishi[1], Takafumi Okita[1], Kan Sakamoto[2], Chisato Sakaguchi[2], Ikuo Wakaida[3], Hironori Ohba[3], Murray Paul[4] (1. Osaka Univ., 2. NFD, 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2N12]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(3) Elemental mapping by remotely operated LIBS

*Hironori Ohba[1], Munkhbat Batsaikhan[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Yoshihiro Iwata[1], Ikuo Wakaida[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hiroaki Muta[3] (1. JAEA, 2. NFD, 3. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A07-10] Radiation Shielding and Radiation Behavior 1

Chair:Hidenori Kawano(Atox)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2A07]

Development of a numerical method to optimize measures against radioactive sources estimated by a machine learning technique

*Naoya Furutachi[1], Hideaki Yanagi[1], Toru Yoshida[1], Susumu Yamada[2], Yukihiro Hasegawa[1], Masahiko Machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2A08]

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 2

Comparison of measured and calculated values

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. JASRI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2A09]

Validation of PHITS code at the high-energy white-neutron irradiation field of RCNP

*Daiki Satoh[1], Shinichiro Abe[1], Hiroki Kanda[2], Keiichi Nagayama[2], Mitsuhiro Fukuda[2], Tetsuhiko Yorita[2], Hang Zhao[2], Shotaro Matsui[2], Nobuyuki Kobayashi[2] (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2A10]

Calculation of the Skyshine Radiation Measurement Experiment in Baikal-1 RA Research Reactor by PHITS Code

*Yusuke Yasuno[1], Shigeaki Aoki[1] (1. MNF)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F10-13] Fission Nuclear Data

Chair:Hiroki Iwamoto(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2F10]

Development of fission nuclear data using ML

(1) Outline of the study

*Chikako Ishizuka[1], Maomi Ueno[2], Osamu Iwamoto[3], Satoshi Takeda[4] (1. Tokyo Tech, 2. UEC, 3. JAEA, 4. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2F11]

Development of Fission Nuclear Data Using Machine Learning

(2) Fission Product Yield Prediction and Evaluation Using Machine Learning

*JINGDE CHEN[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Naoki Yamano[1], Tatsuya Katabuchi[1], chikako isizuka[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NAT)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2F12]

Development of fission nuclear data using ML

(3) Neutron cross-section evaluation using ML

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2F13]

Development of fission nuclear data using ML

(4) Impact evaluation of ML nuclear data on reactor physics

*Satoshi Takeda[1], Kitada Takanori[1] (1. Osaka University)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G10-13] Sodium-cooled Fast Reactor 1

Chair:Kenta Ichikawa(MFBR)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2G10]

Theoretical study on passive cooling by radiation and natural convection for fast reactors

*Naoto Kasahara[1], Alexandre Millischer[2], Takuya Sato[1] (1. The University of Tokyo, 2. Ecole Polytechnique, France)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2G11]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(30) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*Yuichi ONODA[1], Hiroyuki NISHINO[1], Kenichi KURISAKA[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2G12]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(31) Fragility Evaluation of Reactor Vessel based on Seismic Response Analysis

*Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Satoshi Futagami[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2G13]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(32) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki NISHINO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J01-04] Social Research & Communication 1

Chair:Nobuaki Yoshizawa(MRI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J01]

What Urged the Shift to Positive Direction?

Decomposing the Change from 2021 to 2022

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J02]

Survey on Risk Perception about Various Risk Sources including Nuclear and Radiation

*WATARU OKAZAKI[1], SHZUKO ENKYO[1], KOUSUKE RAI[1], YOUHEI IKEDA[1], KOH KUWABARA[2], Tomofumi YAMAMOTO[2], EIICHI UMEKITA[2] (1. MRA, 2. CAO)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J03]

Research on Risk Communication of Innovative Nuclear Technologies

Focused on Advanced light water reactor and Small Modular Reactor

*Reiko Kuwagaki[1], Kenta Horio[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J04]

Public Opinion Survey on Replacing Domestic Nuclear Power Plants with Floating Nuclear Power Plants (Preliminary Survey Results)

*Hiroyuki Nakano[1], Hirshi Yamagata[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B10-14] Blanket Materials/Coating

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B10]

Lamination effect of ceramic coatings for fusion reactor applications

*Shane Miller Wylie[1], Kazuhiro Ishikawa[2], Tomoki Taniguchi[2], Nobumichi Fuchigami[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyocera Corp.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B11]

Effect of thermal cycling on adhesion of protective α-Al_2O_3 layer formed on ODS FeCrAl alloys

*Yoshiki Kitamura[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B12]

Fabrication and characterization of magnesium oxide coating by magnetron sputtering

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B13]

Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of silicon oxide coating fabricated by liquid phase method

*Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2B14]

Examination of electrical insulating performances of Y_2O_3 coatings by in-situ measurement under deuterium ion beam irradiation

*Satoru Toyoda[1], Teruya Tanaka[2,1], Shingo Tamaki[3], Fuminobu Sato[3], Isao Murata[3] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H10-14] Multiphase Flow1

Chair:Kenichi Katono(Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2H10]

Development of measurement method for thin liquid film via optical waveguide film (OWF)

*Yuki Mizushima[1], Kosuke Nakano[1] (1. Shizuoka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2H11]

Measurement of liquid sublayer thickness in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Thanh-Binh Nguyen[1] (1. UEC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2H12]

PIV Measurements in 5x5 Rod Bundle and Investigation on Shape Effects of Mixing Vane of Spacer Grid

*Junya Inoue[1], Tatsuya Sasakawa[1], Yoshitaka Mizutani[1], Yasushi Hirai[1], Yuichiro Kubo[1], Kazushi Fujiwara[1], Shigeo Hosokawa[2] (1. NFI, 2. Kansai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2H13]

Pool boiling in heated particulate beds fabricated by metal 3D printer

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2H14]

Effect of radiation environments on suppression of steam explosions in PEG aqueous solution

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Keigo Morita[2], Hideyuki Sakaguchi[2] (1. CRIEPI, 2. RIKUDEN)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:20 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L08-13] Decommissioning of 1F

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2L08]

Considering the analysis of important nuclear species using SNMS and FIB-TOF-SIMS

*Riku Tokunaga[1], Tamaki Matsumura[1], Masato Morita[1], Tetsuo Sakamoto[1], Hideki Tomita[3], Masabumi Miyabe[2], Yoshihiro Iwata[2] (1. Kogakuin University, 2. JAEA, 3. Nagoya University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2L09]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(1) Video recording by drone

*Yoichi Tomiki[1], Hiroshi Itikawa[1], Haruo Amari[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L10]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(2) Video Processing

*YOICHI SAKURAGI[1], Takamasa Tamura[2], Yoichi Tomiki[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO, 2. DENPO-ZI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L11]

Design of a Monitoring System for Fuel Debris Retrieval Operations at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Proposal of Physical Quantities to be Measured on Worksite

*Tessai Sugiura[1], Hajime Asama[1], Qi An[1], Atsushi Yamashita[1] (1. UTokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2L12]

Development of filling stabilization technology and fall prevention technology for the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi NPS

*Tomoya Shiga[1], Takashi Mitsui[1], Tsutomu Hayakawa[1], Masaki Jimba[1], Takashi Ito[1], Masanori Hatori[1], Itaru Suzuki[1] (1. Tousou Mirai Technology Co.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2L13]

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval

(16)Simulation of dust dispersion in the core boring cutting experiment

*Kenta Kato[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Taizo Kanai[1], Kinya Nakamura[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:40 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C10-16] Fukushima 2

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C10]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5) Elucidation and modeling of the effects of forest management on air dose rates

*Yusei Uehara[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Miyu Nakanishi[1], CHENWEI CHIU[1], Shiori Takamura[1] (1. University of Tsukuba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C11]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6) Analysis of the source of cesium discharge from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the ocean

*Yuichi Onda[1], Hikaru Sato[1], Daisuke Tsumune[1], Katsuhiko Kohata[2], Tomomi Okamura[2] (1. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C12]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7) Model Development for Elucidation of Cs-137 Adsorption and Desorption Process in River Bottom Sediment in Fukushima Prefecture

*Naoyuki Wada[1], Yuichi Onda[2], Jim Smith[3], Yasunori Igarashi[2] (1. University of Tsukuba, 2. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 3. University of Portsmouth)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C13]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8) Elucidation of the dynamics of dissolved Cs-137 from the headwaters to the river by analyzing the water quality of river water

*Kosuke Tomura[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Aya Sakaguchi[1], Yasunori Igarashi[1], Taichi Kawano[1] (1. Univ. of Tsukuba)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2C14]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(9) Factors contributing to elevated concentrations of dissolved form Cs-137 during runoff in forest headwater catchment

*Yutaro Nagata[1], Yuichi Onda[2], Koichi Sakakibara[3], Junko Takahashi[2], Tsubasa Hiramatsu[3] (1. Univ. of Tsukuba, Master programme of Geosciences, 2. Univ. of Tsukuba, Center for Reaearch in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, 3. Shinshu Univ. Faculty of Science)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2C15]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10) Effect of bedrock groundwater on the concentration of dissolved Cs-137 in surface water in the headwaters of forests in Namie Town

*Haruki Nakada[1], Hiroaki Kato[1,2], Yuma Niwano[1], Yuichi Onda[1,2] (1. Tsukuba University, 2. CENTER FOR RESEARCH IN RADIATION ISOTOPES, AND EARTH SYSTEM SCIENCE)

©Atomic Energy Society of Japan

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2C16]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11) Estimation of pathways based on the vertical distribution and temporal variation of ^{137}Cs in the ocean derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*Munehiro Asao[1], Tsumune Daisuke[1] (1. Univ. of Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 8:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O09-17] Irradiation Effects

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Kumamoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O09]

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material from a Domestic PWR Plant

(3) Investigation of Radiation Hardening

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O10]

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*Terumitsu Miura[1], Yuki Yamaoka[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O11]

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Takeshi Toyama[2], Yufeng Du[2], Yusuke Shimada[2], Kenta Yoshida[2], Yasuyoshi Nagai[2], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O12]

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries in reactor pressure vessel steel JRQ

*Tomohiro Kobayashi[1], Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O13]

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 Stainless Steel by STEM-EDS mapping using the ζ-factor method

*Yuichi Miyahara[1], Masaya Kozuka[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O14]

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O15]

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

[2O16]

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*LIANGFAN ZHU[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2O17]

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang[1], Hiroshige Kikura[2], Yutaka Tamaura[3], Tadashi Kawamoto[3] (1. Tokyo Tech, 2. ZC Lab, 3. Tamaura Labo)

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

Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:25 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I11-15] Operation Management, Inspection and Maintenance

Chair:Chiaki Kino(IAE)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I11]

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

Kantaro Ikeda[1], Takuma Tomizawa[1], *Noritaka Yusa[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I12]

Digitalization activities in the nuclear-related field

*Junji Eto[1], Shintaro Yagi[1], Shinichi Kato[1], Shibata Takahiro[1] (1. MRI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I13]

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System Using Ultrasonic Wave

*Shuji Oshima[1], Kazuya Yasui, Hiroshige Kikura[1], Hideharu Takahashi[1] (1. Tokyo Tech)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I14]

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

*Masataka Teshigawara[1], Hioroshige Kikura[1], Naruki Shoji[2], Takeshi Suzuki[3], Daisuke Sasa[3] (1. Tokyo Tech, 2. Muroran IT, 3. TEPCO HD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2I15]

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*Yujin Furuta[1], Daichi Yamada[1], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2], Yousuke Miki[2] (1. TEPCO HD, 2. TEPSYS)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Lecture：Local Organizing Committee

Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E92_PL] Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[2E92_PL01]

Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama[1] (1. UTokyo)

Poster Session | Poster Session：Student Network

Thu. Sep 12, 2024 3:30 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:30 AM - 7:30 AM UTC Room PS(Recture RoomsB 2F Study Room)

[2Z_PS] Poster Session of Student Network Part2

[2Z_PS]

Poster Session of Student Network Part2

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-1 Basic Properties

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:40 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N13-16] Fundamental Properties of Fuel, FP and Fuel Debris

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2N13]

Study on cesium aerosol behavior during fast reactor severe accident

Evaluation of aerosol deposition and penetration onto structural materials

*Shoma Okano[1], Isamu Sato[1], Ko Sato[1] (1. Tokyo City University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2N14]

Evaluation of physical properties of plutonium dioxide using machine-learning molecular dynamics

*Hiroki Nakamura[1], Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Masashi Watanabe[1], Masato Kato[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2N15]

Pu-content dependence of MOX oxygen potential

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Romain Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2N16]

Evaluation of thermal properties of uranium- and lanthanide-doped zirconium oxides

*Jumpei Yoshidomi[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1] (1. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D13-17] Critical Experiment Facility

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2D13]

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(4)

Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*Tsuyoshi Misawa[1], Yasunori Kitamura[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2D14]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*Kenta Hasegawa[1], Yu Arakaki[1], Takahiko Murakami[1], Masato Sumiya[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi ishii[1], Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2D15]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(17) The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Tomoaki Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(18) Thermal Power Calibration

*Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Yutaka Kamikawa[1], Yu Arakaki[1], Yuta Tada[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi Ishii[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Yu ARAKAKI[1], Kazuhiko IZAWA[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K12-16] Vitrification 1

Chair:Kazuyoshi Uruga(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K12]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(8)Operation results and evaluations of the TVF glass melter

*Seima Suzuki[1], Hikaru Ohtaka[1], Shigeki Fukuda[1], Atsushi Miyauchi[1], Hirotaka Sumi[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K13]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(9)Consideration of operating parameters for the new glass melter

*Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Yusuke Aoyama[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Fukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2K14]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(10) Discharging behavior for platinum group elements for the new glass melter

*Yusuke Aoyama[1], Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Hukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2K15]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(11) Simulation of a start-up heating using updated material data for a new glass melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2K16]

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass

(2) Uranium reduction using graphite crucible

*Nanako Katsuoka[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 8:10 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M12-17] Bentonite

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M12]

Alteration of Bentonite Buffer- Diffusion Behavior of Chloride Ions in Cu-montmorillonite

*Yuki Kamada[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2M13]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(1) Theoretical Analysis of Ca-Na Exchange Selectivity in Compacted Bentonite Using the Poisson-Boltzmann Equation

*Ryo Itoh[1], Tsuneyuki Memura[1], Kazuya Ono[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M14]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(2) Numerical Simulation of Infiltration Experiments

*Kazuya Ono[1], Tsuneyuki Maemura[1], Ryo Itoh[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M15]

Evaluation of effects of Thermal, Chemical, and Mechanical processes on water movement in unsaturated bentonite by using coupled analysis

*Yusaku Takubo[1], Yusuke Takayama[2], Daisuke Kawama[3], Kazuaki Mitsuyama[3], Yutaka Sugita[4], Keisuke Ishida[1] (1. NUMO, 2. JAEA (Current: KOBE Univ.), 3. QJ Science, 4. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M16]

Study on the method for calculating the macroscopic hydraulic conductivity of low-permeability cover soil

*Atsuo Yamada[1], Satoru Hirai[1] (1. HAZAMA ANDO corporation, Technical research institute, Nuclear power department)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2M17]

Application of Bayesian statistics to the inspection of bentonite layers in radioactive waste disposal

*Ryo Nakabayashi[1], Yasutaka Watanabe[1], Shingo Yokoyama[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:25 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A11-12] Radiation Shielding and Radiation Behavior 2

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2A11]

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (25)

Correction methods of standard composition

*Koichi Okuno[1], Mikihiro Nakata[2], Masahiro Taniguchi[3], Toshinobu Maenaka[4], Koji Ohishi[5], Masahiro Yoshida[6], Toshio Amano[7] (1. Hazama-Ando, 2. MHI NDC, 3. Taisei Corp., 4. Takenaka Corp., 5. JER, 6. Nustec, 7. CTC)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2A12]

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F14-17] Nuclear Data Research and Theoretical Analysis

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2F14]

Prediction of optimum potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning (III)

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[3], Nobuyuki Iwamoto[4], Sota Yoshida[5] (1. Hokkaido Univ., 2. Kyushu Univ., 3. RIKEN, 4. JAEA, 5. Utsunomiya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2F15]

Comprehensive estimation of muon nuclear capture rates using machine learning

*Hiroki Iwamoto[1], megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. UTokyo)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2F16]

Intermediate energy benchmark comparison of Antisymmetrized Molecular Dynamics and PHITS for heavy ion cancer therapy

*Yuta Mukobara[1], Tsunenori Inakura[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. NAT)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2F17]

Study of alpha particle induced reactions using the INC model

*Furuta Furuta Toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G14-17] Sodium-cooled Fast Reactor 2

Chair:Shigenobu Kubo(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14]

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration

(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*Masaaki TANAKA Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Ryuji Yoshikawa[1], Norihiro Doda[1], Takero Mori[1], Erina Hamase[1], Kazuo Yoshimura[1], Norihiro Kikuchi[1], Kentaro Matsushita[1], Shota Mochinaga[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15]

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor

-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*Kazuki Endo[1], Shunsuke Kobayashi[1], Jasmine Hamelberg[1], Joutaro Takeda[1], Takaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Kentaro Matsushita[2] (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16]

Study on moisture transfer in heated concrete

*Ryogo Okamoto[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17]

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*Kazuki Kuwagaki[1], Erina Hamase[1], Kenji Yokoyama[1], Norihiro Doda[1], Masaaki Tanaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J05-08] Nuclear Education 1

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2J05]

Current status and future development of using NSRR for nuclear human resource development

*tetsuya kobayashi[1], yuiko motome[1], yoshiya akiyama[1], soma yoshida[1], toshiki agake[1], kazuki aizawa[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J06]

Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], Toshiya Takaki[1], Naoki Nishida[2], Hajime Takebe[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J07]

Report on the implementation of nuclear power and radiation education in an elementary school science class

*Takako Shiraki[1], Masafumi Utsumi[1], Kumiko Kawasaki[2], Hajime Hashimoto[3], Takahito Masuyama[3], Takahiro Ogami[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Doshisha Elementary School, 3. OSTEC EXHIBITION HALL, 4. Kansai Atomic Industry Conference)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J08]

Implementing outreach activities including radiation and energy education

Powers of 10 worldview of energy

*Akihiko Nishimura[1,2], Hiroko Miyamura[1], Yuki Morishita[1] (1. JAEA, 2. Univ. Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H15-18] Multiphase Flow2

Chair:Takahiro Arai(CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H15]

Effective diffusion coefficient in wall condensation from steam-air mixture

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16]

Analysis for experiments of natural convection condensation from steam-air mixture on a vertical flat plate

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17]

Study on the flow pattern of concentric-tube two-phase thermosyphon

*Yohei Okada[1], Naoya Kaminaga[1], Hideaki Monji[1], Chikako Iwaki[2], Rei Kimura[2], Takashi Mawatari[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. TOSHIBA ESS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H18]

Development of a Method for Predicting Droplet Entrainment Rate During Nucleate Boiling in a Liquid Film

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Yuki Narushima[2], Tomio Okawa[1], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B15-19] Tritium Behavior

Chair:Keisuke Mukai(NIFS)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2B15]

Tritium recovery from Liquid Lithium-Lead

Tandem extraction efficiency of the inlet flow and falling droplets

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Juro Yagi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Scienece)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2B16]

Effect of lead addition on the material properties and the tritium release behaviors of Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 mixed ceramic materials

*Asahi Sanfukuji[1], Qilai Zhou[2], Makoto Kobayashi[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan University of Technology., 3. NIFS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2B17]

Hydrogen permeation behavior from high-temperature and high-pressure water to gas phase through Inconel tube

*Shogo Iwata[1], Kazunari Katayama[1], Kenta Akashi[1], Humiya Nakamura[1] (1. KYUSHU Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2B18]

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

~ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80–8000 Pa hydrogen atmosphere ~

*Hiromi Kawai[1], Hideaki Matsuura[1], Aoi Furuya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6] (1. Dept. Eng. Kyushu Univ., 2. Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ. , 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. Tohoku Univ., 6. QST)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2B19]

Local depth profiling of tritium in W by an electrochemical etching method

*Teppei Otsuka[1], Yuya Ueno[1], Masato Konno[1] (1. Kindai Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:20 PM - 5:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:20 AM - 8:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L14-19] Contaminated Concrete

Chair:Kazuya Idemitsu(Tohoku Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L14]

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

*Puttipong Srimook[1], Taito Miura[2], Shintaro Miyamoto[3], Ippei Maruyama[1], Abudushalamu Aili[2], Takumi Sato[4], Yuji Nagae[4], Go Igarashi[2] (1. University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L15]

Volume reduction of concrete contaminated by $^{14}CO_2$

(5) Rubbing the carbonated concrete debris

*Norikazu Kinoshita[1], Akira Saito[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Mamoru Hanzawa[1] (1. Shimizu)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L16]

Pilot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals

Project overview

*Go Igarashi[1], Taito Miura[1], Abudushalamu Aili[1], Ippei Maruyama[2], Shintaro Miyamoto[3], Yuji Nagae[4], Takumi Sato[4] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. Tohoku Univ., 4. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L17]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

*Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirohumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2L18]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(2) Comparison of predicted data with actual measurements

*Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu, 2. JAPC)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2L19]

Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

(3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

©Atomic Energy Society of Japan

*Haruya Funayama[1], Shinichirou Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

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

Thu. Sep 12, 2024 4:25 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:25 AM - 8:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A13-16] Accelerator-driven Neutron Source

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2A13]

Measurements of thermal neutron sacattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*Takafumi Tsujimoto[1,2], Masahide Harada[1], Yutaka Abe[3], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Kenichi Oikawa[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2A14]

The measurements of γ-ray from Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS)

*Yudai Takita[1], Seiji Tasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2A15]

The measurements of the intensity of fast neutrons by using 3He detector at Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS), a compact neutron source.

*Mizuki Iriyama[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2A16]

Effects of polyethylene pre-moderator on cold neutron intensity at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Mizuki Iriyama[1], Yudai Takita[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:05 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N17-21] Severe Accident and Fuel Debris

Chair:Shun Hirooka(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2N17]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(6) Quantity Evaluation of Micronized Particles from Zr(O)+(U,Zr)O_2 Fuel Debris deteriorated by Oxygen-containing Gas

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N18]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(7) Quantity Evaluation of Micronized particles from Glassy Fuel Debris Containing (U,Zr)O_2 Inclusions in Water

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Chiaki Shimoda[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N19]

Confirmatory examination of neutron detection events in the early phase of FDNP accident

*KAN SAKAMOTO[1], Chisato Sakaguchi[1], Yoichi Endo[1], Katsuaki Sasa[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Shinya Mizokami[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N20]

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with carbon additives

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1], Nozomu Murakami[2] (1. NDC, 2. MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N21]

Leaching behavior of elements from failed MOX fuel during wet storage

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Vincenzo V. Rondinella[2] (1. CRIEPI, 2. JRC-Karlsruhe)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C17-23] Fukushima 3

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2C17]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12) Current Status of Radiation Monitoring based on KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2C18]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13) Enhancing sensitivity for measuring radioactive cesium deposition in the car-borne survey system, ASURA

*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2C19]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(14) Modeling on the integrated radiation air dose rate maps during 2011–2022

*Kazuyuki Sakuma[1], Hiroshi Kurikami[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Soichiro Tanimori[3], Fumiya Nagao[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. MIT, 3. AdvanceSoft)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2C20]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(15) Analysis of time series using integrated map data developed after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; statistical evaluation of decontamination in agricultural land

*Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiaki Shikaze[1], Hiroshi Kurikami[1], Satoshi Mikami[1], Fumiya Nagao[1], Machida Masahiko[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C21]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16) Development of a prediction model for ambient dose equivalent rate distribution based on environmental half-life profiles using LASSO

*Yoshiaki Shikaze[1], Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C22]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(17) Characteristics of radiation detection device for sawmill line

*Norihiro MATSUDA[1], Kimiaki SAITO[1], Akihiro KAIMORI[2], Masayuki GOTO[3] (1. JAEA, 2. Wood structure prom. Inc., 3. G-tech Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2C23]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(18) Setting Discharge Limits using Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public

©Atomic Energy Society of Japan

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masanori Takeyasu[1], Tomonori Hokama[1], Shun Sato[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

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

Thu. Sep 12, 2024 4:45 PM - 5:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:45 AM - 8:50 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E10-13] Accident Progression

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2E10]

1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2] (1. Niigata Univ., 2. Institute of Energy Safety Technology, Ltd.)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2E11]

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20 on March 12th, 2011

*Penghui Chai[1], Kenichiro Nozaki[1], Shouichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPCO SYSTEMS Corporation, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2E12]

FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit-2 before and after the core damage using GOTHIC code

*Kenichiro Nozaki[1], Penghui Chai[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2E13]

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*Toshihiko Ohnuma[1], Jun Ueno[1], Takayuki Negishi[1], Ryota Yamamoto[2] (1. GNESC, 2. JAPC)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 8:45 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D18-20] Critical Experiment Design

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2D18]

Exploring critical experimental configurations in the STACY facility based on a phenomenological parametrization of the Keff sensitivity profiles.

*Benjamin Dechenaux[1], Mariya Brovchenko[1], Satoshi Gunji[2], Shouhei Araki[2] (1. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN - France), 2. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Nuclear Safety Research Center)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2D19]

TEX-MOX experiments: final design of critical experiments to mimic MOX fuel in low moderation conditions

*Mariya Brovchenko[1] (1. Institut de Radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), France)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2D20]

Method for identifying integral experiments effective for uncertainty reduction

*Ryota Katano[1], Masahiro Fukushima[1], Cheol Ho Pyeon[2] (1. JAEA, 2. KURNS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G18-21] Technology of Sodium-cooled Fast Reactor Operations

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2G18]

Study on aerosol generation and supply technology

(1)Investigation of aerosol generation and supply technology with wet dispersion method

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Kai[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2], Hiroshi Seino[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19]

Study on aerosol generation and supply technology

(2)Performance confirmation on wet dispersion method using TiO_2 particles

*Kotaro Kai[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato [2], Hiroshi Seino [2] (1. Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(1)Investigation into cause of the trouble

*Shiota Yuki[1], Ariyoshi Hideo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(2)Selection of recovery approaches

*Hideo Ariyoshi[1], Shiota Yuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J09-12] Social Research & Communication 2

Chair:Reiko Kuwagaki(CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2J09]

Source and possession of information in public opinion on nuclear power

*RYO MOTONAGA[1], KAZUYA ITO[1], RYUTA TAKASHIMA[1] (1. Tokyo University of Science)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2J10]

Report on the Practice of Study Groups for Learning about Nuclear Disaster Prevention by Citizens' Groups

*Haruka Osugi[1,2] (1. The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum, 2. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J11]

Awareness Survey on the Health Effects of Earthquakes, Reconstruction, and Radiation (2023)

~Comparison of Attitudes in Tokyo and Fukushima~

*Nobuaki Yoshizawa[1], Yumi Ito[1], Yumiko Segawa[1], Kazumi Nakayama[1], Kosuke Shirai[1] (1. MRI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J12]

What do people think about discharging ALPS treated water into the sea?

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F18-22] Nuclear Data Application

Chair:Atsushi Kimura(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(1) Introduction of the Three-body Nuclear Force Project and Current Issues

*Tokio Fukahori[1], Hideaki Otsu[2], Seiya Sakai[2], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Futoshi Minato[3], Kimiko Sekiguchi[4] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. Kyushu Univ., 4. Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(2) Expansion into Applied Science and Nuclear Data Research

*Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Mikako Ogawa[4], Tokio FUKAHORI[2], Seiya Sakai[1], KImiko Sekiguchi[5] (1. RIKEN Nishina Center, 2. JAEA, 3. RARIS, Tohoku Univ., 4. Faculty of Pharmaceutical Sciences, Hokkaido Univ., 5. Department of Physics, Tokyo Institute of Technology)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(3) Development of a calculation system contributing to the consideration of production methods for Auger electron emitters

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tokio Fukahori[2] (1. RIKEN, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2F21]

Production of JENDL-5 AMPX Continuous Energy Library

*Chikara Konno[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2F22]

Withdrawn

*Hideo Kawarada[1] (1. Independent)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K17-21] Vitrification 2

Chair:Hironori Onoe(NUMO)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2K17]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(128) Formation Reaction of Yellow Phase in Cold Cap

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2K18]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(129) Structural investigation of borosilicate glasses by using XAFS measurement in soft X-ray region

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Shibata[2], Kazuo Kojima[2], Takehiko Hasegawa[3], Seiichi Sato[3], Akane Fukaya[4], Kiyoshi Hatakeyama[4] (1. JAEA, 2. SR center, Ritsumeikan Univ., 3. Inspection Development Co., 4. E&E Techno Service Co.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2K19]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(130) Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material (4)

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Nanako Katsuoka[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K20]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(131) Applicability evaluation of glass melter for diversity of HLW

*Atsumi Miyajima[1], Kunihiko Nakano[1], Hiroki Izumi[1], Haruka Tada[1], Toshiro Oniki[1] (1. IHI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K21]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(132) Reaction of insoluble residue in cold cap(2)

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 8:40 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O18-19] Stress Corrosion Cracking

Chair:Masayuki Kamaya(INSS)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2O18]

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

Stagnant Behavior of Small Openings

*Takumi Terachi[1], Oumaya Toru[2], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[1], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. KEPCO)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2O19]

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water

(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*Katsuhiko Fujii[1], Yusuke Noshi[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada, Koji Arioka[1] (1. INSS)

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:00 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M18-20] Dissolution/Preciptation

Chair:Kazuma Kuroda(CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2M18]

Dissolution behavior of uranium-zirconium oxide solid solution

(2)The impact of organic acids

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2M19]

Solubility behavior of coprecipitated (Zr,Th)(OH)4(am)

*Yuki Yoshikawa[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2M20]

Effects of Temperature and Inner Pores of Solid Phase on the Precipitation of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Aluminum

*Yutaro Kusaka[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H19-23] Advanced Reactor

Chair:Kazuaki Kito(Hitachi-GE)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(16) Overview of development result

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1,2], Hirotaka Nakahara[3], Tohru Suzuki[4], Yuji Ohishi[5] (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. HGNE, 4. TCU, 5. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

*Shinya Ishida[1], Akihiro Uchibori[1], Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

*Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shinya Ishida[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(19) Model development for core degradation

*Tohru Suzuki[1], Shuntaro Aono[1], Shogo Suzuki[1], Yuki Fushimi[1], Sho Fuchita[2], Shinya Ishida[3], Kenichi Kawada[3] (1. Tokyo City University , 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

*Yuji Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Shuho Kitagawa[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-4 Medical Use of Quantum Beam

Thu. Sep 12, 2024 5:30 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:30 AM - 9:15 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A17-19] Medical Application of Quantum Radiation

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2A17]

Real-time absolute measurement of BNCT neutron beam intensity

*Kyosuke Harada[1], Kosei Kmimura[1], Hirokuni Yamanishi[2], Hiroshi Shiga[2], Satoshi Nakamura[3], Kenji Shimada[4], Masaru Nakamura[4], Ryo Fujii[4], Masashi Takada[1] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. National Cancer Center, 4. Cancer Intelligence Care System Inc.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2A18]

A Feasibility Study on the Applicability of Low-dose Energy-resolved CT by a transXend Detector with Rotating Filters to a Human-sized Phantom

*Yoshiki Yamashita[1], Ikuo Kanno[2] (1. Kyoto University of Education, 2. Kyoto University)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2A19]

Comparative assessment of doses to cancer tumors and normal tissues delivered by αand βemitters considering detachment from ligands in TRT

*Yuuki Yoshino[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

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

Thu. Sep 12, 2024 5:40 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:40 AM - 9:15 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O20-21] Analysis Technology

Chair:Yuichi Miyahara(CRIEPI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2O20]

Quantification of plastic strain by EBSD

(3) Quantification of local misorientation independent of step size using equidistant local misorientation

*Masayuki Kamaya[1], Naoko Maekawa[1] (1. INSS)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2O21]

Quantification of plastic strain by EBSD

(4) Misorientation evolution in stainless steel induced by equi-biaxial stress

*Naoko Maekawa[1], Masayuki Kamaya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 5:45 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:45 AM - 9:30 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D21-23] Monte Carlo Simulation Method

Chair:Ryota Katano(JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2D21]

Reactor kinetics calculation for step-wise insertion of control rod by way of power iteration

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2D22]

Statistical uncertainty estimation by circular block bootstrap method for flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2D23]

Solomon’s capability of random media criticality calculation for measurement data

*Taro Ueki[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:20 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N01-03] Evaporation to Dryness

Chair:Kenji Takeshita(Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2N01]

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

(D-12) Development of Hygroscopic Aerosol Calculation Model for Two Component Solvent

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Kouya Ganaha[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N02]

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

(D-13) Development of Gray Gas Emissivity Correlation for Radiative Heat Transfer Analysis

*Kouya Ganaha[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Satou[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2N03]

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(3) Influence of gas flow rate on RuO_4 adsorption to X-type zeolite

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（D-12）水-硝酸 2 成分溶液に対するエアロゾル吸湿モデルの開発

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(D-12) Development of Hygroscopic Aerosol Calculation Model for Two Component Solvent

*藤原 大資[1]，京 久幸[1]，我那覇 功也[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，佐藤 直弥[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

蒸発乾固事故評価コード FATE の整備において重要となるエアロゾル吸湿モデルを開発した。当該モデルは Mason 方程式の溶媒を水-硝酸 2 成分溶液に拡張し、且つ Kelvin 効果、塩効果、及び Fuchs 補正を取り込んだものである。

キーワード：蒸発乾固、FATE、エアロゾル吸湿、Mason 方程式、Kelvin 効果、塩効果、Fuchs 補正

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固事故においては、廃液沸騰時に発生する飛沫がエアロゾルとして移行することが想定されており、その蒸発/吸湿挙動を適切に取り扱うことが建屋 LPF を評価する上で極めて重要となる。この現象は MAAP、MELCOR 等の発電炉を対象とした SA コードでも取り扱われており、これらには Mason 方程式[1]ベースのモデルが組み込まれている。一方、蒸発乾固事故ではエアロゾルは廃液の飛沫から成ると共に、水-硝酸蒸気雰囲気中での蒸発/吸湿を扱う必要が生じる。蒸発は液滴が比較的乾燥したセルに流入する状況（沸騰開始時）、若しくは乾固後の高温 NO_x ガスに曝される状況（沸騰晩期～乾固期）において想定され、吸湿はセル内が高湿度環境となる状況（沸騰早期～沸騰晩期）において想定される。この背景の下、本研究では Mason 方程式の溶媒を水-硝酸 2 成分溶液に拡張し、且つ Kelvin 効果（液滴表面の曲率が蒸気圧に及ぼす効果）、塩効果（溶質が蒸気圧に及ぼす効果）、及び Fuchs 補正（気相分子平均自由行程と液滴サイズが近い遷移領域に対する補正）を取り込み、蒸発乾固事故を対象としたエアロゾル吸湿モデルを開発した。

2. 評価モデル導出　図 1 に、飛沫同伴で発生した液滴の蒸発/吸湿のイメージを示す。またオリジナルの Mason 方程式を水-硝酸 2 分溶液に拡張し、Köehler 理論に基づき Kelvin 効果、塩効果を取り込み、更に Fuchs 補正を施した式を以下に示す。ここで、m_w、m_aは液滴の水成分/硝酸成分の質量[kg]、f_{mass}、f_{heat}は蒸気の拡散項/放熱項[m・s/kg]、f_{Kelvin}、f_{Solute}は Kelvin 効果/塩効果補正項[-]、f_{FS}は Fuchs 補正項、及びS_∞は飽和比[-]を表す。

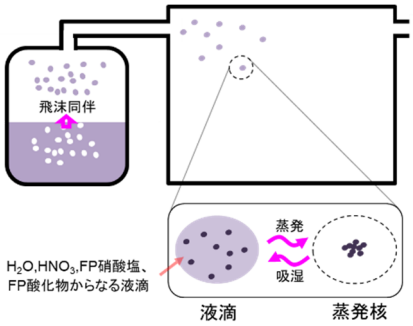


図 1 液滴の蒸発/吸湿のイメージ

Mason 方程式

$$\frac{dm}{dt} = 4\pi r \frac{S_\infty - S_s}{f_{mass} + f_{heat}}$$

拡張

$$\frac{dm_w}{dt} = 4\pi r \frac{(f^a_{mass} + f^a_{heat})(S^w_\infty - 1 - f^w_{Kelvin} + f^w_{Solute}) - f^w_{heat}(S^a_\infty - 1 - f^a_{Kelvin} + f^a_{Solute})}{(f^a_{mass} + f^a_{heat})(f^w_{mass} + f^w_{heat}) - f^a_{heat} f^w_{heat}} f_{FS}$$

$$\frac{dm_a}{dt} = 4\pi r \frac{-f^a_{heat}(S^w_\infty - 1 - f^w_{Kelvin} + f^w_{Solute}) + (f^w_{mass} + f^w_{heat})(S^a_\infty - 1 - f^a_{Kelvin} + f^a_{Solute})}{(f^a_{mass} + f^a_{heat})(f^w_{mass} + f^w_{heat}) - f^a_{heat} f^w_{heat}} f_{FS}$$

3. 結言　当該モデルの開発は、水-硝酸 2 成分溶液を扱う先進的な取り組みであり、現時点において同等のモデルを組み込んだ SA コードは存在しない。今後、エアロゾル粒子径の変化を直接扱う区間分割モデルと共に FATE に組み込むことを計画しており、妥当性確認のための実験等も検討していく必要がある。

参考文献 [1] B. J. Mason, “The Physics of Clouds”, 2nd Edition, 1971, Oxford Classic Texts in the Physical Sciences

* Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Kouya Ganaha[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（D-13）輻射計算のためのグレイガス放射率相関式の開発

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(D-13) Development of Gray Gas Emissivity Correlation for Radiative Heat Transfer Analysis

*我那覇 功也[1]，京 久幸[1]，藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，佐藤 直弥[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

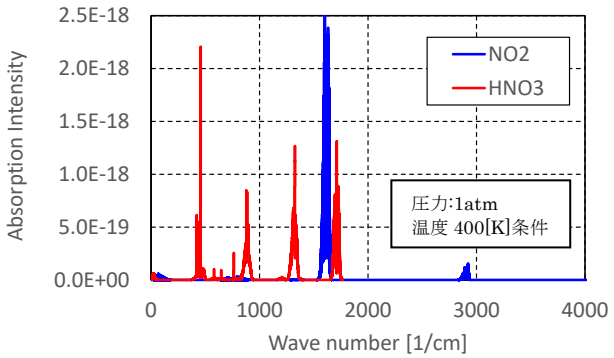
蒸発乾固事故評価コード FATE の輻射計算で必要となるグレイガス放射率評価モデルを開発した。蒸発乾固事故進展において重要となるグレイガスは H_2O、NO_2、HNO_3 であり、吸収線スペクトル計算データベース HITRAN を用いて「温度」、「圧力×ガス厚さ」依存の放射率相関式を得た。

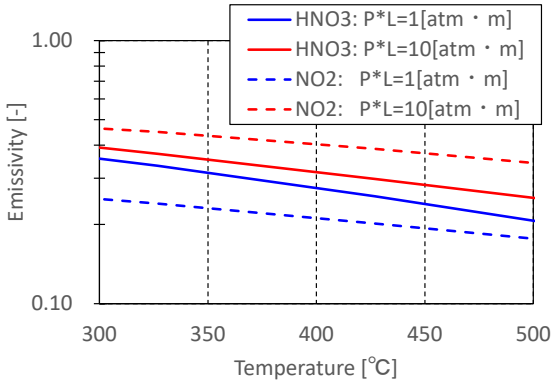
キーワード：蒸発乾固、FATE、輻射、放射率、グレイガス、HITRAN

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固事故が継続した場合、沸騰早期から晩期までは水(H_2O)や硝酸(HNO_3)が廃液貯槽から下流領域に移行し、晩期からは NO_x が移行することとなる。これら気相成分と凝縮液、若しくは壁面間の輻射は気相温度の評価結果に影響し、エアロゾルの振る舞いに重要となるミスト発生/消滅にも影響する可能性が考えられる。この背景の下、本研究では輻射に寄与するグレイガス（輻射伝熱の観点から“不透明”な気相成分）の放射率相関式を整備する。対象となるグレイガスは H_2O、NO_2、HNO_3 であり、吸収線スペクトル計算データベース HITRAN を用いて「温度」、「圧力×ガス厚さ」依存の相関式を得る。

2. HIRTAN データベースを用いた放射率相関式の導出　放射率は式(1)で定義され、E_bは黒体放射熱流束スペクトル[W/m^3]、aは吸収線スペクトル[1/m]、L_Rは気相厚さ[m]、σはステファンーボルツマン定数[W/m^2/K^4]、T_gは気相温度[K]、及びλは波長[m]である。各グレイガスの吸収線スペクトルは左図の通り温度、及び圧力に応じて HITRAN を用いて計算され、これを式(1)に代入することで右図に示す放射率が得られる。更に、この結果をフィッティングすることで、「温度」、及び「圧力×ガス厚さ」依存の放射率相関式が導出される。混合ガスの放射率については相互作用が小さいことを確認しており、分圧から計算された放射率の和を用いる。

$$Emissivity = \frac{\int_0^\infty \{1 - exp[-a(\lambda, T_g)L_R]\} E_b(\lambda, T_g) d\lambda}{\sigma T_g^4} \quad (1)$$





3. 結言　吸収線スペクトルデータを利用してグレイガス（H_2O、NO_2、HNO_3）の放射率を計算し、これに基づき温度、圧力、ガス厚さ依存の相関式を整備した。得られた相関式は FATE に組み込むことを計画しており、これにより気相成分の違いが温度挙動、ミスト生成/消滅挙動に与える影響を定量的に分析することが可能となる。

参考文献 [1] HITRAN Application Programming Interface User Guide（https://hitran.org）
[2] “Thermal Radiation Heat Transfer”, Volume III, Robert Siegel and John R. Howell, NASA SP-164, 1971

* Kouya Ganaha[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2], Naoya Sato[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

RuO_4 放出抑制策としてのゼオライトの適用性の検討
(3) X 型ゼオライトの RuO_4 ガス捕捉におけるガス流速の影響

Study on applicability of zeolite for mitigation of RuO_4 release

(3) Influence of gas flow rate on RuO_4 adsorption to X-type zeolite

*関口 裕真[1], 加藤 徹也[1], 宇佐見 剛[1]

[1]電中研

再処理施設の重大事故緩和策として、高レベル廃液の蒸発乾固事故時に放出される揮発性 Ru をゼオライトにより除去することを検討している。本研究では、X 型ゼオライトの揮発性 Ru 捕捉挙動に関し、ガス流速による影響についてカラム試験装置を用いて検討した。

キーワード：高レベル廃液、蒸発乾固、ルテニウム、ゼオライト

1. 緒言

再処理施設の重大事故の一つである高レベル廃液の蒸発乾固事故では、廃液沸騰時および乾固後の揮発性 Ru（RuO_4）の放出抑制が課題となっている[1]。このため、当所では X 型ゼオライトによる気相中からの RuO_4 の除去について検討しており、前報[2]で小規模カラム試験装置へのゼオライト配置量をパラメータとして RuO_4 の捕捉挙動を評価し、RuO_4 生成時に共存する HNO_3 ガスの捕捉挙動への影響について示した。本研究では、捕捉挙動における速度論的評価のため、ガス流速をパラメータとした試験を実施した。

2. 実験

ガス流速の変更に対応した小規模カラム試験装置を、ガラス器具とマントルヒーターにより製作した（図１）。U 字状のガラス管に X 型ゼオライトを 6 g 配置し、ヒーター１、２で 200℃以上に保持した。RuO_4 源として $RuNO(NO_3)_3$ を含む硝酸溶液(0.8wt%-Ru、5 ml)を用い、これをヒーター３で 3 時間かけて 135 ℃まで加熱した。ガラス管は試験後に部位ごとに洗浄し、バブラー水及びガラス管の洗浄液の化学分析により、部位ごとの HNO_3、RuO_4 の移行量を評価した。ゼオライトへの各ガス成分の移行量は、RuO_4 はゼオライトの固体分析、HNO_3 は初期投入量とバブラーへの移行量の差から導出した。

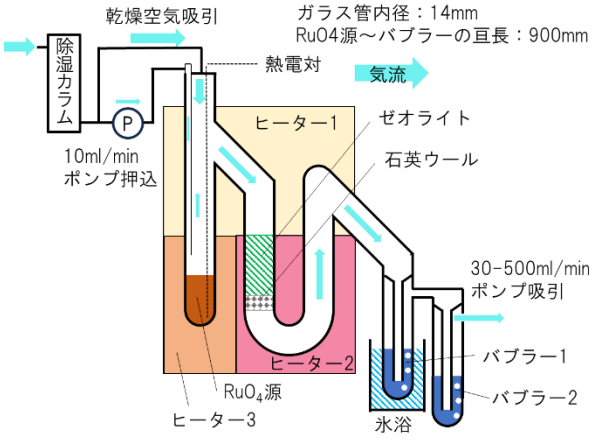


図1 小規模カラム試験装置

3. 結果

各部位への RuO_4、HNO_3 の移行量合計に対するゼオライトへの移行量の比率を捕捉率として導出した（図２）。ガス流速が 100 mL/min 以下では移行した RuO_4 の 99%以上がゼオライトに捕捉されたが、200 mL/min を超えると捕捉率は顕著に低下した。HNO_3 も同様に高流速では捕捉率が低下した。以上より、本研究の試験条件の範囲で速度論的効果によりゼオライトの RuO_4 捕捉能力が低下することが示された。但し、本試験ではガス流速の上昇に伴い試験中の積算ガス流通量も増加したため、高流速条件で捕捉率低下の要因として、一度捕捉された RuO_4 の脱離の影響も考えられた。

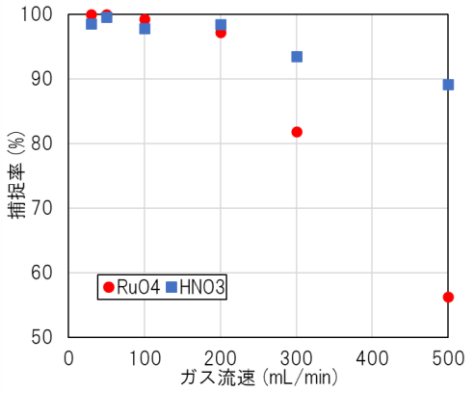


図2 ガス流速とガス成分捕捉率の関係

参考文献

[1] Y. Yamane et al., J. NUCL. SCI. TECHNOL., **53(6)** (2016), 783.
[2] 関口 他、日本原子力学会「2023 秋の大会」、**2B17**

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1] and Tsuyoshi Usami[1]
[1]CRIEPI

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B01-04] Lithium

Chair:Shunsuke Kenjo(QST)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01]

Enhancement of ^{6}Li enrichemnt performance by asymmetric design of electrodialysis multistage cells

*Keisuke Mukai[1], Kenji Itaka[2], Kiyoto Shin-mura[2], Ryo Ito[3], Ikuma Takahashi[4], Kazuya Sasaki[2] (1. NIFS, 2. Hirosaki Univ., 3. Kyoto Univ., 4. CIT)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02]

Metallurgical study on corrosion of 304 stainless steel accelerated by electromigration in liquid metal pool

*Humam -[1], Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2B03]

Study on growth behavior of abnormal oxides in FeCrAl alloy tube machined by WEDM process and mitigation methodology

*Ryuhei Muto[1], Takashi Endo[2], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech, 2. Hokkaido univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2B04]

Study on vanadium alloy corrosion in liquid lithium

*Kazunari Katayama Katayama[1], Shota Katayama[1], Yuuka Mori[1], Rio Arakawa[1], Hiroki Isogawa[1], Takuya Nagasaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. NIFS)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

電気透析多段セルの非対称化による^{6}Li同位体濃縮性能の向上

Enhancement of ^{6}Li enrichemnt performance by asymmetric design of electrodialysis multistage cells

*向井啓祐[1]、伊高健治[2]、新村潔人[2]、伊藤諒[3]、高橋伊久磨[4]、佐々木一哉[2]
[1]核融合研、[2]弘前大、[3]京大、[4]千葉工大

核融合炉では三重水素の炉内生産が想定されているため、固体増殖及び液体増殖のいずれのブランケット方式においても大量の高濃度 ^{6}Li が必要となる。本研究ではマルチステージ電気透析セルのモデリングにより、連続運転可能かつ高効率な濃縮プロセスの検討を行った。

キーワード: 同位体濃縮、リチウム同位体、電気透析法

1. 背景・目的

核融合原型炉１機あたり数十トン規模の ^{6}Li（^{6}Li: 60–90%）が増殖ブランケットの製造時に必要となるため、効率的な濃縮システム設計が必要となる。水銀フリーな濃縮手法として、電気透析法によるリチウム同位体の分離手法の研究がなされているが、スケールアップに向けた多段化方式の最適な構成や運転条件は十分に理解されていない。本研究ではイオン伝導体を用いた電気透析セルを対象に多段化のモデリングを行い、分離係数を向上させる条件を探索した。

2. モデリング

Ohya らの同符号イオンの分離理論式[1]を用い、クロス型とストレート型の２種類を検討した。計算では、各シングルセルのヘッド分離係数 β を 1.06 と仮定し、n 段（部屋数：$N = 4n + 2$）カスケードの供給流 F と濃縮流 C の Li 同位体比からシステム全体のヘッド分離係数 $\omega = (^6\mathrm{Li}/^7\mathrm{Li})_C/(^6\mathrm{Li}/^7\mathrm{Li})_F$ と ^{6}Li の回収率 r_6 を算出した。

3. 結果

イオン伝導体の面積当たりの電流値を 0 から 40 A/m^2 に変化させ、$N = 178$ ($n = 44$ 段) までのカスケードの濃縮性能を調べた。ω はイオン伝導体の電流値に対して上に凸な関係が得られた。図 1 に ω の最大値と最大となるときの電流値を示す。ストレート型とクロス型では ω の最大値は同程度であったが、クロス型の方が低い電流値で運用できることが示唆された。一方、ω の最大値は静的条件のシングルセルの β（入力値）よりも低い値であった。本発表では更に濃縮性能を向上させる運転条件を探索し、その効果について報告する予定である。

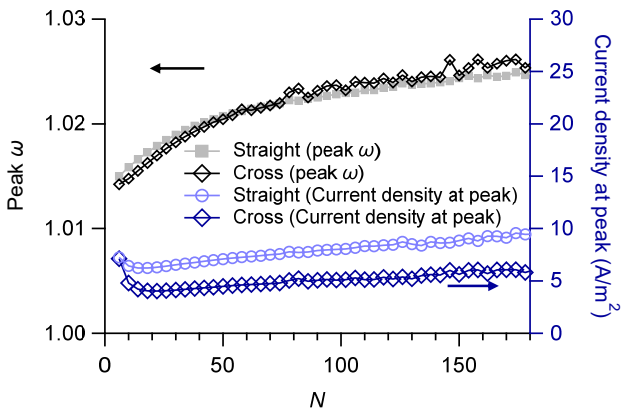


図１　N室カスケードの ω の最大値（左軸）と ω 最大時の電流値（右軸）の関係

参考文献

[1] H. Ohya et al. *Bull. Soc. Sea Water Sci. Jpn.* 46 (1992) 27−36.

---

*Keisuke Mukai[1], Kenji Itaka[2], Kiyoto Shin-mura[2], Ryo Ito[3], Ikuma Takahashi[4], Kazuya Sasaki[2]
[1]NIFS, [2]Hirosaki University, [3]Kyoto University, [4]Chiba Institute of Technology

Metallurgical Study on Corrosion of 304 Stainless Steel Accelerated by Electromigration in Liquid Metal Pool

*Humam[1], Susumu Hatakeyama[2] and Masatoshi Kondo[3]

[1]Tokyo Tech, School of Environment and Society, [2]Tokyo Tech, School of Engineering,

[3]Tokyo Tech, Institute of Innovative Research.

Electrical current flow in liquid metal pool can accelerate the corrosion of structural materials according to an electromigration phenomenon. The purpose of this study is to clarify the effect of electrical current flow on the chemical compatibility of structural material in a liquid Pb pool. The electromigration test was performed with 304 austenitic steel specimens in liquid Pb pool under electrical current of 10 A. The 304 specimens were analyzed using STEM with EBSD after the corrosion test. The dissolution corrosion was shown to be promoted on the electron-receiving side. The corrosion damage was observed mainly on the bulk area of the grain because of higher electron flow due to its lower electrical resistivity compared to the grain boundaries.

Keywords: Liquid metal, Electromigration, Corrosion, Grain Boundary Dissolution, Precipitation

1. Introduction The flow of electrons and ions in the liquid metal components of fusion reactors may result in electrical current flow. The flow of electrical current in liquid metal pool can cause a mass transport phenomenon called electromigration. The theoretical model on the electromigration had been studied on our previous research [1]. The purpose of the current study is to clarify the effect of electromigration on the material corrosion by metallurgical analysis.

2. Experimental condition The corrosion test of 304 austenitic steel (Fe-18Cr-12Ni) was performed in liquid Pb pool at 773 K for 250 hours. Figure 1 shows the apparatus used to conduct the corrosion test. Two 304 specimens were installed to act as the electron-receiving side and the electron influx side in the crucible. Liquid Pb was filled between the two specimens. Electric current of 10 A was flowed through the specimens. According to the theoretical model, the migration of Pb atoms will be induced along with the electron flow by electromigration.

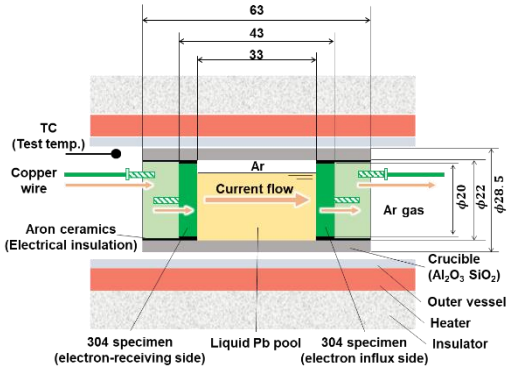


Fig. 1 Apparatus for corrosion test under electric current flow.

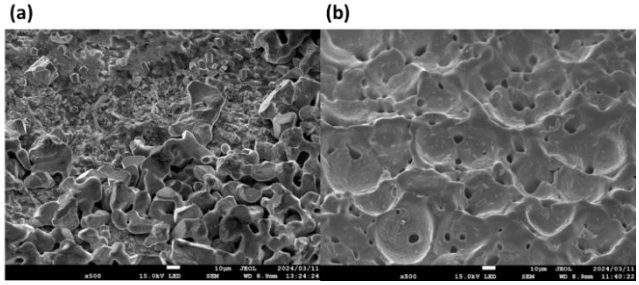


Fig. 2 SEM surface images of 304 specimens, (a) electron influx side and (b) electron-receiving side.

3. Metallurgical analysis and discussion The specimens were analyzed using SEM/EDX analysis after the corrosion test. Dimple-like patterns and cavities were observed on the surface of the electron-receiving side, indicating dissolution corrosion. EBSD analysis was performed on the electron-receiving side and reveals that the dimple-like patterns are centered on the bulk area of the grain. Grain boundaries have higher electrical resistivity due to higher electron scattering cross-section, resulting in less electron flow along the grain boundaries. The dimple-like patterns are the result of the different electron collisions frequency between the grain bulk area and the grain boundaries. The formation of the cavity was possibly caused by the dissolution of carbides within the material.

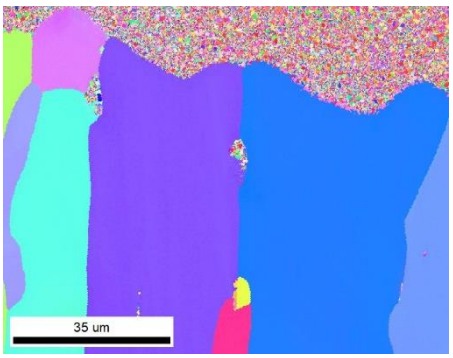


Fig. 3 EBSD map of the electron-receiving side.

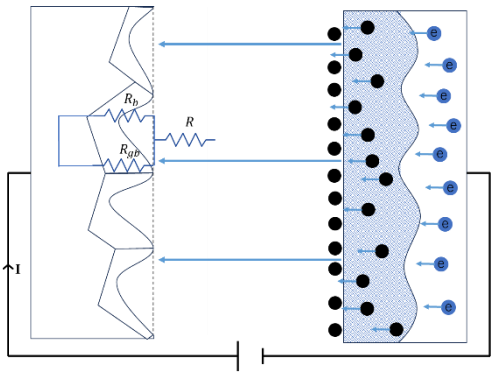


Fig. 4 Illustration of grain boundary electrical circuit during electromigration.

References [1] Humam, Hatakeyama, S., Kondo, M. (2024). Study on Electromigration Behavior in High Temperature Liquid Metal Pool. *AESJ 2024 Spring.* 3G01-05.

ワイヤー放電加工を施した FeCrAl 合金製円管内壁の異常酸化現象とその抑制方法に関する研究

Study on growth behavior of abnormal oxides in FeCrAl alloy tube machined by WEDM process and mitigation methodology

*武藤 龍平[1], 遠堂 敬史[2], 近藤 正聡[3]
[1] 東京工業大学工学院機械系, [2] 北海道大学電子科学研究所,
[3] 東京工業大学科学技術創成研究院

FeCrAl 合金 APMT 製の円管をワイヤー放電加工により作製して予備酸化処理を施した。1273 K の大気下における予備酸化処理では、ワイヤー放電カット加工面に α-Al_2O_3 被膜に加えワイヤー放電加工時に使用された真鍮ワイヤーに由来する Cu や Zn 等を含む異常酸化物が局所的に形成された。1373 K の予備酸化処理を施すことにより、異常酸化物形成箇所の下部において Al リッチな酸化物が厚膜化し、十分な保護性や絶縁性を得られることがわかった。

キーワード：核融合炉、液体ブランケット、FeCrAl 合金、α-Al_2O_3 被膜、ワイヤー放電加工

1. 緒言 核融合炉の液体 LiPb ブランケットにおいて、高温時の材料共存性や液体金属が磁場下を横切って流れる場合に発生する MHD 圧力損失が課題となっている。FeCrAl 合金が 1273 K 以上の大気下において形成する α-Al_2O_3 被膜は液体 LiPb から母材を保護するだけではなく[1], 絶縁被覆として機能させることで MHD 圧力損失を十分に低減することがわかってきた[2]。しかし、円管等をワイヤー放電加工で作製した場合、加工面にはクラックや再凝固層が形成される[3]。この場合において、大気中で酸化処理を施すと Cu や Zn 等を含む異常酸化物が局所的に形成され、本来の被膜の機能が損なわれることがわかった。本研究の目的は、ワイヤー放電カット加工後の生じうる異常酸化現象による被膜の機能低下を抑制する機構を明らかにすることである。

2. 試験材料と酸化処理条件 ワイヤー放電加工により FeCrAl 合金 APMT(Fe-22Cr-5Al-3Mo)製の円筒の内側をくり抜き, 円管試験片(内径:12 mm、外径:15 mm)を作製した。この試験片の表面を SiC 製の研磨紙で研磨した後、1273 K の大気下で 1, 10, 100 時間, 1373 K の大気下で 10 時間の酸化処理を施し表面に酸化膜を形成させた。円管の内壁に形成された酸化膜の形成状態を SEM/EDX で分析した。FIB 加工により円管内壁から薄膜片を作製し、FE-SEM/EDS により酸化膜の組織を分析した。

3. 結果と考察 円管内壁にはワイヤー放電加工で生じるクラックが局所的に確認され、そのクラックやその周辺の凹部には真鍮ワイヤーに由来する Cu や Zn を含む再凝固層が形成されていた。再凝固層の Cu と Zn の原子量はクラックの深部に行くにつれて少なくなった。酸化処理を施した円管内壁には α-Al_2O_3 被膜に加えて Cu や Zn 等を含む異常酸化物が部分的に確認された。図 1(a)に 1273 K で 100 時間の酸化処理を施した際に形成された異常酸化物の断面 FE-SEM/EDX 像を示す。1273 K で 100 時間、1373 K で 10 時間の酸化処理で確認された異常酸化物に含まれる Cu や Zn の原子量は 1273 K で 1 時間の酸化処理によって形成された異常酸化物よりも小さかった。また, 1273 K で 10 時間の酸化した時と同様に異常酸化物の下層に Al リッチな酸化物が確認されたが, その厚さは同温度で 100 時間の酸化を施したときの方が厚かった。また、図 1(b)に 1373 K で 10 時間の酸化処理で形成された異常酸化物の断面 FE-SEM/EDX 像を示す。この場合においても十分な厚さの Al リッチな酸化被膜が形成することがわかった。酸化温度を高くあるいは酸化時間を長くすることにより異常酸化物の下層に十分な膜厚の Al リッチ酸化物を形成させ、期待された被膜の機能を得られることがわかった。

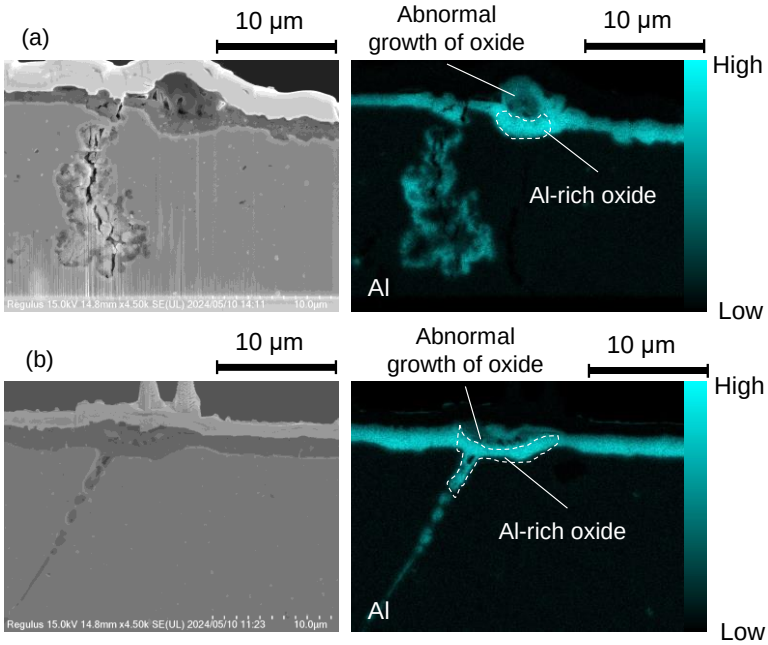


図 1 (a)1273 K で 100 時間の酸化処理を施した際に形成された異常酸化物、(b)1373 K で 10 時間の酸化処理を施した際に形成された異常酸化物の断面 FE-SEM/EDX 像

[1] M. Kondo et al., Corros. Sci. 197 (2022) 110070.[2] R. Nishio et al., Nuc. Mater. Energy 34 (2023) 101382.
[3] D. K. Aspinwall (2) et al., CIRP Ann. 57 1 (2008) pp. 187-190.

* Ryuhei Muto[1], Takashi Endo[2] and Masatoshi Kondo[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Research Institute for Electronic Science, Hokkaido University

液体リチウム中でのバナジウム合金の腐食に関する研究

Study on vanadium alloy corrosion in liquid lithium

*片山 一成[1], 片山翔太[1], 森 裕薫[1], 荒川理央[1], 五十川浩希[1], 長坂琢也[2]
[1]九大, [2]核融合研

Ti・Cr 組成の異なる V 合金試料を 600℃で液体 Li に約 240 時間浸漬し、質量変化を測定したところ、Ti 濃度 2 ~ 4 %では質量増加が生じ、1%では質量減少が生じた。Ti 濃度の減少に伴い、不純物対するスカベンジング効果が低減し、腐食が促進される傾向が示された。

キーワード：バナジウム合金、液体リチウム、腐食

1. 緒言

液体金属 Li は液体ブランケット材料として期待されており、低密度で低融点かつ高熱伝導特性を有する。しかし、化学的共存性に起因する腐食が問題となるため、構造材には液体 Li との適合性が要求され、長期間にわたって構造的な安定性を確保することが必要である。このような技術的背景下において、低放射化特性、高温強度特性及び照射特性に優れた V を主成分とし Cr 及び Ti を添加した V 合金が構造材候補として期待されている。Ti は液体 Li による腐食の影響を低減する一方で、核融合炉環境下で長半減期の放射性核種を生成するため、低放射化特性向上の観点からは Ti 添加量を最小限にすることが望ましい。現在 4wt%の Ti と Cr を添加した V-4Cr-4Ti 合金（NIFS-HEAT-2 等）が候補材であるが、Ti を減らし Cr を増やした組成の合金も検討されている。しかしながら、液体 Li 環境下における Ti・Cr 組成に対する腐食への影響は明らかにされていない。そこで本研究では、Ti・Cr 組成の異なる V 合金試料を 600℃で液体 Li に浸漬し、質量変化を測定した。

2. 実験方法

V 合金試料は、核融合科学研究所にて切断、熱処理を行い準備した。試料サイズは、縦 10mm, 横 8mm, 厚さ 1mm である。Ar 雰囲気にて、Mo 坩堝に約 1g の Li と試料を充填し、片封じ石英管（外径 34mm, 内径 30mm, 長さ 200mm）内に設置した。石英管をガスの供給・排出ポートと熱電対挿入ポートを有する金属継手に挿入し O リングで固定した。万が一の Li 漏洩を想定して、Ar ガス置換可能なグローブボックス内に整備された電気炉に、試料含有石英管を設置し、30cc/min で Ar ガスを流通させながら、電 600℃まで昇温し、約 240 時間一定温度に保持した。加熱終了後、室温まで自然冷却し、石英管ごと別のグローブボックスに移送し、Ar 雰囲気で Mo 坩堝を取り出した。坩堝内に水をゆっくりと滴下することで Li を溶解し、試料を回収した。実験前後での質量変化から腐食の進行を評価した。

3. 結果及び考察

図 1 に合金中の Ti 濃度と Li 浸漬加熱後の質量変化率との関係を示す。Ti 濃度が 2、3、4%と増加するに従って、質量が増加していることがわかる。一方、Ti 濃度が 1%と低い場合は、質量減少が生じている。Ti 濃度が高いほど Ti-CON の析出量が増し、質量増加に繋がったと考えられる。Ti 濃度 1%試料については、Ti-CON の析出に伴う質量増加を上回る腐食減肉が生じたことを示す。Ti 濃度の減少に伴い、Ti によるスカベンジング効果が低減し、腐食が促進される傾向が示された。

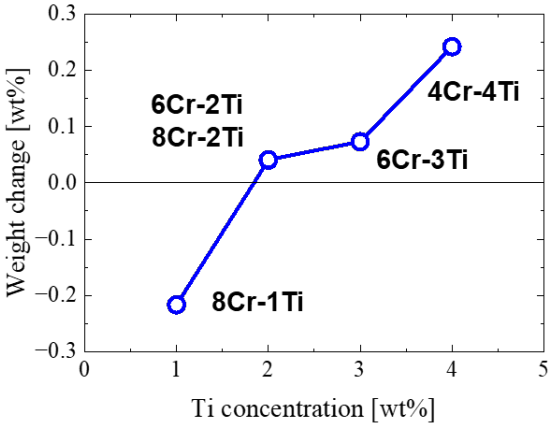


図 1 V 合金中 Ti 濃度に対する質量変化率

謝辞 本研究は、科研費 20H00144 及び核融合科学研究所一般共同研究 NIFS24KIEU008 の支援を受けたものである。

*Kazunari Katayama[1], Shota Takataya[1], Yuuka Mori[1], Rio Arakawa[1], Hiroki Isogawa[1], Takuya Nagasaka[1]
[1] Kyushu Univ., [2] NIFS

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E01-04] Hydrogen Behavior

Chair:Hidetoshi Karasawa(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(1) Overall development status

*AKIRA TSUYUKI[1], MOTOSHIGE YAGYU[1], AKIRA YAMADA[1], KOICHI MURAMATSU[1], HIROFUMI OKABE[1], HIROKO ABE[1] (1. TOSHIBA ESS)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(2) Basic property of PAR in severe accident circumstance

*AKira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Akira Tsuyuki[1], Koichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2E03]

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(3) Understanding the impact of degradation factors

*Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1], Akira Tsuyuki[1], Kouichi Muramatsu[1], Mika Tahara[1], Hiroko Abe[1], Kazuya Yamada[1], Hirofumi Okabe[1], Hitoshi Kubo[2], Yasunori Iwai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Tanaka Kikinzoku Kogyo, 3. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2E04]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(11) Hydrogen concentration distribution considering leakage from the reactor building

*Fumitomo Onishi[1], Achihiro Hamano[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Atsuo Takahashi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性の検討　（1）全体開発状況

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs　(1)Overall development status

*露木　陽[1]，柳生　基茂[1]，山田　昂[1]，村松　浩一[1]，岡部　寛史[1]，阿部　紘子[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所の安全性向上に資することを目的に、事故時に BWR 格納容器（PCV）内で発生する酸素、水素を触媒により再結合させる PCV 内設置 PAR を開発している。実機適用に向けた全体開発フローおよび開発状況についての整理状況と、主な検討内容について整理した。

キーワード：酸素，水素，格納容器，再結合反応，触媒，疎水処理

1. 緒言　静的触媒式水素再結合器(PAR)[1]は、国内 BWR プラントの重大事故等時における代替循環冷却時に、水の放射線分解で発生する酸素を触媒により再結合することで、PCV 内に蓄積する酸素を水素と再結合させて、PCV 内酸素濃度を可燃限界未満に維持することで、ベント操作を回避する選択肢を提供するものである（図１）。BWR 事故時 PCV 雰囲気で活性を有する可能性がある触媒として核融合炉のトリチウム回収用触媒[2]に注目し、PCV 内設置 PAR に求められる性能にあうよう開発し、実機適用可能か、性能評価を行った。

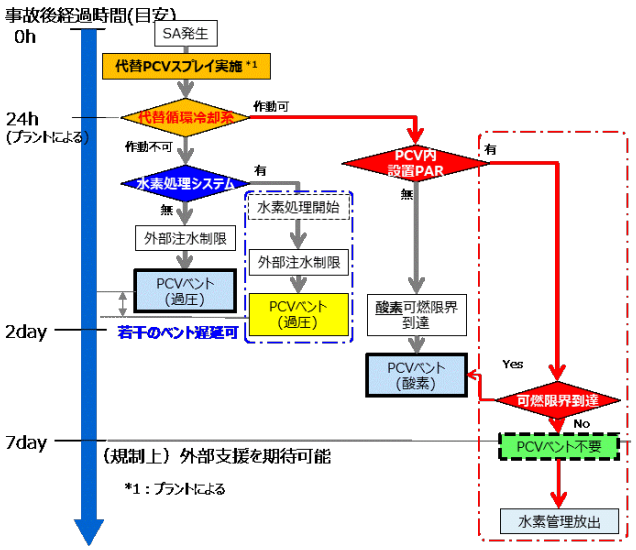


図１　事故時の対応フロー

2. 開発プロセス　実機 SA 時の PCV 環境条件、耐熱・耐水触媒の開発品、PWR 向け既設 PAR の性能評価式を参考に、新型 PAR 向けの触媒選定および性能評価式を設定した。開発プロセスを図２に示す。実機適用に向けて、ABWR を代表プラントと設定し、被毒物質（物理的、化学的）による影響評価、耐放射線性、耐熱性、必要台数を考慮した配置成立性、耐震性の評価を行い、成立性について見込みが得られた。

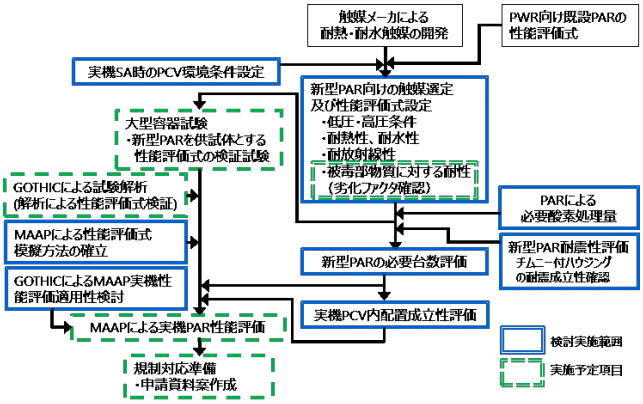


図２　開発プロセス

3. 結論　BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性検討について、触媒の選定、実機環境を模擬した性能評価試験を行った結果、性能を満たす触媒であることを確認した。これまではガスを吹き付けて強制的に反応をさせていたが、大型容器を用いて自然対流状態においても性能を満たすことを試験により検証する。

参考文献

[1]　小林敬 村野兼司　宮田浩一ほか　日本原子力学会和文論文誌　Vol.1　**No.1**　80-89
[2]　岩井保則 久保仁志　大嶋優輔　Isotope News　**736**　12-17（2015）

* Akira Tsuyuki [1], Motoshige Yagyu [1] , Akira Yamada [1] , Koichi Muramatsu [1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe [1],
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation,

BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性の検討
（２）事故時環境での基礎特性把握

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs

(2) Basic property of PAR in severe accident circumstance

*山田 昂[1]，柳生 基茂[1]，露木 陽[1]，村松 浩一[1]，田原 美香[1]，岡部 寛史[1]，阿部 紘子[1]
山田 和矢[1]，久保 仁志[2]，加藤 俊祐[2]，岩井 保則[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]田中貴金属工業株式会社，
[3]国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

事故時の BWR 格納容器（PCV）内で発生する酸素、水素を触媒により再結合して処理する BWR 用 PCV 内設置 PAR の開発を行っている。事故時環境における新型 PAR の性能評価試験を実施し、新型 PAR の性能評価式を構築した。

キーワード：酸素，水素，格納容器，再結合反応，触媒，疎水処理

1. 緒言　静的触媒式水素再結合器(PAR)は、水の放射線分解で生じる酸素を触媒により再結合し可燃限界未満を維持する機器であり PWR 格納容器内に実装され、PCV への適応検討も行われている[1]。これまでの開発にて PAR の PCV 適応性が高いと判断した開発触媒[2]を用い、新型 PAR を模擬した反応容器（図 1）により実機で想定される代表条件での性能評価試験を実施した。

2. 試験・結果　様々な事故シナリオから想定される温度、圧力、ガス組成から、代表的な条件を選定し（図 2）、開発触媒の性能評価試験を実施し、酸素処理率を評価した（図 3）。PAR 起動時を模擬した低流速条件では､酸素処理率は 0.5-0.7 の範囲であった｡ヨウ素等の被毒がない開発触媒は問題なく起動することが示唆された。また、中・高流速域の通常運転条件では、概ね酸素処理率が 0.2 前後であった。酸素処理率に対する各種パラメータの影響を整理し、酸素処理率を予測する性能評価式を構築した。

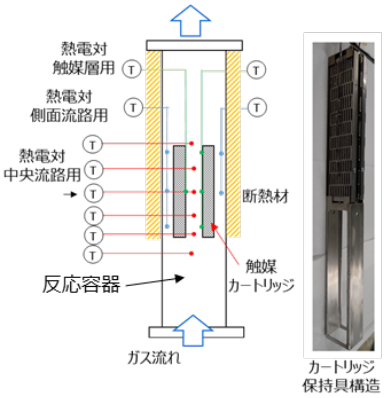


図1 反応容器の概念図

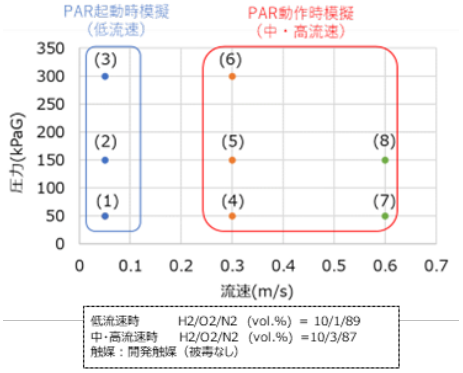


図2 試験条件

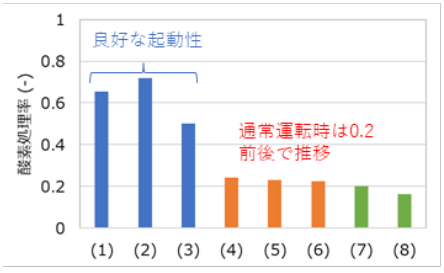


図3 試験結果

酸素処理率＝1−出口酸素濃度/入口酸素濃度

3. 結論　性能評価式を構築することにより、被毒なしの実機想定環境における PAR の酸素処理性能の予測が可能となった。今後、被毒なし時の PAR 設置台数による酸素処理速度への影響評価を行う。

参考文献

［１］　小林敬 村野兼司　宮田浩一ほか　日本原子力学会和文論文誌　Vol.1　**No.1**　80-89
［２］　柳生基茂　露木陽　村松浩一ほか　日本原子力学会　2024 年春の年会　3D07

*Akira Yamada [1], Motoshige Yagyu [1], Akira Tsuyuki [1], Koichi Muramatsu [1], Mika Tahara [1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe [1], Kazuya Yamada [1],Hitoshi Kubo [2], Syunsuke Kato [2],Yasunori Iwai [3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]TANAKA Kikinzoku Kogyo K.K.,[3]National Institutes for Quantum Science and Technology

BWR 用 PCV 内設置 PAR の実機適用性の検討
（３）劣化要因の影響の把握

Study of the applicability of PAR installed in PCV for BWRs
(3) Understanding the impact of degradation factors

*柳生 基茂[1]，山田 昂[1]，露木 陽[1]，村松 浩一[1]，田原 美香[1]，岡部 寛史[1]，阿部 紘子[1]
山田 和矢[1]，久保 仁志[2]，加藤 俊祐[2]，岩井 保則[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]田中貴金属工業株式会社，
[3]国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

事故時の BWR 格納容器（PCV）内で発生する酸素、水素を触媒により再結合して処理する BWR 用 PCV 内設置 PAR の開発を行っている。想定される事故時の酸素/水素比で性能を確認した触媒がヨウ素の共存により受ける影響を確認するため、ヨウ素の積算供給量を変化させヨウ素被毒に対する耐性を確認した。

キーワード：酸素，水素，格納容器，再結合反応，触媒，ヨウ素

1. 緒言　静的触媒式水素再結合器(PAR)は、水の放射線分解で生じる酸素を触媒により再結合し可燃限界未満を維持する機器であり PWR 格納容器内に実装され、PCV への適応検討も行われている[1]。これまでの開発にて PAR の PCV 適応性が高いと判断した開発触媒[2]を用い、評価時の積算ヨウ素供給量に注目した試験を行い、ヨウ素環境下での触媒性能を確認した。

2. 試験・結果　PAR の構造的特徴を模擬した反応容器（図１）を作製し、開発触媒および既往触媒を用いて積算ヨウ素供給量と酸素処理性能の関係を評価した。なお、ヨウ素の最大供給量は保守的な評価とするため、事故発生直後のコアインベントリ内のヨウ素がすべて格納容器内に放出すると仮定した。図２に示す積算ヨウ素供給量と酸素処理活性の関係の通り、いずれの触媒もヨウ素供給量の増加とともに酸素処理性能が低下した。ただし、既往研究で用いられた触媒では初期活性が 1/10 以下となる条件でも開発触媒は初期の 1/3 以上の活性を有し、全ヨウ素供給後も初期活性の 1/10 以上の活性を維持することから開発触媒はヨウ素耐性が高いことを確認した。

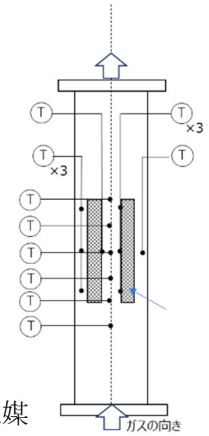


図１　反応容器

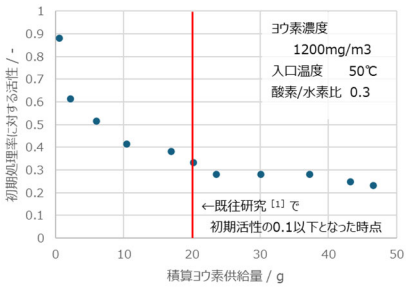


図2　積算ヨウ素供給量と酸素処理活性

初期処理率に対する活性＝
あるヨウ素量での酸素処理率/ヨウ素供給のない条件での酸素処理効率
酸素処理率＝1-出口酸素濃度/入口酸素濃度

3. 結論　PAR の構造的特徴を模擬した容器にて開発触媒および既往触媒のヨウ素環境下での性能を試験し、開発触媒がヨウ素環境でも酸素処理が継続可能であることを確認した。今後は各触媒の分析を行い、今回確認したヨウ素耐性の違いを生んだ原因を調査する。また、本結果を踏まえ自然循環を助けるための煙突延長の要否や必要な設置台数の検討を行い BWR 用 PCV 内設置 PAR の有効性を確認する。

参考文献

［１］　小林敬 村野兼司　宮田浩一ほか　日本原子力学会和文論文誌　Vol.1　**No.1**　80-89
［２］　柳生基茂　露木陽　村松浩一ほか　日本原子力学会　2024 年春の年会　3D07

*Motoshige Yagyu [1], Akira Yamada[1], Akira Tsuyuki [1] Koichi Muramatsu [1], Mika Tahara [1], Hirofumi Okabe[1], Hiroko Abe [1], Kazuya Yamada [1], Hitoshi Kubo [2], Syunsuke Kato [2],Yasunori Iwai [3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]TANAKA Kikinzoku Kogyo K.K.,[3]National Institutes for Quantum Science and Technology

過酷事故時原子炉建屋・格納容器の熱流動解析コード Advance/BAROC の開発 (11)原子炉建屋からのリークを考慮した水素濃度分布

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC (11) Hydrogen concentration distribution considering leakage from the reactor building

*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], 内藤正則 [1]
[1]アドバンスソフト株式会社

自社開発した過酷事故時原子炉建屋・格納容器の熱流動解析コード Advance/BAROC (以下 BAROC)を用いて原子炉建屋からのリークが建屋内の水素濃度分布にどのような影響を及ぼすのか検討した。解析はリークに注目し原子炉建屋からの漏洩面積をブローアウトパネル (以下 BOP) の約 2.0～6.6%と仮定し感度解析を実施した。結果、4 階の最大水素濃度は漏洩面積によって水素の可燃領域から可燃領域外の 3.5%以下まで低下する結果が得られた。

キーワード：BAROC、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、水素濃度分布、多成分ガス、水蒸気凝縮、原子炉建屋、リーク

1. 緒言

これまで福島第一原子力発電所 1 号機および 2 号機相当の原子炉建屋を対象に水素濃度分布解析を実施してきたが、これらの解析では原子炉建屋を閉鎖系として解析を実施してきた。原子炉建屋には建屋外に繋がる扉やダクトが設置されており、これらの場所には微小な隙間があると考えられる。そこで、この微小な隙間が原子炉建屋の水素濃度分布にどのような影響を及ぼすのか感度解析を実施した。

2. 解析条件

公開情報[1]に基づき、1F3 相当のモデルを作成した。解析ではモデルを約 77 万格子で構成し、1 格子のサイズ幅は約 0.5m の立方体とした。事故シナリオは公開情報[2]より、5 階シールドプラグから 480K の水素 650kg(水素濃度 100%)と水蒸気 75,000kg が一定の流量で 18.35 時間かけて流入する事例を想定した。リーク箇所は BOP 設置箇所と同一とし、リーク面積は BOP 設置面積[3]に対し、①2.0%、②3.3%、③6.6%の 3 条件とし、原子炉建屋内の水素濃度分布について感度解析を実施した。

3. 結論

原子炉建屋内における水素量の時系列変化を図 1 に示す。リークなしのケースでは原子炉建屋内に流入した水素 650kg がそのまま残るが、リークを考慮したケースでは、流入量の約 13～31%まで減少している。また、③のケースでは 4 階の最大水素濃度が約 19.9%から約 3.5%に低下している。本結果より、リークは原子炉建屋内の水素濃度分布に影響するため、リークを考慮した水素濃度分布解析をする必要が有ると考えられる。

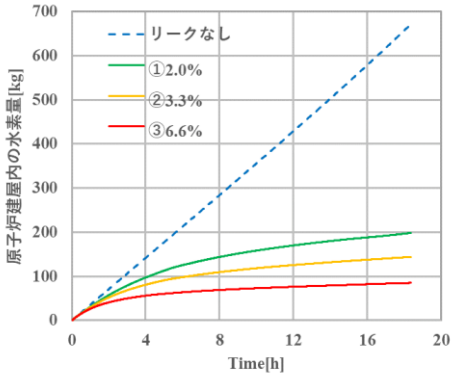


図 1　原子炉建屋内の水素量

参考文献

[1] 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 6 回進捗報告」について(添付資料 1-10, 2-5) 東京電力ホールディングス(株)
[2] 原子力規制委員会：第 38 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(資料 2-2, 2-3) 原子力規制委員会
[3] 第 13 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会　(資料 4)　原子力規制庁

* Fumitomo Onishi [1], Achihiro Hamano [1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Atsuo Takahashi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], and Masanori Naitoh[1]
[1]AdvanceSoft Corporation

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:35 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G01-04] Sodium-cooled fast reactor 1

Chair:Masatoshi Kameyama(JAPC)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(18) Evaluation for reactor and containment vessel integrity during RVACS independent heat removal

*Keita Endo[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(19)RVACS cooling of metal fuel debris in the core disruptive accident

*Tomoki Mishima[1], Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2G03]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(20) Early demonstration scenario of MA recycling by metal fuel cycle

*Daisuke Watanabe[1], Sho Fuchita[1], Tomoki Mishima[1], Koji Fujimura[1], Hirotaka Nakahara[1], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2G04]

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(21) Geological disposal of high-level radioactive waste from pyroprocessing

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shingo Tanaka[1], Miki Harigai[1], Yuma Sekiguchi[2], Daisuke Watanabe[3] (1. RWMC, 2. CRIEPI, 3. HGNE)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（18）RVACS 単独除熱時の原子炉容器及び格納容器の健全性評価

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(18) Evaluation for reactor and containment vessel integrity during RVACS independent heat removal

*遠藤 慶太[1]、阿部 崇[1]、藤又 和博[1]、林 正明[1]、中原 宏尊[1]

[1] 日立 GE

RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）は自然循環空冷の受動的崩壊熱除去系である。RVACS 単独除熱運転時の容器の発生熱応力を評価した結果、原子炉容器のクリープ損傷が過大とならないこと、格納容器側の最大応力が許容値以下であることを確認し、容器健全性を維持し除熱できることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉（SFR）、RVACS、自然循環、数値流体力学（CFD）、STAR-CCM+

1. 緒言

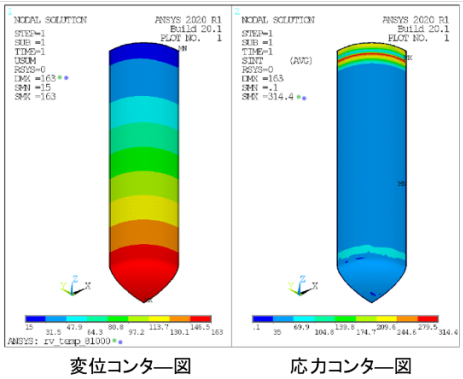
日立 GE が国内導入を計画している革新的小型 SFR の崩壊熱除去系は、前報[1]の通り RVACS と IRACS（Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System）で構成され、2 次系除熱機能が全て喪失する設計拡張状態では RVACS 単独での崩壊熱除去を想定している。そのため、本運転での原子炉冷却材の熱流動挙動及び構造材温度を評価し、原子炉容器（RV）及び格納容器（CV）の健全性を確認する必要がある。そこで、本研究では RVACS 単独運転時の容器の発生熱応力を評価し、容器健全性及び RVACS による除熱成立性を評価した。

2. 解析方法

構造解析には汎用有限要素プログラム Ansys Mechanical を使用した。モデル化範囲は RV 及び CV のフランジ固定点から下部までとし、3 次元ソリッド要素を用いて 1/4 対称のモデルを作成した。拘束及び境界条件は上端を鉛直方向拘束、周方向の対称面を対象条件（周方向拘束）とした。また、RV 及び CV の温度条件は、前報[1]等で得られた RVACS 熱流動過渡解析結果から①定格運転状態、②原子炉冷却材温度が最大となる条件、③各容器の周方向または板厚方向の温度差が最大となる条件を選定した。

3. 解析結果

結果の一例として、条件②における RV 熱応力評価結果を図 1 に示す。解析の結果、RV の最大応力（一次+二次）は約 315MPa となり判定値（169MPa）を超えた。そこで、JSME 規格[2]に準じて簡易弾塑性評価を実施したところ、クリープ損傷値は約 0.309 となり許容値（0.6）以下であることを確認した。一方、格納容器の最大応力は約 85MPa となり、許容値（432MPa）以下であった。また、変位量は RV：約 163mm、CV：約 96.7mm となり両者が約 66mm 分接近するが、RV 底部-CV 底部間の間隙（178mm）以内となり両者が接触しないことを確認した。ゆえに、温度分布が厳しくなる RVACS 単独運転時でも容器健全性を維持し崩壊熱除去できることを確認した。



（単位：MPa）

応力		応力分類				
		膜	膜+曲げ		膜+曲げ+ピーク	
		—	内面	外面	内面	外面
成分応力	σx	-5.3	-2.8	-7.7	-3.2	-7.3
	σy	-214.0	-315.8	-112.1	-317.5	-115.0
	σz	4.9	-159.7	169.4	-156.4	174.4
	τxy	0.1	0.0	0.1	0.0	0.2
	τyz	-2.0	-1.2	-2.9	-1.2	-3.0
	τzx	-7.6	-6.2	-9.1	-3.4	-6.1
主応力	σ1	9.0	-2.6	169.9	-3.1	174.7
	σ2	-9.4	-159.9	-8.2	-156.5	-7.5
	σ3	-214.0	-315.8	-112.1	-317.5	-115.1
応力強さ	σtr	223.0	313.2	282.0	314.4	289.7

図 1　条件②における RV 熱応力評価結果

参考文献：[1] 遠藤ら、原子力学会 2023 年秋の大会 1H12、[2] JSME、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2022 年版）第 II 編 高速炉規格」JSME S NC2-2022

*Keita Endo[1], Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1]　Hitachi-GE[1]

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（19）RVACS による炉心損傷時の金属燃料デブリ冷却

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(19) RVACS cooling of metal fuel debris in the core disruptive accident

*三島　大輝[1]，渕田　翔[1]，藤又　和博[1]，阿部　崇[1]，中原　宏尊[1]

[1]日立 GE

金属燃料を使用した小型ナトリウム冷却高速炉にて、炉心損傷により全燃料が溶融し炉心入口プレナムにデブリとして堆積すると想定した場合、RVACS(Reactor Vessel Auxiliary Cooling System)のみで金属燃料デブリの冷却が可能であることを CFD による 3 次元熱流動解析により確認した。デブリ形状に関する感度解析と米国の試験知見より、下部プレナム貫通に対し十分な余裕があり IVR(In-Vessel Retention)達成の見込みを得た。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉(SFR)，RVACS，金属燃料炉心，金属燃料デブリ，デブリ冷却，IVR

1. 緒言

前報[1]では、日立 GE が開発している RVACS 除熱特性評価技術に関し、2 次系除熱機能喪失時の単独運転で冷却材温度が制限値以下であることを確認した。一方で、IVR の達成には炉心損傷時に再配置された燃料デブリの冷却が必要である。本報では、全炉心溶融を想定した燃料デブリが図 1 のように入口プレナムに堆積すると仮定し、CFD 解析によりデブリ等の温度を確認し、IVR 達成の可否を評価した。

2. 解析方法・検討条件

本検討は汎用流体解析プログラム STAR-CCM+を用いて CFD による定常の 3 次元熱流動解析を実施した。解析モデルは前々報[2]で作成した約 300 万メッシュ、1/4 対称のモデルとし、解析範囲は冷却材や構造材を含む原子炉容器内全体とした。デブリは全て均一な球形を仮定し、表 1 に示す空孔率やデブリ粒子径の感度解析を実施した。

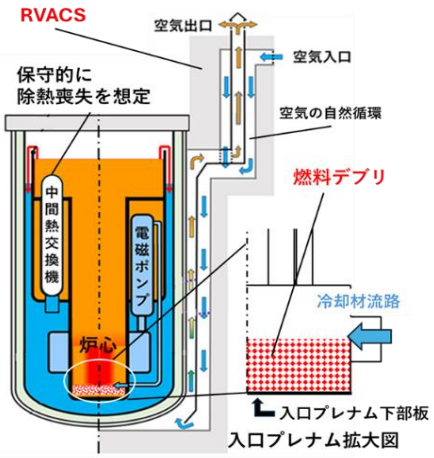


図 1 解析モデル体系の炉心部拡大図

表 1 検討条件と解析結果

	ケース	1	2	3	4	5[3]
検討条件	空孔率	0.50	0.67	0.50	0.50	0.75
	デブリ堆積高さ(cm)	35.7	53.6	35.7	35.7	71.4
	デブリ粒子径(mm)	5	5	3	5	1.8
	炉心集合体の閉塞				50%	
	崩壊熱	3MWt				
解析結果	デブリ最高温度(℃)	891	705	1179	936	706

3. 解析結果

表 1 に感度解析の結果を示す。空孔率を大きくすると、デブリは入口プレナムの冷却材流路を塞ぐように堆積するが、デブリ間を通過する冷却材流量が増加し、プレナム中央部での冷却効率向上によりデブリ最高温度は低化した。デブリ粒子径を小さくすると、デブリ堆積部の圧損が増大し、プレナム中央部への冷却材流量が減少してデブリ最高温度は上昇した。ANL の試験知見[3]に基づく条件（ケース 5）では、デブリ最高温度や共晶による構造材浸食量は、入口プレナム貫通防止に対し十分な余裕があることを確認した。

4. 結言

RVACS 単独運転時の炉内自然循環において、炉心損傷時に堆積したデブリの空孔率と粒子径によりデブリ間の冷却材流量が変化することで、デブリ最高温度に影響することを確認した。また、下部プレナム構造材板厚がデブリ最高温度や共晶による浸食量に対し十分な余裕があり IVR の達成を見込めることを確認した。

参考文献

[1]遠藤他, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1H12(2023)

[2]Guillaume Grandjean 他, 原子力学会 2022 年秋の大会, 3F08(2022)　[3]ANL-IFR-258 p29

*Tomoki Mishima[1], Sho Fuchita [1], Kazuhiro Fujimata [1], Takashi Abe [1] and Hirotaka Nakahara[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（20）金属燃料サイクルによる MA リサイクルの早期実証シナリオの検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(20) Early demonstration scenario of MA recycling by metal fuel cycle

*渡邉大輔[1]，渕田翔[1]，三島大輝[1]，藤村幸治[1]，中原宏尊[1]，村上毅[2]

[1]日立 GE，[2]電中研

金属燃料高速炉を用いてマイナーアクチノイド(MA)のリサイクルを早期に実証するシナリオを検討した。使用済金属燃料を早期に乾式再処理して MA を含有した新燃料を製造する想定において、燃料組成に対応した炉心を構築するとともに、必要となるサイクル施設の規模を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料，核燃料サイクル，シナリオ，炉心解析

1. 緒言

将来の国内における高速炉サイクルの実現を目指し、米国で検討された PRISM 型炉[1]を参考として、金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以下、「高速炉」と略す。）を国内に導入するシナリオの検討を進めている[2]。本研究では高レベル放射性廃棄物の減容・潜在的有害度の低減に向けて、MA のリサイクルを早期に実証するシナリオ及び炉心を検討した。

2. 検討方法

本研究では、軽水炉の使用済燃料の湿式再処理により回収された U と Pu から金属燃料を製造して高速炉に装荷し、運転により発生する使用済金属燃料を乾式再処理して U、Pu、MA を回収し、MA 含有金属燃料として 1 基の高速炉でマルチリサイクルするシナリオを想定した。炉心解析ではリサイクルにより変化していく燃料組成を考慮し、本シナリオ向けの炉心を検討した。また、炉心の仕様に基づいてサイクル施設の規模を評価した。

3. 結果及び結論

高速炉の炉心として、U-Pu-MA-Zr 合金を採用する炉心燃料（120 体）、U-Zr 合金を採用するブランケット燃料（内部ブランケット 30 体、径方向ブランケット 45 体）で構成される炉心（電気出力 311 MWe）を構築した。使用済金属燃料のリサイクルにおいて変化していく新燃料中の MA 含有率と燃料装荷・取出時の MA 重量の差分を評価した結果を図 1 に示す。初装荷燃料は MA を含まないが、燃焼に伴い MA が徐々に生成して MA 含有率は増加していき、1.2 wt%程度で飽和する傾向が見られた。また、初期は MA 含有率が低いためリサイクルしても MA 重量としては増加するが、その後の MA 含有率の上昇に伴い燃焼量が増加して MA 重量は減少に転じてバランスした。以上の検討により、MA リサイクルの早期実証と将来的な MA 燃焼が可能な見通しが得られた。また、炉心インベントリと燃料の炉内滞在期間から、必要となる燃料製造と乾式再処理の施設規模はおよそ 5 tHM/y と評価され、小型のサイクル施設とできる見通しが得られた。

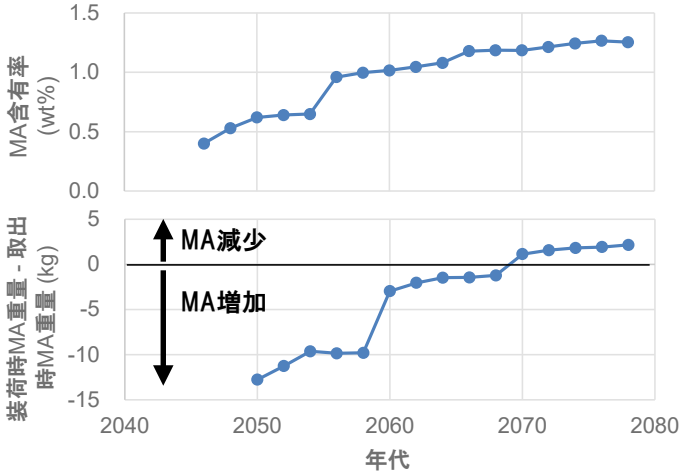


図 1 新燃料中の MA 含有率の推移及び
燃料装荷・取出時の MA 重量の差分の推移

参考文献

[1] B. S. Triplett et. al., Nucl. Tech., 178 (2000) 186-200.
[2] 渡邉，他，原子力学会 2023 年秋の大会，1H08 (2023).

*Daisuke Watanabe[1], Sho Fuchita[1], Tomoki Mishima[1], Koji Fujimura[1], Hirotaka Nakahara[1] and Tsuyoshi Murakami[2]
[1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（21）乾式再処理で発生する高レベル放射性廃棄物の地層処分

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(21) Geological disposal of high-level radioactive waste from pyroprocessing

*桜木智史[1]，朝野英一[1]，田中真悟[1]，針貝美樹[1]，関口裕真[2]，渡邉大輔[3]

[1]原環センター，[2]電中研，[3]日立 GE

金属燃料高速炉の使用済金属燃料を乾式再処理して発生する高レベル放射性廃棄物の発熱特性評価と地層処分後の長期安全解析を実施し、従来の処分概念への適合性や課題を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料，乾式再処理、高レベル放射性廃棄物、ガラス結合ソーダライト、地層処分

1. 緒言

将来の高速炉サイクルの実現を目指し、金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以下、「高速炉」と略す）に着目した検討を進めており、使用済金属燃料を乾式再処理してアクチナイドをリサイクルし、核分裂生成物を含む高レベル放射性廃棄物はガラス結合ソーダライト固化体として地層処分することを想定している。処分場面積や閉鎖後長期の安全性について、軽水炉・湿式再処理の高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と比較し従来の処分概念への適合性を検討した。また、処分の観点から再処理や廃棄体化の今後の技術課題等を整理した。

2. 評価方法

既往研究を参考に高速炉の炉心仕様から乾式再処理のプロセス条件及び廃棄体特性を整理した。使用済燃料中の核種組成を OIRGEN2.2UPJ で評価し、廃棄物への核種移行率からガラス結合ソーダライトの核種インベントリや発熱率を求めた。従来の地層処分の設計・評価条件[1]に基づいて、伝熱解析（COMSOL）による処分場面積及び核種移行解析（GoldSim）による閉鎖後長期の安全評価を行った。

表 廃棄物特性の比較

	高速炉（ガラス結合ソーダライト）	軽水炉（ガラス固化体）
廃棄物への移行率：		
Am, Cm	0.46%	100%
Mo, Tc, 白金族	0.036%	100%
I (Cl)	100% (0%)	3% (100%)
廃棄物重量	300 kg/本	400 kg/本
標準充填率*	5.73 wt%	8.74 wt%
熱伝導率	1.29 W/mK	1.2 W/mK
溶解速度	5×10^{-3} g/m²/day	10^{-3} g/m²/day

* 元素重量換算

3. 結果と考察

表に、高速炉（ガラス結合ソーダライト）と軽水炉（ガラス固化体）の廃棄物特性のうち、本研究で想定した主な相違点を記載する。発熱への寄与が大きい Am や Cm、長期安全評価で重要となるヨウ素等のアニオン核種の廃棄物への移行率が大きく異なる。また、ガラス結合ソーダライトは廃棄物充填率（FP 等の含有量）がガラス固化体より低いため発熱量が少なく処分場への熱負荷は小さくなるが、廃棄物量が多くなる。図に、高速炉サイクルの平衡期を想定した廃棄物の処分場面積（発電電力量あたり）を示す。高速炉の処分場（竪置きで 146 m^2/TWh）は軽水炉（151 m^2/TWh）と同等である。横置きとすれば面積低減が図れる可能性があるが、竪置きでも熱制限まで高充填化（～9.34 wt%）すると処分場面積は～90 m^2/TWh に減少した。

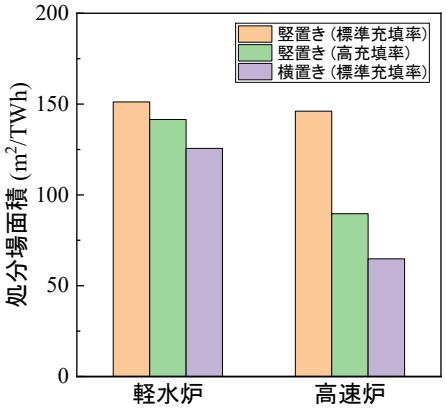


図 処分場面積の比較

発表時に閉鎖後長期安全評価の結果をあわせて報告するが、アニオン核種等のガラス結合ソーダライトへの移行率や、核種溶出率に大きく影響する固化体の表面積などが今後の技術課題として挙げられる。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告書、NUMO-TR-20-03 (2021).

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Shingo Tanaka[1], Miki Harigai[1], Yuma Sekiguchi[2], Daisuke Watanabe[3]
[1]RWMC, [2]CRIEPI, [3]Hitachi-GE

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:50 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D01-05] Subcritical Experiment Analysis

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2D01]

Performance comparison among Feynman-α, Rossi-α and correlation function analyses for subcritical states of UTR-KINKI

*Kenichiro Suga[1], Shoichi Ikeda[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2D02]

Validation of subcriticality monitoring method under low neutron count rate condition

*Taiyo MORIBE[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Kenichi WATANABE[2], Junichi H. KANEKO[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2D03]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(1) Derivation of theoretical formula

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Junichi H. Kaneko[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2D04]

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(2) Subcriticality measurement utilizing delayed and prompt neutron decay constants

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Junichi H. Kaneko[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2D05]

Reactivity estimation based on multiple integral linear power equation in quasi-steady state

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

未臨界状態の近畿大学原子炉に対する Feynman-α, Rossi-α, 相関関数解析の性能比較

Performance comparison among Feynman-α, Rossi-α and correlation function analyses for subcritical states of UTR-KINKI

*菅 憲一郎[1]、池田 晶一[1]、左近 敦士[1]、芳原 新也[1]、橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学

未臨界定常状態の近畿大学原子炉に対して Feynman-α, Rossi-α, 相関関数法に基づく炉雑音解析を行い解析手法間の性能を比較した。Rossi-α と自己相関関数解析より得られる即発中性子減衰定数は刻みピッチ幅に依存しない小さな統計誤差をもった。３つの手法により得た減衰定数統計誤差は測定データ長の平方根に逆比例することが確認できた。

キーワード：近畿大学原子炉，未臨界，Feynman-α，Rossi-α，相関関数，即発中性子減衰定数

1. 緒言

過去の炉雑音解析では、解析手法毎に時系列データ測定方法と条件が異なるため、解析手法自身の特徴や性能を比較することが困難であった。本研究では、同一の時系列検出時刻データを用いて Feynman-α，Rossi-α，相関関数解析を行い、即発中性子減衰定数算出性能を解析手法間で比較検討する。

2. 時系列データ測定方法

近畿大学原子炉において未臨界度の異なる３つの制御棒挿入パターン(A, B, C)を設定し、中央ストリンガー空孔に設置した２本のBF_3計数管の中性子検出時刻を連続的に 600 秒間収録した。計数管を２本設置したのは、共分散対平均比解析法等の２検出器法も検討するためである。これら検出時刻データに対して３つの解析手法を適用し、即発中性子減衰定数と最小二乗フィットに起因する同減衰定数統計誤差を決定した。

3. 結果

図１、２に、３つの解析手法で得た即発中性子減衰定数の時間変数刻みピッチ幅依存性と同減衰定数統計誤差の解析データ長依存性をそれぞれ示す。分散対平均比解析で得た即発中性子減衰定数の統計誤差は非常に大きく、ゲート幅 T の刻みピッチ幅ΔT 依存性が観察される。一方、Rossi-α と自己相関関数解析の統計誤差は小さく、ラグ及び時間間隔τの刻みピッチ幅Δτに依存しない（図１）。また、減衰定数の統計誤差は解析データ長 L の平方根に反比例する（図２）。

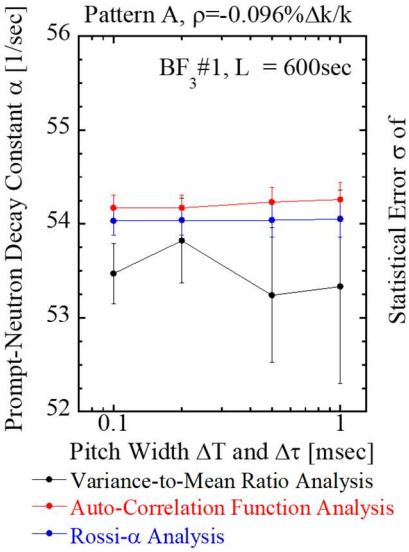


図1 即発中性子減衰定数の時間変数刻みピッチ幅依存性

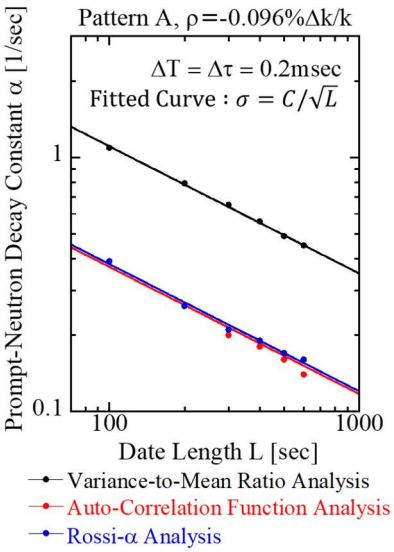


図2 即発中性子減衰定数統計誤差の解析データ長依存性

4. 結論

大きな統計誤差を生む分散対平均比解析に比べ、統計誤差が小さく時間変数刻みピッチ幅依存性が弱い Rossi-α と自己相関関数解析は未臨界度監視手法として有利である。即発中性子減衰定数の統計誤差と解析データ長の平方根との反比例性は、測定時間を設定する際の有用な知見である。

*Kenichiro Suga[1], Shoichi Ikeda[1], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1], Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai University

低中性子計数率条件下で利用可能な未臨界度監視法の妥当性確認

Validation of Subcriticality Monitoring Method under Low Neutron Count Rate Condition

*森部 太陽[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，渡辺 賢一[2]，金子 純一[3]
[1]名古屋大学，[2]九州大学，[3]北海道大学

先行研究において、改良型単純フィードバック法、最小二乗逆動特性法およびバイラテラルフィルタを組み合わせた未臨界度監視法を提案した。近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の臨界近接実験で測定された中性子計数率時系列データを用いて、提案手法の妥当性を確認した。

キーワード：未臨界度監視，改良型単純フィードバック法，最小二乗逆動特性法，バイラテラルフィルタ，UTR-KINKI

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおける課題として、反応度の推定に必要な情報が不明であること、使用可能な中性子検出器の制限による検出効率の低下が挙げられる。これらの課題の解決のため、先行研究[1]において、改良型単純フィードバック法[2]、最小二乗逆動特性法[3]およびバイラテラルフィルタ[4]を組み合わせた未臨界度監視法を提案した。本研究では、近畿大学原子炉(UTR-KINKI)における臨界近接実験で測定された中性子計数率時系列データを用いて、提案手法の妥当性を確認した。

2. 提案手法　中性子計数率の時系列データP_nの測定値($n = 0,1,\cdots$)から、平均的な遅発中性子の寄与$\bar{A}_n$を逐次計算し、改良型単純フィードバック法[2]による推定式$(\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_n = 1 - (\bar{A}_n + S_0)/P_n \cdots(1)$に基づいて、ドル単位の反応度$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$を逆推定する。ここで、反応度推定時に必要となる中性子源強度S_0の値は最小二乗逆動特性法[3]により推定する。具体的には、ステップ状の反応度変化が生じた際に、横軸を$\bar{A}_n$、縦軸をP_nでプロットした散布図に対して、式(1)をフィッティングすることでS_0の値が推定できる。

3. 妥当性確認結果　UTR-KINKI の臨界近接実験時に、検出効率を変化させた 3 つの光ファイバ型検出器で測定された中性子計数率の時系列データを用いて、提案手法の妥当性確認を実施した。妥当性確認のため、ドル単位の反応度の参照値(reference)は、別の測定で評価した各制御棒の反応度価値および余剰反応度(全制御棒全引抜時の原子炉反応度)から求めた。中性子計数率時系列データに対し、バイラテラルフィルタ[4]を適用することで測定時の統計的不確かさの低減を図った。その後、上記提案手法を適用することでドル単位の反応度を推定した。各検出効率($P_{0,\mathrm{low}} \approx 5$ cps，$P_{0,\mathrm{middle}} \approx 70$ cps，$P_{0,\mathrm{high}} \approx 800$ cps)におけるドル単位の反応度推定結果とドル単位の反応度参照値の比較結果を図 1 に示す。図 1 から分かるように、中性子計数率の測定データのみから、提案手法によりドル単位の反応度が推定できることを実証した。

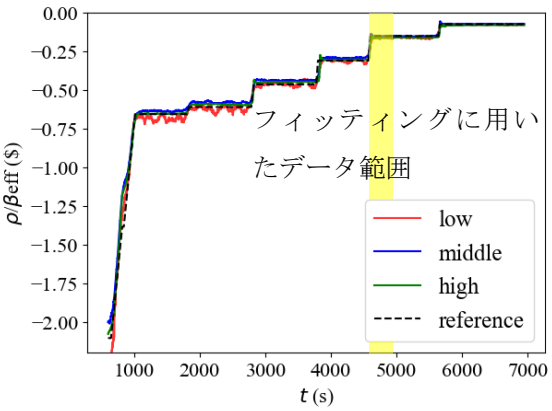


図 1　ドル単位の反応度推定結果

謝辞　本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

参考文献　[1] 森部 太陽，他，日本原子力学会 2024 春の年会，近畿大学, 3L05, (2024); [2] T. Endo et al., AESJ 2022 年秋の大会, 2G16 (2022); [3] J. E. Hoogenboom and A. R. van der Sluijs, *Ann. Nucl. Energy*, **15**, p. 553 (1988); [4] C. Tomasi and R. Manduchi, *Proc. ICCV'98*, p. 839 (1998).

*Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Junichi H. Kaneko[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., Hokkaido Univ.

遅発中性子成分に着目した自己相関法に関する検討
(1) 理論式導出

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component
(1) Derivation of theoretical formula

*遠藤 知弘[1]，廣田 諒我[1]，山本 章夫[1]，金子 純一[2]
[1]名古屋大学, [2]北海道大学

自己相関法による未臨界度測定の高度化に向け、固有関数展開とゼロ出力伝達関数を利用することで、高次モード成分と遅発中性子成分を考慮した 2 時点検出確率の理論式を導出した。

キーワード：未臨界度、自己相関法、2 時点検出確率、固有関数展開、ゼロ出力伝達関数

1. 緒言　自己相関法とは、炉雑音解析手法に基づく未臨界度測定手法の 1 つである。従来の自己相関法の場合、①一点炉動特性パラメータ(中性子生成時間Λ、実効遅発中性子割合β_{eff})を利用するか、あるいは②別の測定で求めた臨界時の即発中性子減衰定数($\beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$)を使用することで、基本モード成分の即発中性子減衰定数αの測定結果から未臨界度に換算している。本研究では、対象体系で得られた自己相関関数の測定結果のみから未臨界度の絶対値を測定する方法論を模索するため、可能な限り厳密な自己相関法の理論式導出について検討した。

2. 理論式導出概要　ドル単位未臨界度の絶対値測定が可能な動的手法(最小二乗逆動特性法、ソースジャーク法、面積比法)では、遅発中性子成分の情報も有効活用している。そこで、自己相関法の基となる 2 時点検出確率$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2$について、遅発中性子先行核の崩壊も考慮した上で理論式を導出した。ここで、時間変数tのみについて詳細化するのではなく、空間$\vec{r}$・エネルギーE・飛行方向$\vec{\Omega}$の効果も考慮するため、k_{eff}固有関数展開に基づくことで、①$(\vec{r}_0,E_0,\vec{\Omega}_0,t_0)$に中性子 1 個を投入した後、および②$(\vec{r}_0,t_0)$に第$i$群の遅発中性子先行核 1 個を投入した後のグリーン関数$g_{\mathrm{p}}(\vec{r},E,\vec{\Omega},t|\vec{r}_0,E_0,\vec{\Omega}_0,t_0)$, $g_i(\vec{r},t|\vec{r}_0,t_0)$をそれぞれ導出した。これらのグリーン関数に基づくことで、物理的直観法[1]により$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2$を導出した。

3. 結果　n次の高次モード成分と遅発中性子成分を考慮した場合、2 時点検出確率$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2$の理論式は、計数率Rに起因する定数項と、多数の指数関数成分の和で表現できる：

$$P_2(t_1,t_2)dt_1dt_2 = R\left\{R+\frac{1}{2}\sum_{n=0}^{\infty}\left(\sum_{j=1}^{7}Y_{\infty,n,j}\alpha_{n,j}\mathrm{e}^{-\alpha_{n,j}(t_2-t_1)}-\sum_{i=1}^{6}D_{\infty,n,i}\lambda_i\mathrm{e}^{-\lambda_i(t_2-t_1)}\right)\right\}dt_1dt_2 \cdots (1),$$

$$\rho_n = -\alpha_{n,j}\Lambda_n - \sum_{i=1}^{6}\frac{\alpha_{n,j}\beta_{n,i}}{\lambda_i-\alpha_{n,j}} \cdots (2).$$

減衰定数$\alpha_{n,j}$はn次の反応度方程式(2)の解($1\le j\le 7$)であるため、それらの測定結果はn次の反応度ρ_nや中性子生成時間Λ_n、遅発中性子割合$\beta_{n,i}$と密接に関連している。$Y_{\infty,n,j}$と$D_{\infty,n,i}$は、$\alpha_{n,j}$と遅発中性子先行核の崩壊定数λ_iの指数関数成分の大きさにそれぞれ対応し、即発中性子数と比べ遅発中性子収率は遥かに少ないため$Y_{\infty,n,j}\gg D_{\infty,n,i}$となる。例えば、基本モード成分($n=0$)が支配的な場合、

$$Y_{\infty,0,j}\propto G(\alpha_{0,j})\Big/\left\{-\rho_0+\sum_{i=1}^{6}\beta_{n,i}\left(\frac{\alpha_{n,j}}{\lambda_i-\alpha_{n,j}}\right)^2\right\}\cdots(3),\ G(s)\equiv 1\Big/\left(s\Lambda_0-\rho_0+\sum_{i=1}^{6}\frac{s\beta_{0,i}}{s+\lambda_i}\right)\cdots(4)$$

と簡略化できる。基本モード成分の各指数関数成分の大きさ$Y_{\infty,0,j}$は、$s=\alpha_{0,j}$のときのゼロ出力伝達関数$G(s)$の値と未臨界度$-\rho_0$に依存するため、自己相関関数の測定結果をデータ同化することで$-\rho_0$を推定できる可能性がある。

参考文献 [1] T. Endo et al., *Ann. Nucl. Energy*, **33**(6), p.521 (2006).

謝辞 本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

---

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], and Junichi H. Kaneko[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

遅発中性子成分に着目した自己相関法に関する検討
(2) 遅発・即発中性子減衰定数を利用した未臨界度測定

Study on autocorrelation method focusing on delayed neutron component

(2) Subcriticality measurement utilizing delayed and prompt neutron decay constants

*廣田 諒我[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1], 渡辺 賢一[2], 金子 純一[3]

[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]北海道大学

本研究では、炉雑音解析手法の 1 つである自己相関法において、中性子検出時間幅を大きくすることで、遅発中性子成分の減衰定数が分析可能か検討した。また、即発中性子減衰定数と、遅発中性子成分の減衰定数から、反応度方程式に基づいてドル単位の未臨界度を推定することを試みた。

キーワード：未臨界度，自己相関法，即発中性子減衰定数，遅発中性子，反応度方程式

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出を安全かつ確実に遂行するためには、未臨界度測定が重要となる。本研究で対象とする自己相関法は炉雑音解析による未臨界度測定法の 1 つであり、炉雑音を自己相関関数で分析することで、即発中性子減衰定数αを測定することができる。即発中性子減衰定数から未臨界度に換算するためには中性子生成時間Λや実効遅発中性子割合β_{eff}の事前情報が別途必要になるが、これらのパラメータは体系(減速材/燃料比など)に依存して変化し、燃料デブリ体系では主にΛの不確かさが大きいという課題がある。そこで本研究では、自己相関法において中性子検出時間幅を大きくし、遅発中性子成分に着目することで、Λ, β_{eff}の事前情報を必要としない未臨界度推定手法を開発することを目的とした。

2. 提案手法　遅発中性子 6 群の 1 点炉動特性方程式に基づくと、体系内の中性子数時間変化は反応度方程式の根$\omega_j(\omega_7 \ll \omega_6 < \cdots < \omega_1)$からなる 7 つの指数関数の和で表現できる。従来の自己相関法では、中性子の検出時間幅Δtを$\Lambda = 10^{-4}$ (s)のオーダーに対応する値に設定することで、即発中性子減衰定数$\alpha = -\omega_7$のみを分析していた。本研究では、検出時間幅Δtを遅発中性子先行核数の減衰に対応するオーダーの値に設定することで、遅発中性子成分に対応する減衰定数$-\omega_j$を分析することを試みた。仮に、2 つの減衰定数$-\omega_7$と$-\omega_j$が測定できた場合、主要な核分裂性核種の相対遅発中性子収率a_iと崩壊定数λ_iのみ入力値として与えることで、反応度方程式を変形して得られた式(1)に基づくことで、①ドル単位の反応度$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$と②臨界時の$\alpha_{\mathrm{C}} = \beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$を同時推定することができる。

$$\begin{pmatrix} \frac{\rho}{\beta_{\mathrm{eff}}} \\ \frac{\Lambda}{\beta_{\mathrm{eff}}} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 1 & -\omega_7 \\ 1 & -\omega_j \end{pmatrix}^{-1} \begin{pmatrix} \sum_{i=1}^{6} \frac{\omega_7 a_i}{\omega_7 + \lambda_i} \\ \sum_{i=1}^{6} \frac{\omega_j a_i}{\omega_j + \lambda_i} \end{pmatrix} \cdots (1)$$

3. 結果　炉停止状態の近畿大学原子炉で得られた炉雑音測定データに対して、提案手法を適用した。まず、検出時間$\Delta t = 5 \times 10^{-4}$ (s)と設定することで、即発中性子減衰定数$-\omega_7 = 148.4 \pm 0.6$ (1/s)を得た。次に、検出時間幅を$\Delta t = 5 \times 10^{-1}$ (s)と大きく設定することで、自己相関関数を求めた(図 1)。図 1 の結果にフィッティング式$r(\tau) = Ae^{\omega_j \tau} + B$で非線形最小二乗法を適用したところ、遅い減衰定数$-\omega_j$を分析できることが分かった。得られた 2 つの減衰定数を式(1)に代入することで、近畿大学原子炉の動特性パラメータと$-\omega_7$を反応度方程式に代入して求めた参照値から約 6%の相対差でドル単位の反応度を推定できた。以上より、遅い減衰定数の測定結果も活用することで、Λやβ_{eff}に関する情報が無くてもドル単位未臨界度を推定できる見込みを得た。

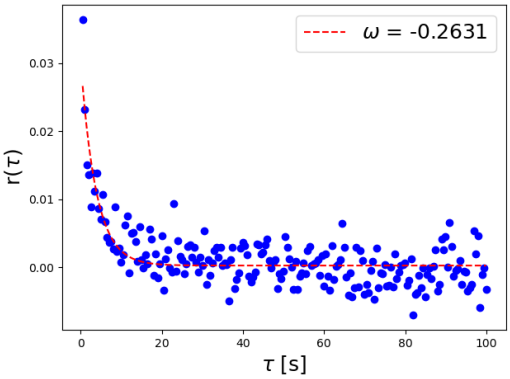


図 1　$\Delta t = 5 \times 10^{-1}$ (s)での自己相関関数

謝辞　本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], and Junichi H. Kaneko[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Hokkaido Univ.

複数回積分した準定常状態の線形出力方程式に基づく反応度の推定

Reactivity estimation based on multiple integral linear power equation in quasi-steady state

*山根 祐一
原子力機構

反応度添加後の準定常状態の出力挙動から未臨界体系の反応度を評価する目的で、新しい計算手法を開発した。「準定常状態の出力が従う方程式」を複数回積分して得られる線形方程式を用いて反応度を推定することで移動平均の平均長が合理的に決定できることを確認した。

キーワード：未臨界，反応度評価，準定常状態，出力挙動，線形出力方程式

1. 緒言　準定常状態の出力が従う方程式（$\boldsymbol{P(t)=\alpha_y q(t)+P_\infty}$、$\boldsymbol{\alpha_y=1/\rho_\$-1}$、$\boldsymbol{q(t)=P'(t)/\mu(t)}$）－①[1]を変形して$n$回積分すると$\boldsymbol{Y=\alpha_y X+P_\infty}$－②, $\boldsymbol{Y\equiv {A_n}/{C_n}, X\equiv {B_n}/{C_n}, A_n\equiv I_{[n]}[\mu(t)P(t)]-I_{[n-1]}[\mu(t)P(t)]\cdot\frac{1}{n-1}t}$, $\boldsymbol{B_n\equiv I_{[n-1]}[P(t)]-I_{[n-2]}[P(t)]\cdot\frac{1}{n-1}t}$, $\boldsymbol{C_n\equiv I_{[n-1]}[M(t)]-I_{[n-2]}[M(t)]\cdot\frac{1}{n-1}t}$, と整理できる。ここで$\boldsymbol{\alpha_y}$は線$\boldsymbol{(X(t),Y(t))}$の傾き、$\boldsymbol{P_\infty}$は安定出力、$\boldsymbol{I_{[n]}[X(t)]\equiv\int_0^t\cdots\int_0^t X(t)dt\cdots dt}$ $\boldsymbol{(n回積分)}$である。この方程式②を中性子計数率データに線形フィッティングすることで、$\boldsymbol{\alpha_y}$及び$\boldsymbol{P_\infty}$を求めることができ、①式よりドル単位の反応度$\boldsymbol{\rho_\$}$を評価できる。図１上に示すように中性子計数率の測定データは乱雑であり、積分するためにある程度平均化する必要がある。

今回の検討により、移動平均のデータ長と積分回数nについては②式の線形性が成り立つ部分の長さが最大になるように決定すれば良いことがわかった。これにより移動平均のデータ長の決定方法の曖昧さ[2]がなくなった。この成果は、デブリの取出し時の反応度評価に役立つことが期待できる。

2. 検討　TRACY[3]による実験データでは、時刻 3160 秒で瞬時に反応度が添加されて$\boldsymbol{-1.4\$}$となる（図１上参照）。$\boldsymbol{n=3\sim13}$の範囲で②式の$\boldsymbol{(X,Y)}$をプロットする（図１下）と、積分回数$n$が増えるほど、負の傾き$\boldsymbol{\alpha_y}$を持った部分がまっすぐになるとともに短くなっている。この点$\boldsymbol{(X,Y)}$に対して直線をフィッティングして得られた値$\boldsymbol{\alpha_y=-1.79}$より反応度の評価値は$\boldsymbol{\rho_\$=-1.3\$}$となった。

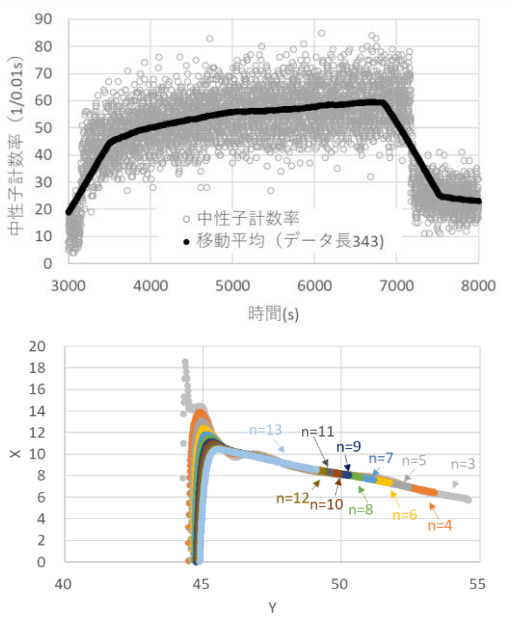


図１：出力と線$\boldsymbol{(X,Y)}$の計算例
（見やすさのため$\boldsymbol{(Y,X)}$で表示）

3. 結論　準定常状態の出力とその微分値の挙動を、中性子検出器信号から精度良く推定できるとともに、経験的に定めるような定数を用いることなく、直接式①、②を用いて反応度を評価できる見通しを得た。今後解析データ及び実験データで検証する計画である。

参考文献　[1] Y.Yamane, 57(8)JNST, pp.926-931(2020).　[2] Y.Yamane, 59(11)JNST, pp.1331-1344(2022).　[3] S. Gunji, et al., PHYSOR 2004 (2004).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 1:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F01-05] Measurement

Chair:Hideaki Otsu(RIKEN)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01]

Measurement of neutron capture cross sections of Tc-99 at ANNRI of J-PARC MLF

*Maxwell Clark Maloney[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1], Gengchen Li[1], Jiamo Han[1], Zefeng Shao[1], Gerard Rovira [2], Shunsuke Endo[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02]

Neutron total and capture cross-section measurements of ^{nat}Er at ANNRI and resolved resonance analysis

*Gerard Rovira Leveroni[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Shunsuke Endo[1], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Tatsuya Katabuchi[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2F03]

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

(5) Measurements of proton spectrum of the incident of 3-GeV protons

*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2F04]

Measurement of C Incident Electric Charge Particle Production Double Differential Cross Section

*Hiroya Sotooka[1], Yusuke Uozumi[1], Toshimasa Furuta[1], Yusuke Koba[3], Yuji Yamaguchi[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. NIRS)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2F05]

Estimation of energy spectra of light charged particles emitted from muon-nuclear capture reaction on Si using an unfolding technique

*Kentaro Kitafuji[1], Shoichiro Kawase[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3], Dai Tomono[4], Katsuhiko Ishida[5], Adrian Hillier[6] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. UTokyo, 4. Osaka Univ., 5. KEK, 6. RAL)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Measurement of neutron capture cross sections of Tc-99 at ANNRI of J-PARC MLF

*M. Maloney[1], T. Katabuchi[1], C. Ishizuka[1], G. Li[1], H. Kondo[1], J. Han[1]
Z. Shao[1], G. Rovira[2], S. Endo[2], A. Kimura[2], S.Nakamura[2]
[1] Laboratory for Zero Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology
[2] Nuclear Science and Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency

The neutron capture cross section of ^{99}Tc was measured at the ANNRI beamline in the J-PARC MLF facility. Prompt γ-rays from the capture reactions were measured with a NaI(Tl) detector. The time-of-flight method was employed to determine the incident energy.

Keywords: ^{99}Tc, J-PARC, ANNRI, Neutron Capture Cross Section, Time-Of-Flight Method, Long-Lived-Fission-Products.

1. Introduction

Technetium-99 is a fission product which undergoes β decay with a half-life of 211,100 years. This long-lived nature, relative abundance of production (approximately 6% of fission events produce ^{99}Tc) and environmental migration poses difficulties for long term waste storage. As such it is a possible candidate for reducing the amount of LLFPs via nuclear transmutation. The ^{99}Tc(n, γ)^{100}Tc produces ^{100}Tc which undergoes β decay to stable ^{100}Ru with a half-life of 15.46 min. To design systems that could drive these reactions, more accurate neutron capture cross section data are needed. There are large differences between experimental data of the neutron capture cross sections, especially in the keV neutron energy range [1]. This motivated us to perform the present measurement of the neutron capture cross section of ^{99}Tc.

2. Experimental Setup

The experiment was carried out at the Accurate Neutron-Nucleus Reaction measurement Instrument (ANNRI) beamline at the Materials and Life Science Experimental Facility (MLF) at the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC). A NaI(Tl) detector set at a scattering angle of 90 degrees with respect from the neutron beam axis was used to measure prompt γ rays from the neutron capture cross reactions. The ^{99}Tc sample with a total mass of 78 mg was sealed in an aluminum container. The sample was placed at a neutron flight distance of 27.9 m. Blank, a dummy case and a carbon sample were also measured for the purposes of background subtraction. The time-of-flight (TOF) method was employed to determine the incident neutron energy. The incident neutron energy spectrum was determined by detecting 478-keV γ-rays from the ^{10}B(n,αγ)^{7}Li reaction placing a boron sample at the sample position. The anode signal from the NaI(Tl) detector was fed into a data acquisition system, recording the TOF and pulse height of detected events.

3. Results

A TOF spectrum for ^{99}Tc is shown in Fig. 1. Resonance peaks of ^{99}Tc were successfully observed.

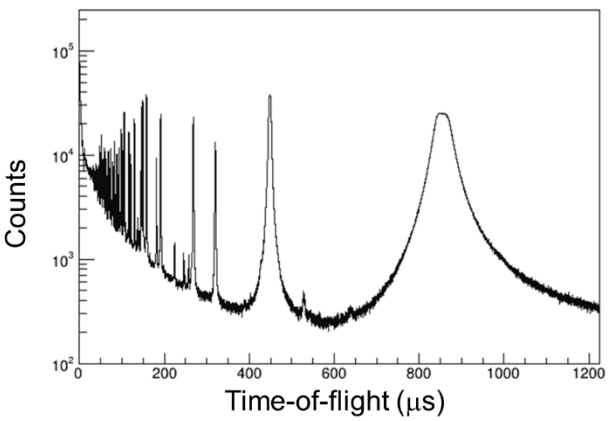


Figure 1 TOF spectrum of neutron capture events for ^{99}Tc

4. Conclusions

In order to derive the neutron capture cross section of ^{99}Tc, prompt γ-rays from ^{99}Tc(n,γ)^{100}Tc have been measured from thermal to the keV energy range using the TOF method at ANNRI of J-PARC MLF. Detailed results and comparison with past measurements will be presented in the presentation.

References

[1] G. Noguere et al. Phys. Rev. C, 102, 015807 (2020).

Neutron total and capture cross-section measurements of ^{nat}Er at ANNRI and resolved resonance analysis

*Gerard Rovira[1], A. Kimura[1], S. Nakamura[1], S. Endo[1], O. Iwamoto[1], N. Iwamoto[1], T. Katabuchi[2],
[1] Nuclear Science and Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

The neutron total and capture cross sections of ^{nat}Er were measured at the ANNRI beamline of J-PARC. The neutron capture cross section was determined using Ge and NaI(Tl) spectrometers, while the neutron total cross section was measured with Li-glass detectors. In the present work, the neutron total and capture cross-section results of ^{nat}Er are provided, together with the results of a resonance shape analysis to determine the resonance parameters of low energy resonances of ^{166,167}Er.

Keywords: J-PARC, ANNRI, ^{nat}Er, $^{166, 167}$Er, Neutron Total Cross Section, Neutron Capture Cross Section.

1. Introduction

The extension of the nuclear fuel life has always been seen as an effective method to improve the economic viability of nuclear reactors. Nonetheless, this has always been hampered by the limitation of ^{235}U 5 wt% due to criticality concerns[1]. Enrichment of ^{235}U above the 5 wt% threshold would mean a major reformulation of both reactor criticality and safety assessments for the present nuclear reactors. The Erbia-credit super high burnup (Er-SHB) fuel is an innovative configuration that allows for the fuel life to be extended by increasing the enrichment of ^{235}U > 5 wt%, while treating the fuel as if the enrichment of ^{235}U were to be lower than 5 wt%, as in present LWR reactions. Er-SHB is also able to achieve this while providing several physical improvements (i.e., less downgrade of the flux distribution, improving the intrinsic reactor safety parameters, better control of the transient power phase) [1], [2]. Nonetheless, for this to be attainable, the accuracy of the nuclear data for the neutron capture cross section of Erbium needs to be improved. Sensitivity and uncertainty analyses have remarked the importance of improving the neutron capture cross section data of Erbium isotopes below 100 eV, with special emphasis on ^{167}Er, since it accounts for about 18% of the total criticality uncertainty[3].

2. Experimental Setup

The present experiments were performed in the Accurate Neutron-Nucleus Reaction Measurement Instrument (ANNRI) at the Materials and Life Science Facility (MLF) of the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC) using Li-glass detectors to measure the neutron total cross section; NaI(Tl) and Ge spectrometers to determine the neutron capture cross section, in separate measurements. In order to obtain high statistical accuracy at the neutron energy range targeted by each spectrometer, five ^{nat}Er samples with different conditions were prepared.

3. Cross Section Results

The neutrons capture cross section of ^{nat}Er was determined from the thermal energy to about 1 keV with the Ge spectrometers and from thermal energy to about 500 keV with the NaI(Tl) spectrometers using two 0.025-mm-thick sample. At the same time, the neutron total cross section of ^{nat}Er was measured using samples with 0.05, 0.175 and 1 mm in thickness, from thermal to about 1 keV with the Li-glass detectors. Moreover, since the neutron capture cross section of ^{167}Er accounts for about 95% of the capture events below 10 eV and there are no resonances of other isotopes, the neutron capture cross section of ^{167}Er was also derived with corrections using JENDL-5.

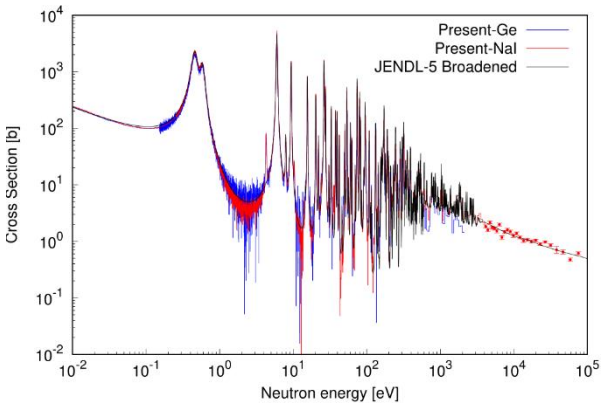


Figure 1 Neutron capture cross section results for ^{nat}Er measured with the NaI(Tl) and Ge spectrometers compared to JENDL-5

4. Resolved Resonance Analysis.

A resonance shape analysis was performed using the REFIT in order to derive the resonance parameters for the ^{166,167}Er resonances up to 65 eV. For this, 4 sets of data were employed: two capture data sets using two 0.025-mm-thick ^{nat}Er samples measured with the Ge and NaI(Tl) spectrometers, respectively; and two transmission data sets with ^{nat}Er samples with 99.9% purity and thicknesses of 1mm and 0.175 mm.

5. Conclusions

In this study, the results for the ^{nat}Er neutron total and capture cross sections measured with Li-glass, Ge and NaI(Tl) spectrometers are presented and compared. Moreover, the results of a resonance analysis using both capture and transmission data is also presented.

References

[1] M. Yamasaki, et al., *Nucl. Technol.*, 177, 63–72, (2012).
[2] R. Pergreffi, et al., *EPJ Nucl. Sci. Technol.*, 3, 8, (2017).
[3] A. Guglielmelli, “NEA HPRL.” https://www.oecd-nea.org/dbdata/hprl/hprlview.pl?ID=539.

400 MeV - 3 GeV 陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積 (DDX) の測定 — (5) 3 GeV 陽子入射における陽子スペクトル測定—

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons — (5) Measurements of proton spectrum of the incident of 3-GeV protons—

*明午 伸一郎[1], 山口 雄司[1], 岩元 大樹[1]
[1]J-PARC 原子力機構

核内カスケードモデルの比較検討のため、J-PARC のビームダンプ入口に設けたアルミニウム製の窓から入射陽子 3 GeV の Al(p,xp)反応により大気中に放出される陽子エネルギースペクトルを測定した。

キーワード： 3 GeV 陽子、Al(p,xp)反応、DDX、準弾性散乱、弾性散乱

1. 背景

宇宙における荷電粒子検出器の応答測定には、数百 MeV から GeV 領域の陽子が必要となる。0.4 GeV 以上の陽子の供給が可能な加速器施設は世界的に少なく、国内では J-PARC が唯一となるが、利用者への陽子の供給は困難なため、ビームダンプ入口に設けたアルミニウム製ビーム窓による散乱陽子を用いた試験を実施している。この試験で応答関数は測定可能なものの、入射エネルギーの増加とともに連続的なスペクトルの寄与が大きくなるため、この影響が決して無視できない。また大強度陽子加速器施設では、核計算に用いる核内カスケードモデル(INC)の高度化が重要となるが、このため、陽子放出の二重微分断面積(DDX)の実験データが必要となる。中性子放出の DDX の実験データは比較的あるものの、陽子放出データはほとんど無いので、我々は入射陽子 400 MeV における Al(p,xp)反応の DDX の測定を実施した。測定に用いる検出器は 1 GeV 以上の陽子を停止することが困難なため、測定信号の波高とエネルギーが一意となるカロリメトリックな測定は不可能となる。本研究では、数 GeV 陽子の Al(p,xp)反応による DDX データ取得および弾性散乱断面積の取得を目指し、飛行時間と検出器の部分的なエネルギー付与の観測により、入射陽子 3 GeV のエネルギースペクトルを測定した。

2. 実験

J-PARC 3NBT のビームダンプ入口には、厚さ 0.3 mm の Al 製のビーム窓を設置しており、散乱した陽子を 5 台(dE1, 2, 3, 4, 5)の厚さの異なる多段のプラスティクシンチレータ EJ200（形状 □50 mm, 厚さ 10, 50, 100, 200, 400 mm)により測定した。陽子ビームに対し 13°の角度となり、14 m 離れた大気中に検出器を設置した。400 MeV 陽子は dE5 で停止することが可能となり、弾性散乱の明瞭なピーク（幅 4%）を確認した。飛行時間測定のため、ダンプ付近の窓から 4 m の位置に小型(□10 mm, 2.5 mm 厚)をスタート信号用のシンチレータ(S)として設けた。各検出器の光電子増倍管のアノード信号を、デジタイザ(SIS3316)に入力し、飛行時間とパルス波高の測定を行った。通常の加速器運転に対し微弱な陽子ビーム信号を取り扱うために、ビーム強度モニタにプリアンプを接続し、さらにノイズの影響低下のため波形の平均化処理した。

3. 結果

0.4 GeV 陽子入射に対し明瞭に測定可能なビーム強度を 3 GeV 陽子に適用すると、パイルアップと偶発的計数による分布の悪化が生じたため、さらに微弱なビームを用いた。3 GeV 陽子入射に対する dE4 と dE5 検出器の波高分布の測定結果を図 1 に示す。明瞭な陽子の帯状分布と準弾性散乱と弾性散乱のピークが観測された。dE1 と dE2 検出器における時間差の幅は、0.2 ns と良好であったものの、S - dE1 のピーク時間幅は 3 ns 程度となった。S 検出器は通過した陽子のみならず、ビームダンプで生成した放射線の偶発的計数によるものと推測される。今後図 1 の解析を進めるとともに、秋以後に S 検出器をダンプから離し再度測定を行う予定である。

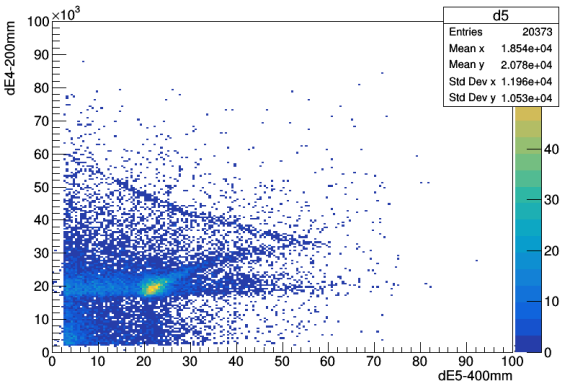


図 1 入射陽子 3GeV における dE4 および dE5 検出器の波高分布

*Shin-ichiro Meigo[1], Yuji Yamaguchi[1], Hiroki Iwamoto[1]
[1]J-PARC/JAEA

炭素入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定

Measurement of C Incident Electric Charge Particle Production Double Differential Cross Section

*外岡 大弥[1]，魚住 裕介[1]，古田 稔将[1]，山口 雄司[2]，古場 裕介[3]
[1]九大，[2]JAEA，[3]QST

放射線治療や宇宙開発に必要な、炭素入射荷電粒子生成反応の二重微分断面積を測定した。実験は QST の HIMAC 棟にて行い、表面障壁型シリコン半導体検出器（SSD）とシンチレータ（GSO(Ce), PWO, CsI(Tl)）を用いた。粒子弁別の為、ΔE-E 法を採用し p から C までの荷電粒子の放出を確認した。

キーワード：二重微分断面積 1，PHITS2，重粒子線がん治療 3

1. 緒言

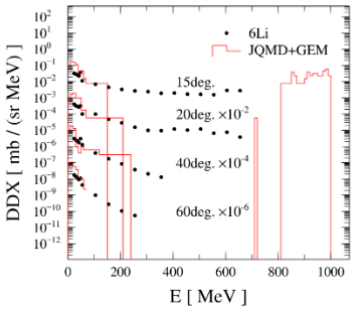
炭素イオンを含む重粒子はがん治療において大きな注目を浴びている。ブラッグピークにより患部に線量を集中させる事のできる優れた治療法である一方、細胞を構成する原子との核反応により荷電粒子が生成され、周囲の健常細胞へ予期しない線量付与が行われる可能性がある。線量分布予測に用いる重粒子輸送計算コードの精度評価及び高精度化を目指す為、炭素入射荷電粒子生成二重微分断面積（DDX）の取得が必要とされている。

2. 実験

実験は量子科学技術研究開発機構の HIMAC 棟、物理・汎用照射室にて行った。核子当たり 100 もしくは 180MeV のエネルギーにて炭素イオンを入射した。ターゲットは ^{nat}C, ^{27}Al と ^{59}Co を用い、15°~60° の範囲で測定を行った。原子番号が 3 以降のリチウム以上の核種に関して、空気によるエネルギー損失の大きさが無視できない為、真空チェンバー内に検出器を入れ測定を行った。粒子の検出には透過型のΔE 検出器として SSD を、全停止型の E 検出器を組み合わせたカウンターテレスコープを設置しΔE-E 法によって粒子の測定を行った。この方法によって粒子は弁別され、24MeV から 700MeV 程度の DDX を決定することが出来た。

3. 結論

180MeV/u の炭素イオンを ^{59}Co に入射させた際の ^{6}Li 放出の DDX と PHITS(JQMD+GEM)による比較を右図に示す。四つの角度とも低エネルギー帯の DDX は計算値と実験値は良い一致を果たしている。200~700MeV までは計算値を得ることが出来ず、得られた 800MeV 以降の DDX に関しては比較する実験値のプロットは得られなかった。これは E 検出器を貫通し解析が困難であった為である。今後はより広いエネルギーを測定する為に検出器の改良が必要である。



*Hiroya Sotooka[1], Yusuke Uozumi[1], Tosimasa Furuta[1] , Yuji Yamaguchi[2] , Yusuke Koba[3]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA. [3]QST.

Si における負ミューオン原子核捕獲反応からの放出軽荷電粒子エネルギースペクトルのアンフォールディングによる推定

Estimation of energy spectra of light charged particles emitted from muon-nuclear capture reaction on Si using an unfolding technique

*北藤 健太郎[1]，川瀬 頌一郎[1]，川田 哲平[1]，渡辺 幸信[1]，新倉 潤[2]，水野 るり恵[3]，友野 大[4]，石田 勝彦[5]，Adrian Hillier[6]

[1]九大，[2]理研，[3]東大，[4]阪大，[5]KEK，[6]ラザフォードアップルトン研

宇宙線負ミューオン起因ソフトエラー発生確率の高精度な推定に向けて、英国 Rutherford Appleton Laboratory において Si における負ミューオン原子核捕獲反応からの放出軽荷電粒子エネルギースペクトルを測定した。その後、アンフォールディング法による初期エネルギースペクトルの推定を行った。

キーワード：ミューオン原子核捕獲反応，ソフトエラー， 軽荷電粒子，エネルギースペクトル、アンフォールディング

1. 緒言

宇宙線ミューオンが電子機器内部の半導体デバイスに入射して発生する一過性の誤動作を宇宙線ミューオン起因ソフトエラーと呼ぶ。ソフトエラーに対して負ミューオンは正ミューオンと異なる寄与があることが調べられており、その発生確率の高精度な推定には Si における負ミューオン原子核捕獲反応からの放出軽荷電粒子のエネルギースペクトルが必要である。そこで、我々はこのスペクトルを実験により測定した。また、取得した測定エネルギースペクトルは Si 標的内でのエネルギー損失により歪んでいるため、アンフォールディング法により測定エネルギースペクトルから初期エネルギースペクトルの推定を行った。

2. 実験及び解析方法

実験は英国 Rutherford Appleton Laboratory の加速器施設 ISIS Neutron and Muon Source にて行った。加速器を用いて生成した負ミューオンを Si 標的に照射し、Si における負ミューオン原子核捕獲反応から放出される陽子、重陽子、三重陽子、α 粒子のエネルギースペクトルを測定した。測定において、低エネルギー粒子は nTD-Si 検出器を用いた波形解析法[2][3]によって、高エネルギー粒子は Si 検出器及び CsI シンチレータを用いた ΔE-E 法によって、粒子の検出と識別を行った。その後、標的内部でのエネルギー損失が大きい低エネルギー粒子の測定エネルギースペクトルについては、シミュレーションにより検出器の応答関数を作成し、RooUnfold[4]ライブラリを用いたアンフォールディングによる初期エネルギースペクトルの推定を行った。結果として、本研究では先行研究より広範囲なエネルギー領域での測定に成功し、エネルギーの重なる領域では先行研究と概ね一致していることが確認できた。本発表では、実験結果及びデータ解析について報告する。

参考文献

[1] S. Manabe et al., IEEE Transactions on Nuclear Science, 65, 1742-1749 (2018).

[2] M. Assié et al., The European Physical Journal A, 51, 1-11 (2015).

[3] S.Kawase et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, 1059, 168984 (2024).

[4] L. Brenner et al., International Journal of Modern Physics A, Vol. 35, No. 24, 2050145 (2020).

---

*Kentaro Kitafuji[1], Shoichiro Kawase[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3], Dai Tomono[4], Katsuhiko Ishida[5] and Adrian Hillier[6]

[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]UTokyo, [4]Osaka Univ., [5]KEK, [6]RAL

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H01-06] Severe Accident

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01]

Study on Influence of the RPV Depressurization Timing on the PCV Failure Timing during Severe Accident of the BWR

*Naoki Hattori[1], Akifumi Yamaji[1] (1. Waseda Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02]

Analysis of debris bed formation in BWRs using MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD coupling method

*Wataru Kikuchi[1] (1. Nuclear Regulation Authority, Division of Research for Severe Accident)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2H03]

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) MAAP5 analysis of the core degradation and relocation in the early stage of the TMI-2

*Koji Nishida[1], Seitaro Sakurai[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2H04]

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

(7) Effect of Porous Internal Structure of Fuel Debris on Thermal Behavior in PCV

*Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Yoshihiko Sano[2], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Shizuoka University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2H05]

Effects of Coolant Temperature and Solid Wall Thermophysical Properties on Quenching Characteristics of High-Temperature Solid Surfaces

*Hiroyuki Umebayashi[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2H06]

Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.

*Kazutaka Fujishiro[1], Tetsuaki Takeda[1] (1. Univ. of Yamanashi)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 過酷事故時減圧時期が格納容器上部バウンダリ破損時期に影響する機構の解明

Study on Influence of the RPV Depressurization Timing on the PCV Failure Timing during Severe Accident of the BWR

*服部 直紀[1]，山路 哲史[1]
[1] 早稲田大学

抄録：MELCOR-2.2 を用いた事故進展解析により、BWR 過酷事故時の圧力容器（RPV）減圧時期に応じて RPV 雰囲気温度履歴の影響を受けた蒸気乾燥器からの輻射熱により RPV 上部ドームが加熱され、上部ドーム外側の断熱機構が喪失すると潜在的に PCV トップヘッドの過温破損時期にも影響することを示した。

キーワード：過酷事故対策，PCV 保護，BWR，蒸気乾燥器，事故進展解析，MELCOR

1. 背景

BWR の現行の事故対応手順では、炉心損傷後に注水できない場合、事故進展解析結果を参考に炉内水-Zr 反応に伴う水素発生量が過大になる前に原子炉水位計の指示値を元に圧力容器（RPV）を減圧する[1]。一方、過酷事故解析コード MELCOR-2.2 を用いた先行研究では RPV 減圧タイミングが RPV 上部ドーム及び、格納容器（PCV）トップヘッドの加熱履歴に影響することが示されたが、どのような機構がそれを支配するのかが示されていない[2]。本研究は BWR-4/Mark-Ⅰ型炉の注水機能喪失事故（TQUV）を例に MELCOR-2.2 を用いて、RPV 減圧タイミングが PCV トップヘッド加熱履歴に影響する要因を示す。

2. 事故進展解析の対象・条件・モデル

解析には炉内水位が炉心発熱部下端から炉心長の 10%まで低下してから減圧する標準シナリオ[1]及びそれ以前に水位が炉心発熱部の上端で減圧する早期減圧シナリオを定めた。炉心部の水-Zr 反応と崩壊挙動に影響する被覆管の Candling モデルの有効／無効の影響を検討した。また、雰囲気温度上昇や FP エアロゾル沈着による蒸気乾燥機の昇温と、蒸気乾燥器から RPV 上部ドームへの輻射熱をモデル化した。そして、RPV 上部ドーム外側の断熱機構が健全／喪失した場合の PCV トップヘッド加熱履歴を評価した。

3. 事故進展解析結果と課題

RPV 上部ドーム外側の断熱機構が健全な場合、RPV 破損以前に RPV 内で起こる事象が PCV トップヘッドを過温破損させることはないことが分かった。一方、何らかの要因で断熱機構が喪失した場合、**図 1** に示すように、炉心冷却喪失から約 2 時間が経過して炉心が高温になった時点以降の炉内イベント（例：減圧、炉心の RPV 下部プレナムへの崩落）は RPV 雰囲気温度履歴に強く影響し、その結果高温になった蒸気乾燥器からの輻射熱が RPV 上部ドームの主要な加熱機構であることが分かった。このため、RPV 減圧時の炉心部の熱状態に応じた被覆管の candling 挙動や炉心崩落挙動等の不確かさが PCV 上部トップヘッドの潜在的な過温破損にもたらす影響評価が課題であることが明らかになった。

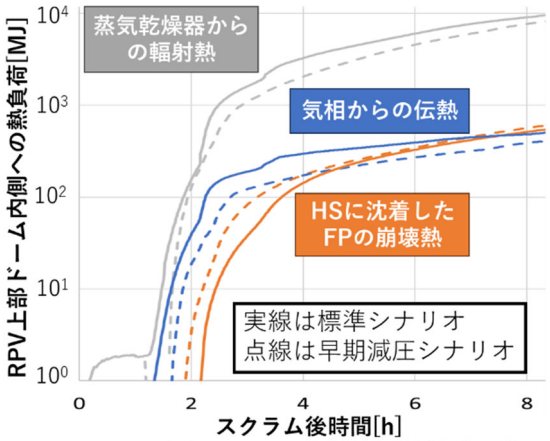


図1：RPV上部ドームHSへの経路別積算流入熱量

参考文献

[1] 東京電力「柏崎刈羽原子炉発電所 6 号及び 7 号炉」（補足説明資料）平成 29 年 1 月
[2] T. Matsumoto,et al., Proc. ICONE29-90648, 2022.

---

*Naoki Hattori[1], Akifumi Yamaji[1]
[1]Waseda Univ.,

MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD 連成手法による BWR における デブリベッドの形成解析

Analysis of debris bed formation in BWRs using MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD coupling method

*菊池 航[1]

[1]原子力規制庁

開発した間欠落下モデルを適用し、BWR3 Mark-I の SBO シナリオでの格納容器内におけるデブリベッド形成過程を解析した結果について報告する。

キーワード：デブリベッド、溶融デブリ、溶融デブリ拡がり、THERMOS、BWR

1. 緒言

格納容器内におけるデブリベッド形成過程を解析するため、THERMOS を開発した[1]。THERMOS は、溶融デブリ、粒子状デブリ落下挙動等を解析する JBREAK、溶融デブリ拡がり挙動を解析する MSPREAD 等により構成される。最新の 1F 事故に関する研究において原子炉容器下部ヘッドに複数の破損が存在する可能性を示唆する報告[2]があり、そのような状態におけるデブリベッドの形成を考慮に入れる必要がある。同時に、原子炉圧力容器から放出されるデブリ履歴には、事故進展を踏まえ変化するデブリの形態（溶融デブリまたは粒子状デブリ）等を考慮する必要がある。そこで、本研究では、新たに開発した間欠落下モデル及び既往の MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD インターフェイスシステム[1]を適用することで下部ヘッドの複数箇所が破損した条件下におけるペデスタル床面のデブリベッド形成挙動を解析した。

2. MELCOR-THERMOS/JBREAK-MSPREAD 連成解析

2-1. 間欠落下モデルの開発

原子炉容器下部ヘッドに複数の破損した際に、溶融デブリが間欠的に放出され、デブリベッド形成される挙動を取り扱う間欠落下モデルを開発した。間欠落下モデルは、初めに放出された溶融デブリが床面に衝突し、拡がることで形成されたデブリベッドが固化した後には、再流動しない発熱体と仮定する。そして、後続して放出された溶融デブリが既に形成されたデブリベッド上に衝突し拡がる挙動を取り扱う。

2-2. 解析条件及び解析結果

解析対象は、BWR3 Mark-I の SBO シナリオにおいて事象発生から 4.2 時間後に炉心損傷が発生し、17 時間後に原子炉圧力容器が破損して、ドライ条件のペデスタルに約 14 トンの溶融デブリ及び粒子状デブリが放出されたシーケンスである。この時、原子炉圧力容器破損から 79 秒まではペデスタルスリット堰近傍に粒子状デブリと溶融デブリが落下し、89 秒から 325 秒後までペデスタル中心に粒子状デブリと溶融デブリが落下すると仮定し、間欠落下モデルを適用してデブリベッド形成を解析した。原子炉圧力容器から放出されるデブリ履歴は、MELCOR によって計算されたデブリ放出履歴を JBREAK 及び MSPREAD に受け渡すインターフェイスシステム[1]適用した。ペデスタルと外側ドライウェル領域を隔てるペデスタル床面にペデスタルスリット堰、ペデスタル床には薄い蓋で覆われた 2 つのサンプを配置した。図 1 に示すように、ペデスタル床面では、初めに放出された粒子状デブリと溶融デブリによってペデスタルスリット堰近傍に粒子状デブリ堆積層(白線)が形成され、サンプの蓋を迂回して溶融物デブリ拡がりが発生し、79 秒後には固化してデブリベッドが形成された。その後、粒子状デブリと溶融デブリの落下位置が変わることによってペデスタル中心に第二の粒子状デブリ堆積層(白線)が形成された。更に、後続して落下した溶融デブリは、初めに放出された溶融物上を拡がり、複雑な高さ分布のデブリベッドが形成される挙動を解析可能とした。

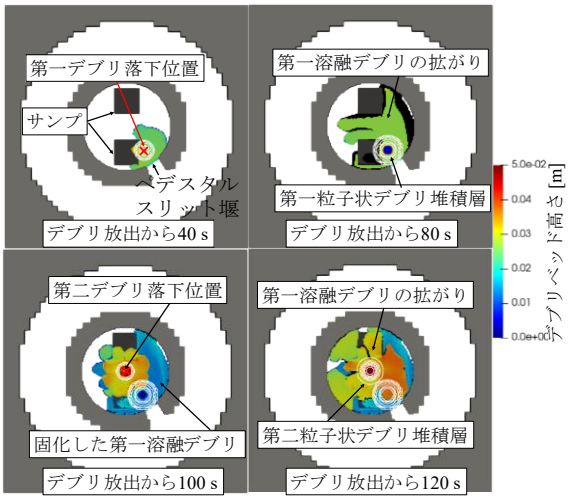


図 1　デブリベッドの形成過程

3. 結論

間欠落下モデルを開発することで、BWR3 Mark-I の SBO シナリオ時における下部ヘッド複数破損とデブリ放出履歴を考慮したデブリベッド形成挙動を解析可能とした。

参考文献

[1] Wataru Kikuchi et. al., “Analysis of ex-vessel debris bed formation of multi-material and multiphase composition based on coupled system of MELCOR2 and THERMOS–JBREAK/MSPREAD”, Nuclear Engineering and Design,Volume 414, 1,2023

[2] Michal Cibula et. al., “Evaluation of Fukushima Daiichi Unit 1 Ex-Vessel Phenomenon Leveraging on Primary Containment Vessel Robotic Inspections”, Nuclear Technology,2024

*KIKUCHI Wataru
Nuclear Regulation Authority (NRA)

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（5）TMI-2 事故早期の炉心損傷、リロケーションの MAAP5 解析

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) MAAP5 analysis of the core degradation and relocation in the early stage of the TMI-2 accident

*西田 浩二，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

TMI-2 の健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期における炉心損傷、リロケーションに及ぼす炉心入口流量の影響を明らかにした。

キーワード：TMI-2，シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期(100～174 分)における炉心損傷、リロケーションに及ぼす炉心入口流量の影響を検討する。

2. MAAP5 の解析評価

本研究では TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、1 次系、2 次系の機器等が炉心の熱流動に及ぼす影響を初期条件、境界条件で与えた。1 次冷却ポンプが全台停止された 100 分から 1 台再起動される 174 分までの時間帯における、MAAP5 の炉心のコラプス水位の計算値を図 1 に示す。100 分の炉心の初期水位は Anderson [1]の検討に基づき、炉心上部非発熱部上端に設定した。炉心入口流量は、圧力逃がし弁が閉じられる 138 分までは Andersen [1]を参考に 8kg/s に設定した。138 分から 174 分までの冷却材流量は、TMI-2 事故のベンチマーク解析 [2]で、多くの解析コードの計算値が約 1m を示していることから、水位 1m の崩壊熱による蒸発分相当の 3kg/s に設定した。MAAP5 の計算値は 174 分近くの測定値に近い値を示した。

水素発生量の計算値を図 2 に示す。計算では図 1 のコラプス水位の計算で用いた炉心入口流量をベースケースとした。Anderson [1]は、100 分からの炉心入口流量の最小は 3kg/s、最大は 10kg/s と考察している。本研究では 100～138 分までの最小流量 3kg/s、最大流量 10kg/s の 2 ケースを Min ケース、Max ケースとし、138 分以降は両ケース共にベースケースと同じ 3kg/s として評価した。

ベースケースでは約 146 分からジルコニウム-水反応が顕著となることで水素発生量は急激に増大した。約 157 分からの水素発生量はほぼ一定となり、約 174 分での MAAP5 の計算値は測定値とほぼ一致した。Min ケースでは水素発生量が急激に増大する時間は早くなるが、ベースケースより水素発生量は少なくなった。これは比較的早い時間に炉心上部領域の燃料被覆管が水位近くの中央領域にリロケーションし、その領域の温度が低いためにジルカロイ-水反応が抑制されたと考えられる。

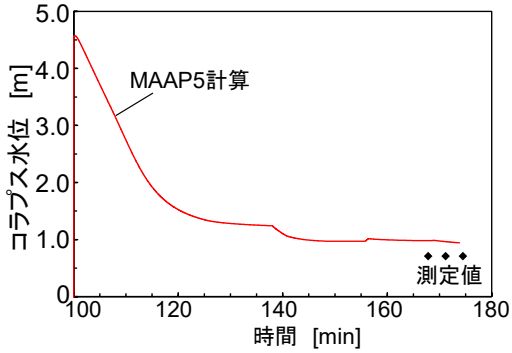


図 1　炉心のコラプス水位

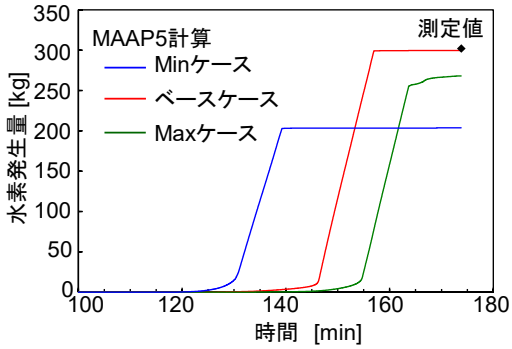


図 2　水素発生量

参考文献 [1] J. L. Anderson, EGG-TMI-7833, EG&G Idaho, Inc. (1987).

[2] TMI-2 Analysis Exercise Task Group, NEA/CSNIR/R(91)8 (1992).

* Koji Nishida, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

空冷時における燃料デブリ熱挙動推定技術の開発
（7）原子炉格納容器内熱挙動における燃料デブリの多孔質体内部構造の影響

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
(7) Effect of Porous Internal Structure of Fuel Debris on Thermal Behavior in PCV

*上澤 伸一郎[1]，小野 綾子[1]，山下 晋[1]，佐野 吉彦[2]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]静岡大学,

空冷時の原子炉格納容器（PCV）内熱挙動における多孔質体内部構造の影響を把握するため、構造に応じた有効熱伝導率モデルを用いて熱挙動解析を行い、温度ならび流速分布を比較した。

キーワード：多孔質体モデル、自然対流、空冷、燃料デブリ、東京電力福島第一原子力発電所

1. 緒言

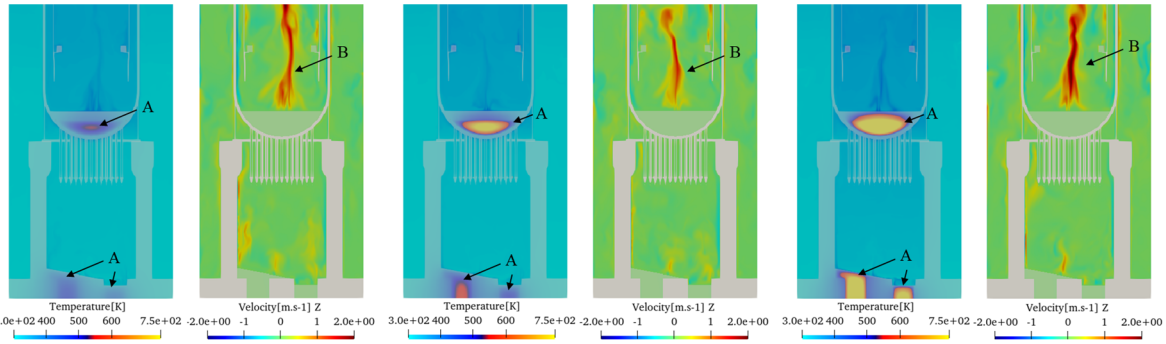
福島第一原子力発電所 PCV 内の熱挙動を推定するため、JUPITER コードに多孔質体モデルを追加した自然対流熱伝達解析手法の開発を進めている[1]。本報では、考え得る燃料デブリの多孔質体の内部構造として、気泡分散型、トラス構造型、粒子充填層型を仮定したときの PCV 内熱挙動へ与える影響について検討した。

2. 解析条件

前々報[1]と同様の炉内構造物をモデリングした体系で解析を実施した。多孔質体の有効熱伝導率モデルとして、気泡分散型には Maxwell-Eucken モデル[2]、トラス構造型には Bai-Nakayama モデル[3]、粒子充填層型には Kunii-Smith モデル[4]を用いて、炉内の温度・流速分布を比較した（図）。

3. 解析結果

粒子充填層型（図(c)）が、最も燃料デブリの温度（図中 A）が高かった（最高約 1000 K）。これは、粒子充填層型では燃料デブリの点接触を仮定しており、有効熱伝導率が低く評価されたことに起因する。一方、気泡分散型（図(a)）では、燃料デブリが結合しているため有効熱伝導率が高く、最も温度が低かった（最高約 540 K）。トラス構造型（図(b)）では、気泡分散型よりも有効熱伝導率が低く見積もられるため、両構造の中間値程度（最高約 820 K）であった。流速分布については、どの構造型であっても上昇流が生じ（図中 B）、自然対流が生じた。このように、PCV 内の熱挙動は燃料デブリの多孔質体内部構造により大きく異なることから、より正確な熱挙動の推定には内部構造の把握と対応した有効熱伝導率モデルの評価が必要である。



(a) Bubble dispersion type　(b) Truss structure type　(c) Particle packed bed type

Fig. Instantaneous temperature and vertical velocity distributions for each porous structure.

参考文献 [1]上澤ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2G07, 2023. [2] Carson et al., J. Food Eng. 2006; 75(3):297-307. [3] Bai and Nakayama, Appl. Therm. Eng. 2019; 160:114011. [4] Kunii and Smith, AIChE J. 1960; 6(1):71–78.

謝辞　本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）」（R3-4 年度）の一部として実施したものです。協力を得た、東京電力 HD 岩田様、井上様、澤田様に感謝いたします。成果の一部は JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」で得られたものです。

---

*Shinichiro Uesawa[1], Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Yoshihiko Sano[2] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shizuoka University

高温固体面のクエンチ特性に及ぼす冷却液温度及び固体壁熱物性の影響

Effects of Coolant Temperature and Solid Wall Thermophysical Properties on Quenching Characteristics of High-Temperature Solid Surfaces

*梅林 宏行[1]，大川 富雄[1]

[1] 電気通信大学

In this study, a versatile new quenching model was developed based on the results of high-temperature wall liquid film cooling experiments. Moreover, it was confirmed that the new quenching model estimates the experimental data (heat transfer coefficient, heat flux, quenching velocity) at ±20%.

Keywords: Atomic energy, Quenching, Critical heat flux, Flow boiling

1. 緒言

原子炉内の高温燃料棒の緊急冷却時に生じる高温加熱面上で液体による冷却が進行し，急激に温度低下する急冷現象をクエンチ現象という。クエンチ現象の解明のためには、高温面上の濡れ領域先端の進展速度であるクエンチ速度の高精度予測が必要とされている。しかし現状では液膜の流動現象との対応が不十分で、熱伝達率分布を仮定した予測式となっており、現象に基づく高精度予測ができていない。そこで本研究では、赤外線カメラを使用した実験により得られた温度分布データに基づく汎用性の高い機構論的熱伝達率分布予測モデルの構築を実施した。

2. 実験結果及び考察

2-1. 新規クエンチモデル

クエンチモデルを作成するには、3 つのパラメータ(限界熱流束、限界熱流束温度、熱流束分布)を定める必要がある。限界熱流束は、Zuber の式[1]をもとに新相関式を定義した。熱流束分布は、限界熱流束を基準に既存の相関式[2]から熱流束の実験値の分布を再現した。新規クエンチモデルと実験データの比較結果を Fig. 1 に示す。

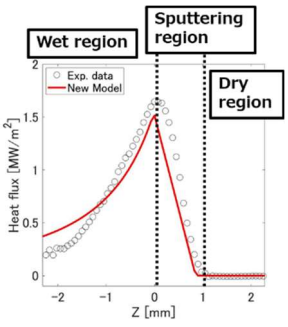


Fig. 1 New quenching model

2-2. モデルの妥当性評価

新規クエンチモデルの妥当性は、新規クエンチモデルを用いて算出されたクエンチ速度 $V_{wet\ cal}$ と本実験で測定されたクエンチ速度 $V_{wet\ exp}$ を比較することで評価した。結果より本研究で提案したクエンチモデルは、おおむね実験値を±20%で評価できることが確認できた。

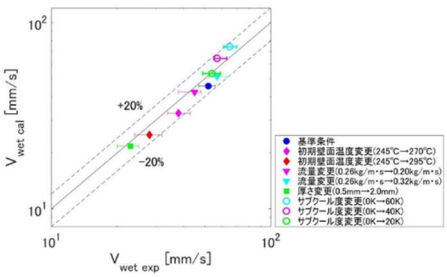


Fig. 2 Comparison result

謝辞

本研究は中部電力（株）原子力安全技術研究所公募研究の成果の一部である。

[1] N.Zuber, USAEC Report AECU-4439, 1959

[2] W. M. Rohsenow, “A Method of Correlating Heat Transfer Data for Surface Boiling Liquids”, Trans. ASME, Vol. 74(1951), 969

*Hiroyuki Umebayashi[1] and Tomio Okawa[1]

[1] University of Electro-Communications

片面加熱鉛直矩形流路の自然対流熱伝達特性

Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.

*藤城 和峻[1]，武田 哲明[2]
[1]山梨大（院），[2]山梨大学

高温ガス炉の炉容器冷却パネル流路形状を模擬した実験装置を用いて，鉛直流路内に多孔性材料として金属細線を挿入した場合の空気の自然対流による除熱性能への影響を調べた．実験の結果，金属細線を挿入することで除熱量が増大する場合があることを確認した．

キーワード：自然対流，高温ガス炉，炉容器冷却システム，鉛直流路

1. 緒言

本研究は，電力水素併産型高温ガス炉システム（GTHTR300C）の炉容器冷却システム（VCS）の安全性向上と冷却性能を確認することを目的として，鉛直矩形流路内に多孔性材料として金属細線を挿入した場合の空気の自然対流による除熱性能への影響を調査した．

2. 実験装置概要

実験装置の概要図を Fig.1 に示す．本研究では,作動流体を空気，金属細線に直径 1mm の銅細線を使用した．加熱面は銅板,流路は長辺 175mm,短辺 19mm,の長方形で高さ 1000mm の片面加熱鉛直矩形流路とした.銅細線の形状は空隙率 0.999~0.996 のたわし状,空隙率 1.000 の除熱量を調査した.ヒーター出力は 100W,166W,242W とした.

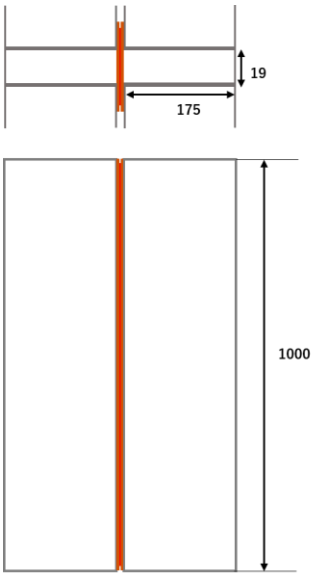


Fig.1 Experiment device.

3. 実験結果

Fig.2 は加熱量に対する除熱量を示した図である．空隙率が 0.996 の場合の除熱量が全てのヒーター出力条件において最大であった．一方，ヒーター出力が 242W の場合に着目すると，空隙率が 0.999 と 0.998 の場合は，平滑流路の除熱量よりも少なくなった．この理由は実験の再現性や計測精度にも依存することから現時点では実験値による定性的な説明が容易ではないが、今後は壁面温度が高い場合に熱放射による細線への伝熱量増大する場合の伝熱促進効果を調べる予定である．

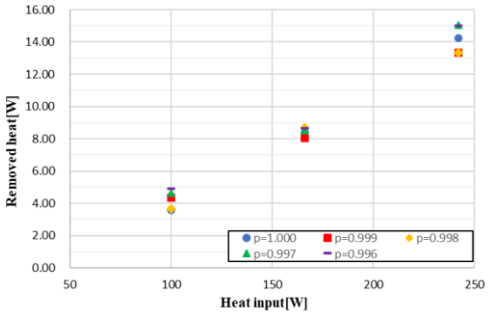


Fig.2 Comparison of removed heat.

参考文献

[1] S. Kuriyama, T. Takeda, and S. Funatani, “Study on heat transfer characteristics of the one side-heated vertical channel with inserted porous materials applied as a vessel cooling system”, Nucl. Eng. Tech. 47 (2015)

*Kazutaka Fujishiro[1], Tetsuaki Takeda[1]
[1]Yamanashi Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C01-09] Fukushima 1

Chair:Sakae Kinase(JAEA/Ibaraki Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2C01]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(4) Assessment of the sheltering effect in the early phase of nuclear accident

*Jun Hirouchi[1], Masatoshi Watanabe[2,1], Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Yasuto Matsui[3], Minoru Yoneda[3], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. V.I.C., 3. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2C02]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(5) Evaluation of resuspension coefficients based on experiments

*Azusa Nagakubo[1], Naho Hayashi[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2C03]

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents

(6) Dose assessment for staying indoors considering indoor resuspended particles

*Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2C04]

Development of analysis method for the releasing ALPS treated water

(1)The Fe-55 analysis method for ALPS treated water

*Tatsuya Shoji[1], Naoto Hatanaka[2], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Hironobu Sato[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2C05]

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water

(2) The Se-79 analysis method for ALPS treated water

*Yuu Ogaswara[1], Yoshinari Oshimi[2], Katsumi Nagasawa[1], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2] (1. TEPCO HD, 2. Tokyo PT)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2C06]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Long-term changes in distribution and transfer rate of radiocesium in Fukushima forests

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Hao Wang[1] (1. Univ. of Tsukuba)

©Atomic Energy Society of Japan

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2C07]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2) Long-term changes in the depth distribution and downward migration of ^{137}Cs in forest soils

*Junko Takahashi[1], Shunsuke Mishima[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2C08]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Effect of thinning on soil environment and Cs-137 dynamics in cedar forests

*Shuta Shimada[1], Jyunko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. University of Tsukuba)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2C09]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4) Effect of thinning on the spatial distribution of ^{137}Cs in a cedar forest soils in Minamisoma

*Shunsuke Mishima[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究
(4) 原子力事故初期時の屋内退避による低減効果の評価

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents.
(4) Assessment of the sheltering effect in the early phase of nuclear accidents

*廣内 淳[1], 渡邊 正敏[1,2], 林 奈穂[1], 長久保 梓[1], 松井 康人[3], 米田 稔[3], 高原 省五[1]
[1]JAEA, [2]V.I.C., [3]京大

原子力発電所事故後の居住環境における被ばく評価は、汚染地域での住民生活を管理するために必要不可欠な情報の一つである。本研究では、日本の原子力施設を有するサイトを対象に確率論的リスク評価コードを用いて、事故後初期の屋内退避時における被ばく低減係数を計算し、サイト間で比較した。

キーワード：屋内退避，線量評価，原子力事故

1. 緒言　原子力発電所事故後の居住環境における被ばく評価は、汚染地域での住民生活を管理するために必要不可欠な情報の一つである。特に、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故以降、原子力防災分野において、事故後初期に家屋への屋内退避が防災計画の主軸の一つとして位置づけられている。屋内退避を実施した場合にどのくらいの被ばくが想定されるか、また被ばく低減効果がどの程度見込まれるかの情報は、原子力防災計画や放射線防護対策を策定する国や自治体にとって重要な情報となる。そこで本研究では、日本の原子力施設を有するサイトを対象に、確率論的リスク評価コードの一つである OSCAAR[1]を用いて、事故後初期の屋内退避における被ばく低減係数（屋内での被ばく線量/屋外での被ばく線量）を計算し、サイト間で比較した。

2. 計算条件　本研究では、OSCAAR と室内への侵入モデル[2]を組み合わせて、被ばく低減係数を算出した。被ばく低減係数を算出するには、炉内インベントリ、放出シナリオ及び気象条件を設定する必要がある。

本来であれば、炉内インベントリは各サイトのデータを利用することが望ましい。しかし、全てのサイトでインベントリを入手できなかったため、本研究では全てのサイトで同一のインベントリとし、過去のシビアアクシデント研究でも利用されている本間他(2000)[3]のインベントリデータを利用した。

放出シナリオは、過去のシビアアクシデント研究[3]で利用された 3 つの放出シナリオ、原子力規制委員で定められている放出シナリオ[4]、1F 事故を基にした放出シナリオの計 5 つとした。

気象条件は、2020 年の気象データを利用し、500 の気象シーケンス（一つの気象シーケンスの長さは最大で 10 日間）とした。なお、各気象シーケンスの開始時刻はサイトによらず同じとした。

3. 結果　被ばく低減係数はサイト間によって 20%～50%の違いが見られた。また、同じサイトでも気象シーケンスの違いによって被ばく低減係数の値は異なった。この主な要因は風速の違いであり、風速が大きいほど被ばく低減係数は大きくなった（図）。また、被ばく低減係数は放出シナリオによって約 50%の違いが見られた。この主な要因は、希ガス核種からの被ばく線量への寄与割合の違いであり、希ガスの多い放出シナリオほど被ばく低減係数は大きくなった。

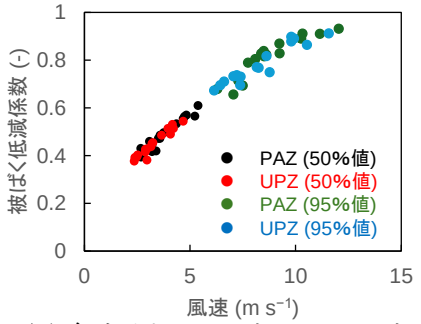


図 各サイトの PAZ と UPZ における被ばく低減係数と風速の 50%値と 95%値。

参考文献

[1] JAEA-Testing 2020-001 (2020).　[2] Hirouchi et al., J. Radiol. Prot., 42, 041503 (2022). [3] 本間他, JAERI-Research 2000-060 (2000)
[4] 原子力規制委員会, 緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果の試算について（案）(2014).

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。

* Jun Hirouchi[1], Masatoshi Watanabe[1,2], Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Yasuto Matsui[3], Minoru Yoneda[3], Shogo Takahara[1]
[1]JAEA, [2] V.I.C., [3]Kyoto Univ.

原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究
(5) 室内粒子再浮遊係数の実験を基にした評価

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents.
(5) Evaluation of resuspension coefficients based on experiments

*長久保　梓[1]，林 奈穂[1]，廣内　淳[1]，松井 康人[2]，米田　稔[2]，高原　省五[1]
[1]JAEA，[2]京大

原子力発電所事故後の居住環境下での被ばく線量評価では、室内に侵入した屋外再浮遊放射性核種による被ばくのうち、室内沈着核種の再浮遊は評価の対象となっていなかった。本研究では、室内沈着粒子の再浮遊係数を実験により求めた。実験では、実家屋フローリング床面に試験用ダストを散布し、様々な風速場に対して再浮遊係数を求め、風速場および粒径の違いに応じて 1.0×10^{-5}～1.0 (m^{-1})の範囲を示した。

キーワード：再浮遊、屋内、原子力事故

1. 緒言　原子力発電所事故後の居住環境下における被ばく線量評価を行う際、屋外沈着核種による外部被ばくや室内浮遊・沈着核種による外部・内部被ばくが評価対象となる。室内浮遊核種濃度の算出には、コンパートメントモデル[1]が用いられるが、室内沈着核種の再浮遊は考慮されていない。実際には、空調機器や人の動作等によって沈着核種の再浮遊が起こる[2]が、これらの影響による再浮遊が被ばく線量評価にどの程度影響を及ぼすかは知られていない。そこで、被ばく線量評価で室内再浮遊粒子による影響を考慮できる様にするため、室内再浮遊係数を求めるための実験を行い、風速場や粒径等の条件ごとに整理した。

2. 実験条件　本研究では、再浮遊係数は室内床表面沈着量に対する室内空気中核種濃度の比で定義される。本実験では、一般的な住宅と設備・規模・構造が同じ実建屋内床面（5.35 m × 5.35 m）のフローリングの床面に JIS 試験用粉体 15 種を散布し、自然換気、エアコン稼働（下向き、上向き）、歩行、掃除機掛け等を行い、それぞれの条件ごとに空気中粒子個数濃度を測定した。粒子個数濃度は米国 TSI 社製の Optical Particle Sizer (OPS)を使用した。OPS の吸気ホースの口を室内中央の床面 50 cm と 150 cm に固定し、高さごとのデータを取得した。

3. 結果　歩行と掃除機掛けを行った場合の再浮遊係数は粒径が大きくなるに従い増大し、それぞれ 1.0×10^{-4}～1.0 (m^{-1})、1.0×10^{-4}～0.1 (m^{-1})の範囲を示した。エアコンを下向きで稼働した場合は粒径ごとの変化は歩行等に比べて小さく、10^{-4}～10^{-3} (m^{-1})の範囲であった。エアコンは風向を天井に対して平行（上向）と床面に向かう方向（下向）を比較したが、再浮遊係数に大きな差は見られなかった。また、高さによる再浮遊係数の違いについては、50 cm 高さの再浮遊係数の方が 150 cm の再浮遊係数の 1.0～数倍程度大きくなった。今後は、カーペットや畳等の床材に対する評価を行う。

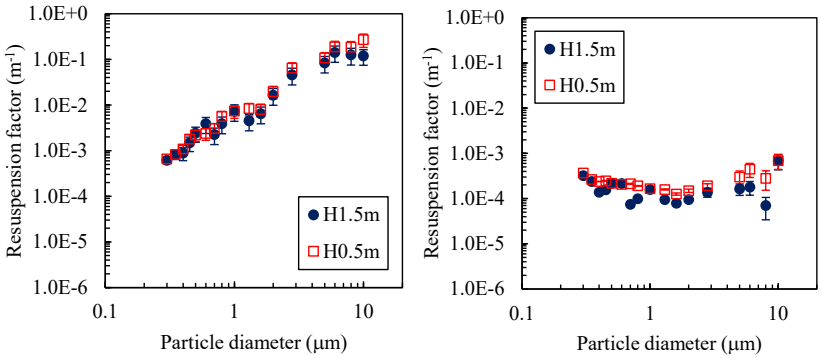


図 粒径ごとの室内再浮遊係数（左）歩行、（右）エアコン（下向き）

参考文献

[1] Hirouchi et al., J. Radiol. Prot., 42, 041503 (2022). [2] Kubota et al., Aerosol Science and Technology, 47(2) (2013)

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。

*Azusa Nagakubo[1], Naho Hayashi[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], and Shogo Takahara[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究
(6) 室内再浮遊粒子を考慮した室内滞在時の被ばく線量評価

Dose assessment for residents in the residential environment considering the transfer of substances between indoor and outdoor after nuclear accidents.
(6) Dose assessment for staying indoors considering indoor resuspended particles

*林 奈穂[1], 長久保 梓[1], 廣内 淳[1], 松井 康人[2], 米田 稔[2], 高原 省五[1]
[1]JAEA, [2]京大

原子力発電所事故後の居住環境における被ばく評価のうち、室内滞在時については、室外の沈着核種からの外部被ばく及び室内に侵入した浮遊・沈着核種による外部・内部被ばく線量で評価される。本研究では、これらに加えて、床面に沈着した核種の再浮遊による外部被ばく及び内部被ばくを考慮した被ばく線量評価を行い、室内での再浮遊の考慮の有無による被ばく線量を比較した。

キーワード：屋内退避，線量評価，原子力事故，室内再浮遊

1. 緒言　原子力発電所事故後の居住環境における被ばく線量評価は事故後の生活復旧や帰還の判断を行うために重要な情報となる。居住環境滞在時の線量評価では、室外に沈着した核種による外部被ばく、再浮遊した核種が家屋内に侵入し、それらを吸入することによる内部被ばく、及び家屋内に沈着した核種による外部被ばくが考慮されている。室内の放射性核種の濃度変化をモデル化する際、これまでは、室内の床面に沈着した核種の再浮遊による影響は考慮されてこなかった。そこで、本研究では、実験により得られた室内再浮遊係数を用いて、室内再浮遊を考慮した場合と考慮しない場合の被ばく線量を比較し、その影響について考察を行った。

2. 計算条件　本研究では、室内での空気中濃度と沈着量を求めるために、コンパートメントモデルを用いた。このコンパートメントモデルは、室外空気、室内空気、室内床面から成る。各コンパート間の移行は、換気率、浸透率、沈着率、再浮遊係数を用いて表現される。室外の風速は、東海第二発電所近隣の水戸気象観測所における風速データの最頻値である 1.5 ms^{-1} とし、風速に応じた換気率と浸透率を算出した[1]。室外の再浮遊係数は沈着後からの経過日数によって変化するため、本研究では廣内ら[2]による実測値のフィッティング式を参照して計算した。室内の再浮遊係数は実験により得られた 3.4×10^{-4} m^{-1} を使用した。室内での再浮遊は室内の沈着量が大きくなるに従い、増大するため、室内で再浮遊した核種による被ばく線量は事故発生から線量評価時点までの沈着期間に大きく影響される。そのため、沈着期間に対する感度解析を行った。被ばく線量評価は事故後沈着期間を経過した時点を起点とした7日間の積算実効線量とした。

3. 結果　全被ばく経路の合計線量に対する室内核種による被ばく線量の割合は沈着期間に応じて、0.0825%～0.804%であった。室内での再浮遊物質の吸入被ばく線量を考慮した場合の被ばく線量は考慮しない場合に対して、1.03 倍から 7.02 倍大きくなった。

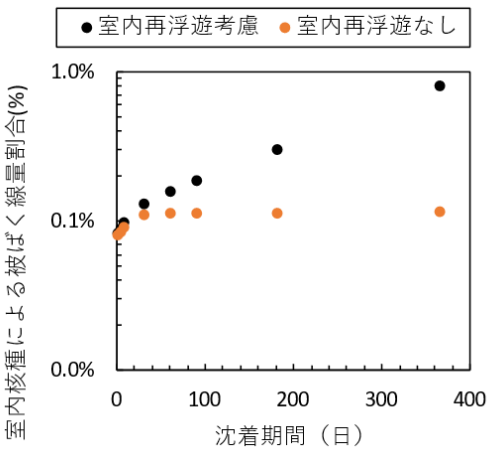


図 沈着期間と吸入被ばく線量寄与割合の関係

参考文献

[1] Hirouchi et al., J. Radiol. Prot., 42, 041503 (2022).　[2] 廣内ら, 原子力事故後の居住環境における室内外の物質移行を考慮した住民の被ばく線量評価に関する研究　(2) 室外で再浮遊した物質の室内への侵入, 原子力学会 2023 秋の年会

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。

* Naho Hayashi[1], Azusa Nagakubo[1], Jun Hirouchi[1], Yasuto Matsui[2], Minoru Yoneda[2], Shogo Takahara[1]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

ALPS 処理水の海洋放出に向けた分析技術の確立について
（１）ALPS 処理水中の Fe-55 分析手法

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water
(1) The Fe-55 analysis method for ALPS treated water

*東海林 達也[1]，畑中 直人[2]，佐々木 宏訓[1]，後藤 真佳[1]，石橋 将人[1]，佐藤 博信[1]，鈴木 純一[1]，秋元 友寿[2]
[1]東京電力 HD、[2]東京パワーテクノロジー

ALPS 処理水の海洋放出前に，H-3 および測定・評価対象核種の他、自主的な確認も含め計 69 核種を評価している。このうち Fe-55 の分析手法の適用に至る検討内容とその結果を報告する。

キーワード：Fe-55、低エネルギー光子スペクトロメトリー、イオン交換クロマトグラフィー

1. 緒言

Fe-55 は、原子炉構造材が放射化することで生成し、福島第一原子力発電所の滞留水や汚染水処理系統水中に有意に存在する放射性物質である。東京電力 HD では Fe-55 を測定・評価対象核種の 1 つに選定し、ALPS 処理水の海洋放出前に濃度を確認することとした。今回、当社ではこれまで Fe-55 を分析した経験がなかったため、ALPS 処理水を対象とした Fe-55 の分析手法について、固相抽出、および低エネルギー光子用 Ge 半導体検出器（LEPS）を組み合わせて検討したので紹介する。

2. 検討内容（分析フローの検討）

一般的な Ge 半導体検出器の最小レンジが 40keV ほどに対し、Fe-55 は放射線エネルギーが 5.9keV と低いため、LEPS を用いて計測した。前処理方法としては、沈殿分離によりセシウム、ストロンチウムを分離後、陰イオン交換樹脂（Dowex 1x8 100-200 メッシュ）を充填したクロマトカラムによりコバルト等の夾雑物を分離し、塩酸で溶離後に pH10 程度に調整して、ろ過により水酸化鉄沈殿を回収後に成形、乾燥させたものを LEPS 測定の線源とした。なお、鉄回収率は ICP-AES で算出した。検討した分析フローを図 1 に示す。Fe-55 分析では、ALPS 処理水の放出計画に支障をきたさぬよう可能な限り分析時間を短縮し、かつ告示濃度限度の 100 分の 1 である 20Bq/L の検出精度を確保できるよう試料量を 500mL とした。

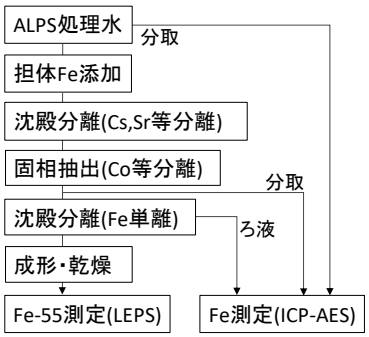


図 1 Fe-55 の分析フロー

3. 検証結果

図 2 に LEPS より得られた Fe-55 スペクトルを示す。Fe-55 の特性 X 線の 5.9keV のピークが妨害なく検知できている。本ピークから検出下限を定量すると 6.1Bq/L であり、目標検出下限値 20Bq/L も満足した。また、3 回繰り返し測定を行い、トレーサーとして添加した鉄担体の回収率も 96.6~98.6%で安定した結果が得られた。加えて、社外機関との比較検証も行ったところ、当社の分析値が 29.9±6.6Bq/L に対して、社外機関の分析値が 35.1±2.1Bq/L となり、双方の不確かさの範囲で包含された。

これら検証の結果、分析手法は妥当性を有すると判断した。

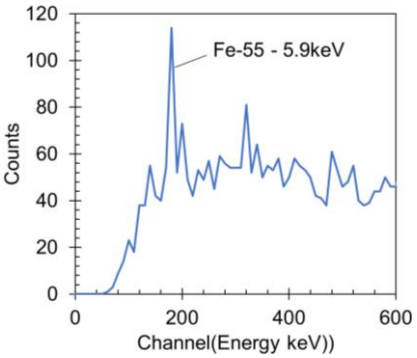


図 2 LEPS による Fe-55 スペクトル

4. 結論

ALPS 処理水の希釈放出前に放出基準濃度を満足しているかを確認する放射性核種のうち、当社で分析実績がなかった Fe-55 の分析手法を検討し、目標検出下限値を満足したうえで Fe-55 スパイク試料に対しても良好な分析値が得られたことから、本手法を ALPS 処理水の放出前分析に適用した。

*Tatsuya Shoji[1], Naoto Hatanaka[2], Hirokuni Sasaki[1], Masayoshi Goto[1], Masato Ishibashi[1], Hironobu Sato[1], Junichi Suzuki[1], Yuji Akimoto[2]
[1]TEPCO HD、 [2]Tokyo PT

ALPS 処理水の海洋放出に向けた分析技術の確立について
(2) ALPS 処理水中の Se-79 分析手法

Development of analysis methods for the releasing ALPS treated water

(2) The Se-79 analysis method for ALPS treated water

*小笠原　優[1]，押見　吉成[2]，長澤　克己[1]，後藤　真佳[1]，石橋　将人[1]，佐々木　宏訓[1]，鈴木　純一[1]，秋元　友寿[2]

[1]東京電力 HD，[2]東京パワーテクノロジー

ALPS 処理水の海洋放出前に，H-3 および測定・評価対象核種の他、自主的な確認も含め計 69 核種を分析している。このうち Se-79 の分析手法の適用に至る検討内容とその結果を報告する。

キーワード： Se-79，Te-125m，液体シンチレーションカウンタ

1. 緒言

東京電力 HD では，2023 年 8 月より ALPS 処理水を海洋放出している。放出前に，測定・評価対象核種の告示濃度限度比の総和が 1 未満であることを確認しており，それらに Se-79 を含む。Se-79 は，核分裂生成物 (FP) であり，福島第一原子力発電所の滞留水や汚染水処理系統水中に存在するが，その量は Cs-137 に比べて 10^{-6} 程度と微量である。今回，ALPS 処理水中の極微量な Se-79 の分析方法を検討した。

2. 分析方法の検討結果

Se-79 は 150.6 keV の β 線を放出する純 β 核種であることから，炭酸塩沈殿や固相抽出剤など複数の分離操作で妨害核種を取り除いた後に液体シンチレーションカウンタ (以下「LSC」という。) で測定する手法を検討した（図 1 参照)。本検討では，Se 沈殿生成前の調整で L-アスコルビン酸を還元剤として用いたところ，図 2 (左側) に示す通り，共存する Te-125m を分離できず計測時の妨害となったため，還元剤を塩酸ヒドロキシルアミンに変更して Te-125mの還元反応を抑えた手法として確立した。

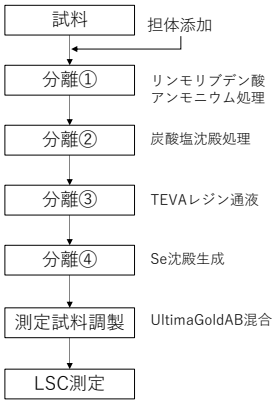
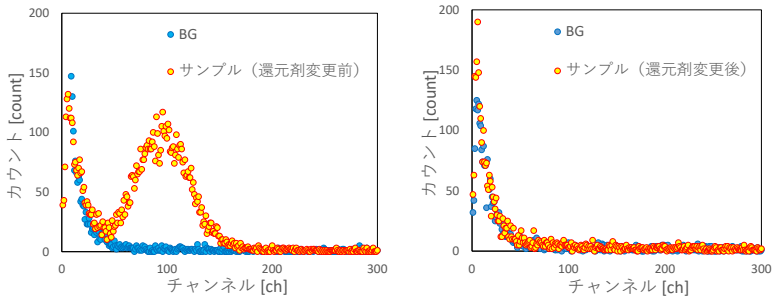


図 1 Se-79 分析フロー

3. 検証と結論

図 2 (右側) の通り妨害なく Se-79 を計測でき，且つ本分析に求められる検出限界値 (2 Bq/L) を達成したこと，また Se のトレーサーによる回収率も 60 %で安定していることに加えて，JAEA 殿と比較検証試験を実施して不確かさの範囲に納まったことから，ALPS 処理水中の Se-79 分析方法として妥当であると判断した。



※ 1 チャンネル=0.5 keV

図 2 還元剤変更前（左側）と変更後（右側）の LSC スペクトル

*Yuu. Ogasawara[1], Masato. Ishibashi[1], Katsumi. Nagasawa[1], Masayoshi. Goto[1], Hirokuni Sasaki[1] and Junichi. Suzuki[1]

Yoshinari. Oshimi[2], Yuji. Akimoto[2]

[1] TEPCO HD, [2] Tokyo PT

福島における放射性物質分布調査
(1) 福島の森林における放射性セシウムの分布及び移行速度の長期変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1) Long-term changes in distribution and transfer rate of radiocesium in forests in Fukushima

*加藤 弘亮[1]，恩田 裕一[1]，王 昊[1]
[1]筑波大

福島第一原子力発電所事故（以後、「福島原発事故」）から 13 年間の森林環境中の放射性セシウムの分布・移行状況の長期モニタリングデータの解析に基づいて，林内での主要な移行経路と森林-雨水間での移行速度の時間変化について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，森林，放射性セシウム，移行速度

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは，樹冠の枝葉に捕捉され，その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。森林内の放射性セシウムの長期動態予測においては，林内の分布状況と主要な移行経路の時間変化を長期観測により把握する必要がある。本研究では，福島県の森林の長期モニタリングデータの解析により，主要な移行経路でのフラックスを算出したほか，セシウム 137 及びセシウム 133 の濃度比を比較することにより，主要な樹種からなる林内での放射性セシウムの循環速度の違いについて考察した。

2. 方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区（以後、「山木屋サイト」）及び浪江町赤宇木地区（以後、「浪江サイト」）のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。各調査サイトの森林において、樹冠の枝葉や外樹皮のほか，樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行フラックスを推定した。なお、山木屋サイトでは 2011 年 7 月から観測を開始し、一方の浪江サイトの観測は 2018 年 6 月から開始した。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μ m のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を U8 容器（100 ml）もしくはマリネリ容器（2000 ml）の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。放射性セシウム 137 に加えて、セシウム 133 濃度を定量し、それらの濃度比を算出した。

3. 結果と考察

福島原発事故により森林に降下した放射セシウムについて，樹冠（枝葉及び樹皮）と森林雨水成分（樹冠通過雨及び樹幹流）の濃度の時間変化を比較した。それにより，樹体から雨水への移行係数は沈着初期に移行速度が速いが，時間経過とともに指数関数的に移行速度が低下することが明らかになった。スギ林においては，旧葉と当年葉のセシウム 137 とセシウム 133 の濃度比は事故初期に旧葉で顕著に高かったのに対し，事故から 8〜10 年が経過すると同様の濃度比を示した。このことは，樹冠から林床に移行するセシウム 137 が，初期遮断に由来する成分から徐々に内部転流あるいは経根吸収に由来する成分に変化していること示唆している。本研究により，実際の森林において，樹体から雨水への移行係数や，樹体内での樹冠遮断由来のセシウム 137 の時間変化のデータが得られたことで，森林樹冠での大気降下物質の滞留時間の推定や，事故初期から長期にかけての森林放射能汚染の時間変化の予測精度向上につながる新たな知見が得られた。

---

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1] and Hao Wang[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(2) 森林土壌中 ^{137}Cs の深度分布と下方移行の長期変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Long-term changes in the depth distribution and downward migration of ^{137}Cs in forest soils

*高橋 純子[1]，三嶋駿介[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大

森林土壌中の ^{137}Cs が下方移行することで、空間線量率や樹木への ^{137}Cs 吸収量が減少することが期待され、その動態把握が重要である。本研究では、これまでの ^{137}Cs 深度分布調査の結果を取りまとめ、その移行速度や土壌型による差異について検討する。

キーワード： 移行速度、スクレーパープレート、長期モニタリング

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故後、森林リター層から土壌表層への ^{137}Cs 移行はチェルノブイリ事故の影響を受けた森林よりも早いことが明らかとなったが、鉱質土壌中の ^{137}Cs 下方移行についてはチェルノブイリとの差や土壌型による差は未だ明確にはされていない。一方で、わずかでも ^{137}Cs が下方移行することで、林内の空間線量率や樹木による ^{137}Cs 吸収量が減少することが示され（Takahashi et al., 2024）[1]、下方移行速度や ^{137}Cs 深度分布の長期的な変化を把握することが重要である。そこで、本研究では、福島県川俣町山木屋地区の森林で 2011 年から実施している深度分布調査の結果を取りまとめるとともに、いくつかの土壌型や地質の異なる森林土壌の ^{137}Cs 深度分布と比較することを目的とした。

2. 調査地および方法

旧計画的避難区域に位置する川俣町山木屋地区の 3 地点の森林（混交林、スギ壮齢林、スギ若齢林）において、2011 年および 2012 年は年に 2 回、2013 年以降は年に 1 回の土壌採取を行なった。リターおよび土壌は、スクレーパープレートを用いて 0-5cm を 0.5cm 間隔、5-10cm を 1cm 間隔、10-20cm を 5cm 間隔で採取し、乾燥・篩別後 Ge 半導体検出器で ^{137}Cs 濃度を測定した。同様の方法で、川内村、南相馬市、郡山市などの森林土壌について調査した。

3. 結果

山木屋地区の森林におけるリター層中の ^{137}Cs 濃度は 2023 年時点でも依然として指数関数的な減少を続けており、リター層中の ^{137}Cs 存在量は林床（リター層＋0-20 cm 土壌）の ^{137}Cs 存在量の 0.1~0.2%まで減少した。^{137}Cs 濃度の深度分布は、2020 年頃より濃度のピークが最表層 0-0.5 cm から下方に移行しており、指数関数式よりも双曲線正割関数式でより精度よくフィッティングされた。2023 年には、土壌 0-3 cm の ^{137}Cs 存在量は減少し、3-6 cm および 6-10 cm の割合が増加する傾向にあり、下方への移行が確認された。山木屋地区以外の調査地については、放射性セシウム補足ポテンシャル（RIP）の低い蛇紋岩を母材とする土壌で緩衝深度や 1/10 深度が大きい傾向にあり、下方への移行が進んでいる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Takahashi, J., Iguchi, S., Sasaki, T., Onda, Y., 2024. Downward migration of 137Cs promotes self-cleaning of forest ecosystem by reducing root uptake of Japanese cedar in Fukushima. Sci. Total Environ. 945, 174010. https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2024.174010

*Junko Takahashi[1], Shunsuke Mishima[1], Yuichi Onda[1]
[1] Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（3）スギ林における土壌環境及び Cs-137 動態に対する間伐の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Effect of thinning on soil environment and Cs-137 dynamics in cedar forests

*嶋田 柊太[1]，高橋 純子[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大学

間伐を行うと土壌の表層に残存していた Cs-137 が下方へと移行し、林内の空間線量率が低減する可能性が示唆されている。本研究では日射計・地温計・土壌水分計等を用いて間代による林床土壌及び Cs-137 動態への影響を考察する。

キーワード： 福島第一原子力発電所事故、間伐、森林除染

1. はじめに

2011 年に発生した福島第一原子力発電所により大量の放射性物質が環境中に放出された。そのうち、Cs-137 の沈着域の約 7 割が森林であった。森林に沈着した Cs-137 は、樹木の枝葉やリター層に付着したが、そのほとんどが土壌の表層へと移行した。土壌表層の Cs-137 は粘土鉱物に強く吸着しており、ほとんど移動しないことが分かっている。

しかし、間伐を行うことで Cs-137 の土壌下方への移行が促進される可能性がある。間伐を行うと、林床へ到達する日射量や降雨浸透量が増加し、土壌環境が変化する。間伐による土壌環境の変化が、有機物分解によるリターからの溶出といった Cs-137 動態にも影響を与えることで、下方移行が促進されると考えられる。しかしながら、間伐による土壌環境の変化と Cs-137 動態を結び付けた研究や、間伐列のうち、残存列付近での土壌環境について取り上げた研究は少ない。

そこで、本研究では福島県の列状間伐が実施されたスギ林において、日射量や地温、土壌水分等を測定し、間伐による林床土壌および Cs-137 動態への影響を考察する。

2. 調査地および方法

調査地は 3 伐 6 存の列状間伐が実施された、飯舘村飯樋事業地と南相馬市冬住事業地である。それぞれに間伐区および対照区を設定した。照度計（HOBO MX2202）・地温計（おんどとり TR42A）・土壌水分計（CDC-EC-5 / Odyssey Xtreem Multi-Profile Soil Moisture Logger）を間伐列と垂直に、残存列と重なるように直線状に設置した。また、リターを 10g ずつ入れたリターバッグを各調査地に設置し、有機物の分解量と Cs-137 濃度を 50 日間隔で測定する。加えて、土壌サンプルを採取し、土壌溶液から Cs-137 濃度等を測定する。

3. 結果

2024 年 5 月 8 日 0 時から 5 月 20 日 0 時までの飯樋事業地におけるデータについて、地温は 2.5 ㎝深度で平均 1.5℃、5cm 深度では平均 1.3℃ほど間伐区で高い値を示した。土壌水分は 5 ㎝深度で間伐区が平均 1.9%、高くなっていた。日射量・有機物分解量・Cs-137 濃度等についても、今後測定・分析を進めていく。

---

*Shuta Shimada[1], Junko Takahashi[1], Yuichi Onda[1]

[1] Univ. of Tsukuba.,

福島における放射性物質分布調査
(4) 南相馬市スギ林土壌における ^{137}Cs 濃度の空間的不均一性に対する土壌特性の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4) Effect of thinning on the spatial distribution of ^{137}Cs in a cedar forest soils in Minamisoma

*三嶋 駿介[1]，高橋 純子[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大学

本研究では南相馬市のスギ人工林で、土壌中 ^{137}Cs 濃度や飽和透水係数を調査し、土壌中 ^{137}Cs の空間分布に対する選択流の影響を明らかにすることを目的とした。その結果、^{137}Cs 濃度と飽和透水係数等の土壌の理化学性の間に相関が確認されたことから、11 年経過しても選択流の経路は大きく変化せず、土壌中 ^{137}Cs の不均一性に寄与した可能性が示唆された。

キーワード：Cs-137，福島第一原子力発電所，選択流，飽和透水係数

1. 緒言

森林土壌内の ^{137}Cs 存在量にはばらつきがあることが確認された。これは面移行係数の推定に影響を及ぼし、植物の吸収量や ^{137}Cs 移行の将来予測の精度が落ちる可能性があるため土壌中 ^{137}Cs-の動態の研究を行う上で非常に重要である。しかし、そのばらつきに対する選択流の影響について調べた研究は少ない。そこで、本研究では南相馬市のスギ人工林で、^{137}Cs と飽和透水係数、孔隙率等を測定することで土壌中 ^{137}Cs の空間分布に対する選択流の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 方法

南相馬市のスギ人工林において、間伐が施業される前後に 30 cm の区画を設定し、100mL コアを縦と横に 5 個ずつ並べ土壌採取を 0-5、10-15、20-25 cm の三深度で行った。採取した土壌はコアサンプルを 24 時間以上水に浸し、毛管上昇により飽和した気相と液相を細孔隙、それ以外の孔隙を粗孔隙とし計算した。その後、変水位法で飽和透水係数を測定し、風乾後に ^{137}Cs 濃度と全炭素濃度を測定した。

3. 結果

間伐前のスギ人工林において、他深度と比べ 10-15 cm では ^{137}Cs 濃度と飽和透水係数の分散が大きく、さらに ^{137}Cs 濃度と飽和透水係数、仮比重、粗孔隙率の間に正の相関が確認された。この結果から ^{137}Cs 濃度のばらつきが福島第一原子力発電所事故以降の選択流の働きとすると、11 年経過しても選択流の経路は大きく変化しない可能性が示唆された。一方、0-5 cm では選択流量のばらつきが小さいか、選択流の経路が変わりやすい傾向にあり関係が弱く、20-25 cm では選択流量と比較して 20 cm 以下まで ^{137}Cs の到達量が少ないため相関が認められなかったと考えられた。また、10-15、20-25 cm で ^{137}Cs 濃度と交換態 ^{137}Cs 濃度の間に正の相関が確認された一方で、0-5 cm では関係が確認されなかった。これは 0-5 cm の交換態 ^{137}Cs 濃度割合と全炭素量の間に有意な相関が確認されたことから、表層の交換態 ^{137}Cs 割合の分布は新鮮有機物等由来の土壌炭素が影響を及ぼしている可能性が示唆された。今後、間伐後に採取したサンプルにおいても同様の調査を行い、選択流や ^{137}Cs 濃度の空間分布に及ぼす間伐の影響について調査を行う予定である。

---

*Shunsuke Mishima[1], Junko Takahashi[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I01-09] PRA Method 2

Chair:Kota Fujiwara(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01]

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response

(5) The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*Kodai WADAYAMA[1], Retsu Kojo[1] (1. NRA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02]

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*Yuiko Motome[1], Hitoshi Tamaki[1], Masaki Amaya[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2I03]

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], Jinkyun Park[2] (1. Hokkaido University, 2. KAERI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2I04]

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*Yu Takano[1], Auron Ryu Wiles[1], Ryoto Kobayashi[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2I05]

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment

Part 2: Study of Training Data

*Ryoto Kobayashi[1], Yu Takano[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2I06]

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Toshiaki Sakai[3] (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2I07]

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2I08]

©Atomic Energy Society of Japan

Research on Seismic Correlation for PRA
Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2I09]

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*Daichi Ogawa[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Toshiaki Sakai[2] (1. TCU, 2. CRIEPI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備
（5）炉停止後に生成する娘核種が被ばくに及ぼす影響の分析

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response
（5）The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*和田山　晃大[1]，小城　烈[1]
[1]原子力規制庁

炉停止後に生成するキセノン等を考慮した核種の環境放出量の算出及びそれらが被ばくに及ぼす影響の把握が重要である。本発表では娘核種の影響が大きいシナリオを推定し、モデル化による検討結果を報告する。

キーワード：被ばく評価、RTM、環境影響評価、公衆被ばく、娘核種、キセノン

1. 緒言

原子力規制庁では緊急時対応における被ばく評価を迅速に行うための簡易評価手法の整備を進めている。この評価手法は炉心の損傷状態や格納容器内の緩和効果に応じた放射能の低減割合等の係数をシナリオごとに定めた上で、これらの係数を初期インベントリに乗じて得た核種別の環境放出量により被ばく評価を行う。この際、核種別の環境放出量の算出には娘核種の挙動を理解することが重要である。よって、本研究では娘核種の生成及び環境への放出のモデル化を行い、娘核種が被ばくに及ぼす影響を把握することを目的とした。

2. 手法

半減期が 15 分以上の代表的な娘核種に対して(1)炉停止後に生成した娘核種は、親核種の環境放出割合と同様に放出するモデル（Parent）、(2)炉停止後に生成した娘核種は、娘核種の環境放出割合で放出するモデル（Progeny）の 2 種類 [1]を簡易評価手法に実装した。BWR の格納容器破損シナリオ、 SGTS 又はフィルタベントシナリオ（ドライウェル経由）を対象とし、気象条件及び被ばく評価条件は RTM-96[2]を参考とした。

3. 結果

図 1 に RTM-96[2]の評価結果で規格化したシナリオ別骨髄線量評価結果を示す。格納容器が破損するシナリオではどちらのモデルでも RTM-96 の評価結果と同程度の骨髄線量だった。一方で、希ガスの寄与が支配的なシナリオ(24 時間後に SGTS 使用)では Progeny モデルの結果は、RTM-96 及び Parent モデルの結果との差異を確認した。このため、当該シナリオでは炉停止後に生成した娘核種の挙動が被ばく評価結果に有意な影響を与えることがわかった。次に実効線量においても同様の検討を行い、核種の寄与についても分析した。図 2 に、娘核種の影響が大きいと考えられるシナリオ（24 時間後にフィルタベント使用）における実効線量評価結果を示す。Parent モデルの評価結果で規格化すると両モデル間では 2 倍程度の差が生じており、I-135 の娘核種の Xe-135 の環境放出量の違いが差の原因であることがわかった。

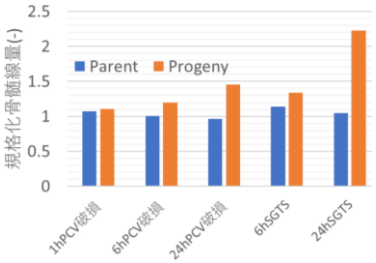


図 1.骨髄線量(RTM-96 で規格化)

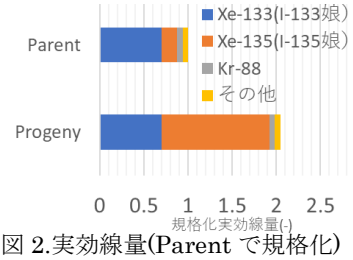


図 2.実効線量(Parent で規格化)

4. 結論

娘核種の環境放出のモデルを簡易評価手法に実装した。SGTS やフィルタベントのような希ガスの影響が大きい事故シナリオでは、娘核種のモデル化が被ばく評価結果に有意な影響を及ぼすことが明らかになった。

参考文献

[1] Nosek AJ, Bixler N. MACCS theory manual. Albuquerque: Sandia National Laboratories; 2021. (SAND2021-11535).
[2] McKenna TJ, Trefethen J, Gant K, et al. Response technical manual: RTM-96, Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission; 1996, (NUREG/BR-0150) Volume 1, Revision 4.

* WADAYAMA Kodai[1], KOJO Retsu [1]　[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

NSRR 施設における簡易的な PRA のための事故時放射線影響の評価

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*求　惟子[1]，玉置　等史[1]，天谷　政樹[1]，与能本　泰介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

試験炉の特徴を踏まえた簡易的な確率論的リスク評価（PRA）手法の整備の一環として、放射線業務従事者の防護に影響する事故シナリオを網羅的に抽出し、放射線影響を保守的に評価した結果を報告する。

Keywords：NSRR, research reactor, graded approach, simplified PRA, MLD(Master Logic Diagram)

1. 緒言

本研究では、機器類のリスク重要度に応じた保全計画の策定に役立てるため、まず、NSRR 施設を対象として、原子力機構の様々な施設に適用できる簡易的な PRA 手法を整備している。一般に事故シナリオの網羅的な分析のためには潜在的故障モード影響解析（FMEA）を用いたボトムアップ分析及びマスターロジックダイアグラム（MLD）を用いたトップダウン分析が効果的とされていることを踏まえ、簡素化のために NSRR 施設の特徴や作業経験を考慮し、放射性物質の場所や施設運転状態等で定まる事故シナリオグループごとに個別検討用の MLD を作成し、その結果を基にイベントツリー(ET)を作成する方法を整備している。[1]

2. 放射線影響の評価

個別 MLD では、事故シナリオグループごとに、起因事象を抽出するとともに、安全対策を踏まえたシナリオ作成に役立つよう事象の大まかな原因についても整理している。個別 MLD から得られる ET の例として、図では、放射線作業中の照射カプセルの破損や輸送キャスクの破損等を起因事象とし、輸送キャスク等による閉じ込めや遮へい、放射線エリアモニタ及び退避の対策を分岐条件とし、その成功・失敗による影響（漏えいの有無、従事者被ばくの有無）を整理した。従事者被ばくの可能性があるシナリオについて、過去に実施した事故評価等を参照し、放射線影響を保守的に評価した。

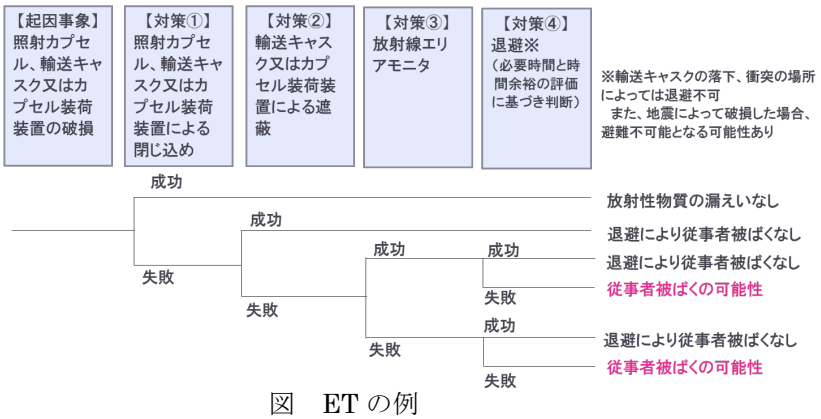


図　ET の例

3. 結果・考察

第一段階として、ET ごとに、従事者被ばく線量が最大になると考えられるシナリオを選定し、放射線影響を保守的に評価した。NSRR 施設では閉じ込め機能の喪失による被ばく影響が支配的であることから、容器等の機械的損傷を引き起こす、主に地震が原因となるシナリオ、及び作業計画の不備や作業の失敗が原因となるシナリオにおける放射線影響が大きいことが示された。例えば、許可上最大となる運転を実施した直後に地震により重量物が炉心に落下し気体状の放射性物質がすべて放出され、かつ、放射線作業従事者が原子炉建家に 12 時間閉じ込められるようなシナリオにおいて、被ばく線量は約 900mSv と評価された。

このような保守的評価であっても、被ばく影響を与える機器類の抽出は可能であり、機器類のリスク重要度の設定や管理手法の妥当性を検討する上で有用と考えられる。ただし、施設の実際の安全水準を示しておらず、保全活動で目指すべき目標水準との比較のためには、十分でない。今後は、簡素さを保ちつつ、過度の保守性を制限する方法を検討し、合理的な保全活動の整備に役立てることを検討する。

参考文献

[1] 求ら、2024 年春の大会 2D02

* Yuiko Motome[1], Hitoshi Tamaki[1], Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所における緊急時対策所設置のための要員召集時間に関する検討

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*張　承賢[1]，Park Jinkyun[2]
[1]北海道大学，[2]Korea Atomic Energy Research Institute

原子力発電所に地震・重大事故等が発生すると事故への拡大を防止するため発電所内には緊急時対策所（緊急時対策本部）を設置する必要がある。本研究では要員召集時間を準備時間と移動時間に分け、事象の発生時刻・発生した地震等の規模によって変動する可能性がある発電所外から緊急時対策本部要員を召集するために必要な時間を評価した。

キーワード：緊急時対策本部、召集時間、準備時間、移動時間

1. 緒言：原子力発電所では地震・重大事故等が発生した際、発電所内に緊急時対策本部を設置し、事故への拡大防止に努める。夜間及び休日に災害が発生した場合には発電所外から緊急時対策本部要員を召集する必要がある。しかし、地震や津波などの発生による環境変化によって召集時間の増加が考えられ、詳細な評価のためにはエージェントベースモデル(ABM)を用いて道路状況等を考慮した解析が必要である。本研究では、召集に必要な時間を準備時間と移動時間に分け、移動時間は ABM を用いた評価を目指し、本稿では準備時間に関する検討を実施した。

2. 召集時間の評価の事例評価：要員召集の流れは、一般的に「要員召集の通知受け」→「発電所へ向かうための準備」→「集合場所へ移動」→「集合場所で準備」→「発電所へ向けて移動」となっている。ここで、地震等の発生によって影響を受ける時間要素は、「発電所へ向かうための準備」、「集合場所へ移動」、「発電所へ移動」である。召集時間の評価に関する事例[1]によると準備時間として 30 分が想定されている。本稿では、召集の通知を受け、発電所へ向かうための準備時間に影響を与える要因として、地震発生時の想定される被害を分析した内閣府の報告書から「人的被害」、「通信障害」、「停電」を同定し、これらの要因による準備時間の増加を検討した。

3. 地震による被害を考慮した準備時間の評価：地震発生時に発電所外からの召集時間に影響を与える要因として「人的被害」が考えられる。地震によって召集対象の要員またはその家族が被害を受ける場合、召集時間に大きな影響が発生すると考えられる。今回は人的被害として負傷（死亡を含む）と自力脱出困難の2つの場合を考慮した。また携帯電話を含む「通信障害」が発生すると、家族の安否等に多くの時間が必要と考えられる。東日本大震災発生時には、90%程度の移動通信に障害が発生した。また地震が発生すると多くの地域で広範囲な停電が発生する可能性がある。これらの要因による影響の発生確率について、地震発生による被害想定に関する最新の知見（日本・千島海溝、南海トラフ、首都圏直下型）を反映し、準備時間を評価した[2]。評価の結果、準備時間は家族の安否確認によって大きく影響を受けると考えられ、最小 25 分～最大（安否確認に 3 時間を想定した場合）325 分になると考えらえる。

4. 結論：本稿では、原子力発電所における緊急時対策所設置ために必要な時間に関して要員召集の時間を準備時間と移動時間に分け、地震発生時の環境影響を考慮した場合の準備時間について評価を実施した。評価の結果、通信障害による安否の確認が、準備時間の大きな増加を与える要因であることが確認できた。

参考文献

[1] 東北電力株式会社、女川原子力発電所２号炉緊急時対策所について、平成 30 年 3 月

[2] S.Jang, Consideration of key factors for estimating convocation time of emergency response crew, KNS 2023 Fall meeting, 2023

*Sunghyon Jang[1],and Jinkyun Park[2]

[1]Hokkaido University., [2]Korea Atomic Energy Research Institute.

AIによるフラジリティ曲線の効率的作成

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*高野 優[1]，ワイルズ アーロン龍[1]，小林 亮斗[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]

[1]東京都市大学

抄録　本稿では、転移学習とフィードフォーワードニューラルネットワーク（FNN）を用いてフラジリティ曲線の作成の簡略化・迅速化を検討した結果について報告している。

キーワード：フラジリティ曲線，転移学習，フィードフォーワードニューラルネットワーク，モンテカルロシミュレーション，原子力発電所リスク評価

1. 緒言：地震の多い日本では、原子力発電所の安全性を向上させるうえで地震リスクの評価とそれに基づく対策が重要となる。地震リスク評価を行う上で、地震動に対する構造物の条件付き損傷確率を示すフラジリティ曲線の作成が不可欠である。しかし、原子力発電所の機器の数は膨大であるとともに、非線形性を考慮してフラジリティ曲線を作成するには多くの時間を要するとの課題があった。著者ら（2024）[1] は、過大な地震後の損傷度の判定を非線形地震応答解析では時間とコストがかかるという問題から、転移学習とFeedforward Neural Network (FNN)の２段階で推定する手法を提案し、損傷度の定量的推定の検討を行った。非線形地震応答解析を正解値として AI による推定を比較した結果、0.976 と高い相関を得ることができた。そこで本研究では、地震動の応答スペクトルと構造物の骨格曲線を重ねて描いた図から転移学習と FNN を用いてフラジリティ曲線の中央値 Am と不確実さ β の推定を行い、フラジリティ曲線作成の迅速化・簡略化を検討した。

2. 解析方法：転移学習で学習させる画像は、地震動の応答スペクトルと構造物の骨格曲線を重ねて描いた図を作成し Am と β の値別に 4 つに分類をした。本研究では、1 分類で 100 枚の 4 分類と合計 400 枚の画像データを用いて転移学習をさせた。転移学習の使用モデルは AlexNet を用いた。転移学習では各クラスに属する確率を算出し、最も高い確率のクラスを結果として出力されているが、本研究では転移学習の結果と教師データを FNN に学習させ、Am と β の値の推定をした。教師データは MCS から最小二乗法より Am と β を推定した値であり、これを正解値として扱う。転移学習と FNN より推定した値からフラジリティ曲線を作成し、MCS により得られた結果と比較した。

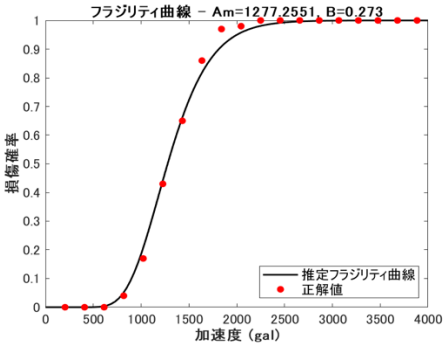


図 1. MCS と AI による推定の比較

3. 結果・考察：図 1 に MCS と AI による推定したフラジリティ曲線の結果の一例を示す。Am と β の厳密解と推定値の相関係数はそれぞれ 0.910 と 0.850 と高い相関を得ることができた。また、Am と β の推定値/正解値の平均値は、それぞれ 1.03 と 1.04 であり、変動係数は 19.0%と 21.3%であった。

4. 結論：本稿では、転移学習と FNN を用いて少ない画像データから Am と β の推定し、フラジリティ曲線の効率的作成を検討した。AI による推定したものは、MSC によるものと同等のフラジリティ曲線を作成することができた。今後は、転移学習で用いる学習のデータの改善、分類数の影響等を検討したいと考えている。

参考文献　[1] 高野 優 他 Dynamics and Design Conference 2024　(D&D2024)

*Yu Takano[1], Auron Ryu Wiles[1], Ryoto Kobayashi[1], Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]

[1]Tokyo City University

地震リスク評価のための AI 代理モデルの開発
（２）学習データの検討

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment
(2) Study of Training Data

*小林　亮斗[1]，高野　優[1]，大鳥　靖樹[1]，牟田　仁[1]
[1]東京都市大学

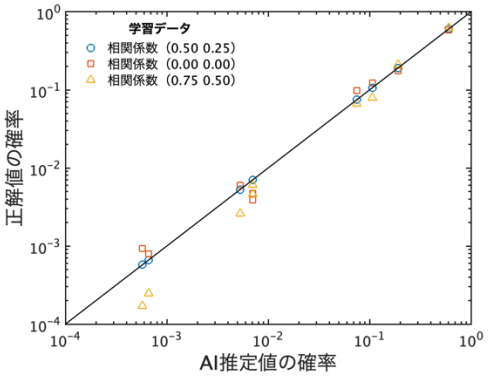
抄録 本稿は、著者らが提案した地震リスク評価のための AI 代理モデルにおいて、学習データが推定精度におよぼす影響を検討し、代理モデルの汎化性能について検討した結果を報告している。

キーワード：代理モデル，地震リスク評価，モンテカルロシミュレーション，損傷相関

1. 緒言：地震 PRA では、リスクプロファイルに与える損傷相関の影響が無視できないため、相関を考慮した評価が不可欠である。しかしながら、相関を考慮したリスク評価はモンテカルロシミュレーション（MCS）を用いる必要があるため、高精度の結果を得には多数回のシミュレーションを行わざるを得ないことが課題となっていた。このため著者ら[1]は、相関を有する地震リスク評価を高速かつ効率的に行うために、AI 代理モデルの提案を行った。AI 代理モデルの精度向上を行う上で、適切な学習データの準備は必要不可欠である。本稿では、学習データの違いが推定性能に及ぼす影響について検討を行い AI 代理モデルの性能との関係について考察した結果について報告する。

2. 検討の概要：今回、Vishanav et al. (2020) のシステムのモデル（LOCA を起因事象とした FT/ET モデル；機器の個数：25；事故シーケンス：8 個）を対象に、AI 代理モデルの学習データとして相関係数を各事象内(FT 内)と事象間の損傷相関でそれぞれ 0.5 と 0.25、0.75 と 0.5、完全無相関の 3 つのパターンを準備した。なお、各パターンの教師データ数は 100 万個である。推定するケースは相関係数を事象内 0.50, 事象間 0.25 とした。AI による推定は 100 万回のシミュレーションを行っている。

3. 解析結果と考察：図に AI のモデルによって推定した事故シーケンスの生起確率と正解値の関係を示す。図の比較より、推定するケースと学習データが同じ条件（相関係数）の場合にはシーケンスの生起確率の多寡に関わらず精度良く推定できていることがわかる。また、推定するケースと学習データの条件が異なる場合には、生起確率が高いケースについては精度良く推定できるものの、生起確率の低いケースで誤差が生じていることがわかる。特に、相関係数が[0.75 0.50]の 10^{-3} 以下で精度が悪くなっている。



図：推定結果の精度

4. 結論：本稿では損傷相関を考慮した地震リスク評価を行うための AI 代理モデルを使用し、学習データの違いによる推定精度の検討を行った。検討の結果、学習データと正解値の相関係数の値が違う場合であっても事故シーケンスの生起確率が高い場合には精度良く推定できることがわかった。今後は、生起確率が低い場合でも対応できるように、モデルの検討を行っていく予定である。

参考文献

[1] 小林・他、2024 年原子力学会　春の年会
[2] Vaishanav P, et al., Nuclear Engineering and Design370(2020)110899

* Ryoto Kobayashi[1], Yu Takano[1],Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]
[1]Tokyo City University

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 8：耐震多様性を考慮した床免震の固有周期と減衰定数に関する一考察

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*片山 吉史[1]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]，酒井 俊朗[3]

[1]中電技術コンサルタント，[2]東京都市大学，[3]電力中央研究所

原子炉建物内の機器に床免震を適用した耐震多様性システムを対象に、原子炉建物の非線形地震応答解析によって、機器耐力、変位制限及び目標リスクの 3 条件に適合する床免震の固有周期と減衰定数について考察を行った。

キーワード：耐震多様性、地震 PRA、強震動記録、地震応答解析、免震

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は，設置方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで，共通の機能喪失リスクを低減させることが重要であることが指摘されている[1]。既報告では，日本国内で観測された様々な強震記録を用いた原子炉建物の非線形地震応答解析結果より、床免震の固有周期とシステムのリスク低減効果の関係について検討した[2]。本検討では、固有周期に加えて減衰定数も考慮し、機器の耐力(加速度制限)、変位制限及び目標リスクの 3 条件に適合する床免震の固有周期と減衰定数について考察を行った。

2. 検討方法

原子炉建物の解析モデルは原子力発電技術機構の報告書から引用した高さ 65m の 9 質点系モデルとし，曲げ及びせん断の非線形性を考慮する。同モデルの固有周期は 0.16 秒である。入力地震動は，気象庁の強震観測記録 94 波の最大加速度を基準化して入力した。同一床レベルに設置したベース機器及び床免震によるバックアップ機器の 2 つの機器から成るシステムを想定し、両機器ともに損傷するシステム損傷を判定する。機器の固有周期及び減衰定数は、ベース機器は T_1=0.05 秒及び h_1=0.01、バックアップ機器は T_2=0.05, 0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 2.5 秒及び h_2=0.01, 0.02, 0.04, 0.06, 0.08, 0.10 の組み合わせとする。

3. 検討結果

地上 26.7m の床応答に着目し、損傷限界を加速度 2G 及び変位 20cm とした場合の 94 波中のシステム損傷割合をシステム損傷確率として**図 1** に示す。バックアップ機器の固有周期 T_2 に着目すると、T_2 が T_1=0.05 秒から離れると耐震多様性の効果によりシステム損傷確率が低下するが、T_2=2.5 秒になると変位が増加し損傷確率は増加する。バックアップ機器の減衰定数 h_2 に着目すると、全ての T_2 で、h_2 が大きい方が損層確率が小さく、効果的である。目標リスクを 94 波中 1 ケースも損傷しない 1%とすると、h_2=0.10 のとき T_2=0.4～1.0 秒の範囲で目標リスクを達成する。

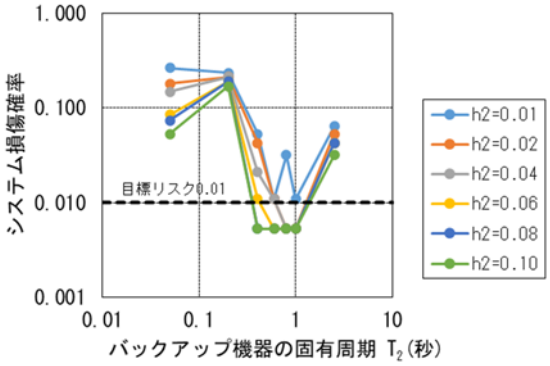


図 1 バックアップ機器の固有周期 T_2 及び減衰定数 h_2 とシステム損傷確率
（地上 26.7m，加速度制限 2G，変位制限 20cm）

参考文献

[1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート，2015

[2] 片山吉史、大鳥靖樹、牟田仁、酒井俊朗：地震 PRA における耐震多様性の評価、その 7：様々な強震観測記録を用いた耐震多様性を考慮した床免震の有効性に関する検討、2024 年春の年会

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta [2] and Toshiaki Sakai[3]

[1]Chuden Engineering Consultant., [2]TCU, [3]CRIEPI

地震リスク事故シーケンス評価における相関性考慮の重要性について
その２　地震リスクに対する応答相関の感度

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*牟田 仁[1]，大鳥靖樹[1]

[1]東京都市大学

地震リスクの事故シーケンス評価において影響の大きいと考えられる相関性の考慮の考え方と対象範囲について，様々な想定に基づくケーススタディを通して明示することで相関性考慮の重要性を示す．

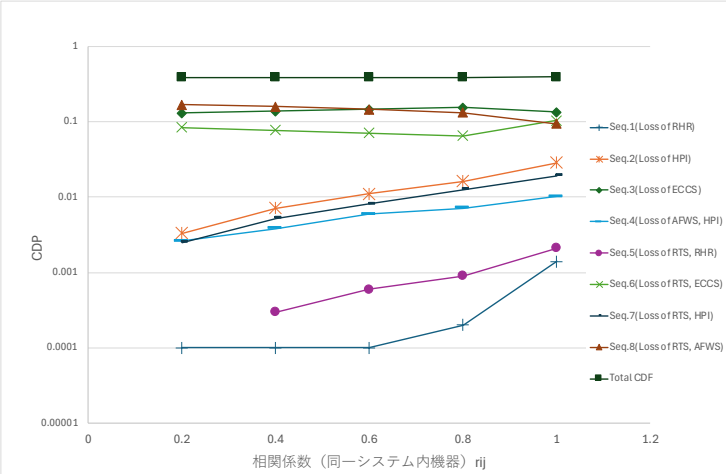
キーワード：地震リスク，事故シーケンス評価，相関性，炉心損傷頻度

1. はじめに

実際の原子力プラントの地震リスクの事故シーケンス評価において，機器損傷の相関性の考慮の考え方と対象範囲の想定は，炉心損傷頻度の結果に対して大きな影響を及ぼすと考えられるが，その感度を定量的に示した例はなく，リスク評価の目的と求められる評価との精度の整合性に関する判断は非常に難しい．本稿では実プラントの PRA モデルを対象としたケーススタディを通して，相関性に関する様々な条件による地震リスクへの感度を明らかにすることで，地震安全へ資することを目的とする．

2. ケーススタディ

実際の原子力プラントは複雑な安全システムを備えており，地震によって発生する機器損傷で様々な状態を取りうる．相関性を考慮する上では，①同種の機器を対象とする，②多重性を有するシステムの構成機器間を対象とする，③配置上，対称性を有するシステムの構成機器間を対象とする，④PRA モデル上の全機器間を対象とする，といった選択肢があり，物理的な意味を勘案しながらモデルを設定する必要があるが，一方で対象範囲の考慮によってどの程度，地震リスクへの影響があるかを把握する必要もある．図は PWR プラント PRA モデル（Vaishanav[1]の PRA モデルを基に冗長化したもの）を対象として，②の考え方を用いて応答の相関係数を変化させた場合の炉心損傷確率の感度を示したものである．一般に相関係数が大きいほど地震リスク(CDP)は増大するものと考えられるが，実際はプラントのシステム構成により必ずしもそのような傾向にあるとは限らないことが示唆される．



図．相関係数の想定による炉心損傷確率(CDP)の感度

3. ケーススタディ

本会では実プラントの詳細な PRA モデルを対象として，地震リスクに対する相関係数，地震動データ等の感度を評価するケーススタディを実施し，相関の扱いに関して得られる知見について報告する予定である．

参考文献

[1]　Pragya Vaishanav et al., Limitations of traditional tools for beyond design basis external hazard PRA, Dec. 2020.

*Hitoshi Muta[1] and Yasuki Ohtori[1]

[1]Tokyo City Univ.

地震 PRA における損傷相関に関する研究
（6）演繹的相関係数推定法の検証

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

*大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]，中島 正人[2]

[1]東京都市大学，[2]電中研

抄録　本稿では、著者ら(2017)が提案した演繹的に応答相関を推定する手法の妥当性を検証するために、既往研究結果を提案手法に当てはめて不確実性を同定・相関係数を推定した結果について述べている。

キーワード：損傷相関，地震 PRA，演繹的手法，伝搬経路，Reed-McCann

1. 緒言　原子力発電所の安全性向上を図る上で、地震 PRA を用いて脆弱部を特定し補強を行っていくことは有効である。地震 PRA では損傷の相関（応答の相関と耐力の相関）が CDF（炉心損傷頻度）には大きな影響は与えないと言われているが、事故シーケンスの評価には重要であることが指摘されている[1]。損傷相関の影響に関しては、完全相関、完全無相関を仮定した検討や、相関係数テーブル表[2,3]を基に、評価が行われてきた。しかしながら、相関係数テーブル表を求めた解析条件との違いや、相関係数を求める際の労力の問題があった。著者ら[4]は、Reed-McCann が示した式を基に演繹的な手法により応答の相関係数を推定する手法を提案している。本研究では、既往の相関係数テーブルを演繹的な手法に当てはめて不確実性を同定し、応答の相関を求め、演繹的手法の妥当性を検討したので、その結果について報告する。

2. 演繹的推定法　2-1. 相関係数の推定法の概要　演繹的に相関係数を推定する方法[4]は、地震の震源から評価対象機器に至る伝播経路に関して、共通する不確実さと無相関の不確実さに分類して集計し、Reed and McCann(1985)[5]に記載の式を用いて算定する方法である。

2-2. 検証方法　相関係数推定法の検証は、文献[2,3]で提案されている相関係数テーブルの値を正として、伝搬経路に沿った不確実さを同定し、その結果を用いて相関係数を推定した。不確実さの同定に用いた式を以下に示す。

$$\varepsilon = \sum\sum\left(\overline{r_{i,j}} - \frac{\beta_C^{(i,j)^2}}{\beta^{(i)}\cdot\beta^{(j)}}\right)^2 \qquad (1)$$

ここで、$\overline{r_{i,j}}$は文献に記載されている機器iと機器jの相関係数、$\beta^{(i)}$、$\beta^{(j)}$はそれぞれ機器i,jの不確実さ、$\beta_C^{(i,j)}$は機器i,jの共通する不確実さで、伝播経路、動特性等を勘案して決定する。式(1)のεを最小化するように伝播経路の各段階における不確実さを同定し、その結果より相関係数を推定した。推定結果と文献の値の比較を表に示す。Bohn et al.の床面と機器の振動特性ともに異なるケースで差があるものの、演繹的推定法により、相関係数が推定できる可能性があることが示唆された。

表：同定結果に基づき推定した相関係数

Floor	Period range	Bohn and Lambright (1990)		Ebisawa et al.(2015)	
		Literature	Present method	Literature	Present method
Same	Same	1.00*	1.00	1.0*	1.00
	Different	0.50*	0.50	0.6-0.7 (0.65*)	0.69
Different	Same	0.75*	0.75	0.7-0.8 (0.75*)	0.79
	Different	0.00	0.25	0.5-0.6 (0.55*)	0.51

* The value is used for identifying the uncertainties as empirically determined data.

3. 結論　本稿では、文献の相関係数テーブルを用いて不確実さの同定を行い、得られた結果から相関係数の推定を行った。検討の結果、提案している演繹的手法により相関係数が推定できる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Budniz, R. J., NUREG/CR-7237, 2017.

[2] Bohn, M.P., Lambright, J.A., NUREG/CR-4840, 1990.

[3] Ebisawa, K., et al., NED, 266, 82-97. 2015.

[4] 大鳥・他、2017 年 AESJ 秋の年会

[5] Reed et al., ICOSSAR’85

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2]

[1]TCU, [2]CRIEPI

RI-PB の枠組みにおける地震動の不確実性が地震リスクに及ぼす影響の検討

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*小川 大地[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]，酒井 俊郎[2]
[1]東京都市大，[2]電中研

抄録 リスク情報を活用した性能設計において用いられる地震動に関して、位相特性の不確実さがフラジリティ曲線の評価や年損傷確率の算定に影響を及ぼす可能性があるため、その影響について検討を行った結果について報告している。

キーワード：RI-PB，地震フラジリティ曲線，PRA，地震ハザード評価

1. 緒言 福島事故以降、原子力発電所の耐震性能はさらなる安全性の追求が求められており、安全性の向上のために合理的かつロバストな設計法を構築することが重要となっている。Sakai et al.(2022)[1]は、目標とするリスクを達成したうえで、不確実性に対してロバストなリスク情報を活用した耐震性能設計法(以下RI-PB 設計法)を提案している。RI-PB 設計法では、各機器の設計は一様なリスクスペクトルに基づいた地震動を設定し、フラジリティ曲線の作成及び年損傷確率の算出を行うが、設計用地震動の位相特性の不確実さがそれらの結果に与える影響が危惧されている。本研究では、RI-PB 設計法で用いる設計用地震動の位相特性の不確実さがフラジリティ曲線および年損傷確率に与える影響について検討した結果を述べる。

2. 設計用地震動の策定 位相特性の不確実さの影響を検討するために時刻歴波形を 10 波作成した。この際、時刻歴波形は合成波の重ね合わせにより作成し、位相角は異なる一様乱数を用いた。

3. フラジリティ曲線における不確実さの定量的評価 作成した 10 波の設計用地震動に対し、非線形地震応答解析を実施してフラジリティ曲線を作成した。結果の一例を図 1 に示す。図より、終局の塑性率が大きいほどフラジリティ曲線のばらつきが大きくなっていることがわかる。フラジリティ曲線の不確実さ β は 0.1～0.3 程度、変動係数は 10%前後という結果となった。

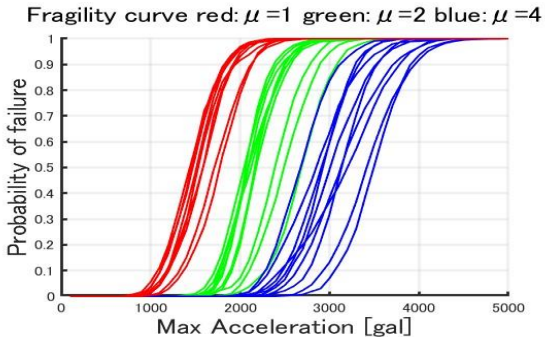


図 1 線形・非線形を考慮したフラジリティ曲線

4．年損傷確率に与える不確実さの影響 3 章で求めたフラジリティ曲線に両対数グラフで線形なハザード曲線を仮定して年損傷確率を求めた。ハザード曲線の勾配は、Kennedy(2011)[2]にしたがう。図 2 に年損傷確率の対数標準偏差と地震ハザード曲線の勾配との関係を示したものを示す。図 2 より、ハザード曲線の勾配が大きいほど対数標準偏差が増加する結果となった。そのため設計用地震動を適用する際にはこの不確実さに注意を払う必要があると考えられる。

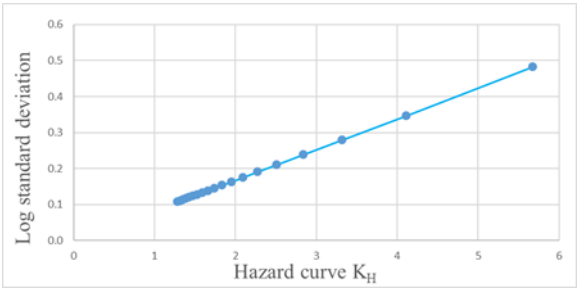


図 2 年損傷確率に与える影響結果

参考文献

[1] Sakai, et al A Framework of RI-PB Seismic Design/Part1, 2022 年 SMiRT-26 DivisionVII

[2] Kennedy. Performance-goal approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plant, 2011.

*Daichi Ogawa[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] and Toshiaki Sakai[2]

[1]TCU., [2]CRIEPI.

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K01-04] 1F Waste 3

Chair:Yoichi Endo(NFD)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K01]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) ^{129}I analysis of Silver Zeolite in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Yusuke Horiuchi[1], Hiroshi Hinai[1], Yoshikazu Koma[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2K02]

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7)Radionuclide composition of spent adsorbents in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*Ayako Nitta[1], Keiichi Ohki[1], Yoshikazu Koma[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2K03]

Development of α nuclide removal system for treatment of contaminated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Influence of water conditions on americium removal by powder adsorbent

*Akira Tsutsumiguchi[1], Kazushige Ishida[1] (1. Hitachi)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2K04]

Reduction and phase separation of Ce-doped zirconolite

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], Kosuke Saito[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
（6）多核種除去設備 銀ゼオライト吸着材の ^{129}I 分析

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) ^{129}I analysis of Silver Zeolite in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*堀内　勇輔[1]，比内　浩[1]，駒　義和[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

多核種除去設備 (ALPS) の稼働に伴い発生する汚染水処理二次廃棄物の適切な処理・処分法を検討するためには、核種組成等の性状把握が必要である。ALPS で使用されている銀ゼオライト吸着材は長半減期核種である ^{129}I の除去に用いられており、この ^{129}I の分析方法を確立した。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所、多核種除去設備(ALPS)、銀ゼオライト吸着材、^{129}I

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水処理による多種多量の二次廃棄物が発生・保管されている。これらの適切な処理・処分を検討するためには、放射化学分析による核種組成等の性状把握が重要である。ALPS では銀ゼオライト吸着材を長半減期核種である ^{129}I ($T_{1/2}$：1.57×10^{6}y)[1]の除去に用いているが、その分析方法が確立していなかった。I の化学形態を考慮した分離・回収方法を検討し、分析を行った。

2. 分析方法・結果

ALPS で採取された使用済み銀ゼオライト吸着材を約 1 g 分取し、アルカリ融解を施した。融解生成物を酸溶解・ろ過し、溶解液と残渣を得た。それぞれを Ge 半導体検出器で測定したところ、何れにも ^{129}I が確認された。^{129}I の固体標準線源を作製し定量を試みた。^{129}I の γ 線 [39.6 keV] 及び β^-壊変で生成する ^{129}Xe の特性 X 線 [29.7, 33.8 keV]による定量の結果は、残渣の主成分である AgCl の自己遮へいによる影響を受けていた。そこで、溶解液と残渣に対して、それぞれ I の化学分離法を検討した。

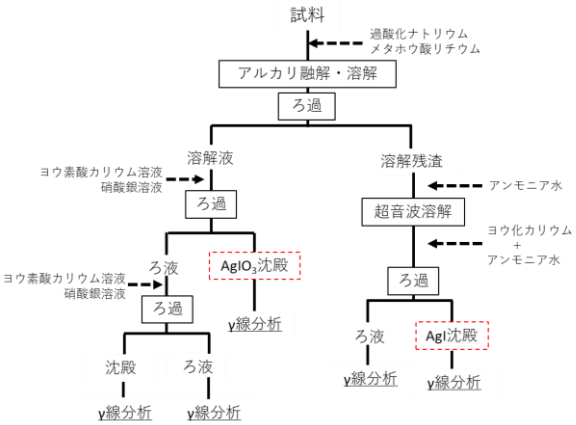


図 1 銀ゼオライト吸着材の ^{129}I 分析フロー

I^-と IO_3^-のイオン形態の安定同位体ヨウ素を用いて検討した結果、^{129}I は溶解液には IO_3^-として、残渣には AgI として存在することが判明した。この化学形態を基に溶解液と残渣のそれぞれについて分析前処理フローを検討した。溶解液は、KIO_3 溶液と $AgNO_3$ 溶液を添加して $AgIO_3$ を沈殿回収した。ろ液に対して、再度沈殿処理を施して得られた沈殿には ^{129}I はほとんど確認されず、ろ液の ^{129}I は検出下限値未満であることを確認した。残渣については、AgCl と微量の AgI を濃アンモニア水で超音波溶解した後、KI 溶液を添加し、^{129}I を AgI として沈殿回収した。ろ液からは ^{129}I は検出されず、^{129}I を AgI として回収できた。構築した前処理フローを図 1 に示す。これら溶解液と残渣の処理より得られた沈殿の測定結果を合算することで銀ゼオライト吸着材の ^{129}I 濃度とした。決定したフローに基づいて ALPS 及び増設 ALPS より採取された試料の分析を実施し、^{129}I の分析値を得ることができ、^{129}I の分析方法を確立した。

※本報告は，経済産業省による令和 4 年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」に係る成果を含みます。

参考文献

[1] 中野 政尚, “東海再処理施設と環境中のヨウ素-129”, Jpn. J. Health Phys., 56 (1), 17 ～ 25 (2021).

*Yusuke Horiuchi[1], Hiroshi Hinai[1] and Yoshikazu Koma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
（7）多核種除去設備の使用済み吸着材の核種組成

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7) Radionuclide composition of spent adsorbents in the Multiple Radio-nuclides Removal System

*二田 郁子[1]，大木 恵一[1]，駒 義和[1]

[1]JAEA

多核種除去設備で使用された吸着材の処理・処分方法の検討に資するため，使用済み吸着材の分析を行った。放射能濃度や核種組成は試料毎に異なり，核種間に相関性が見られないことがわかった。吸着材の使用順序や処理する汚染水の放射性核種の組成の違い等に影響されると考えられ，これを前提とした廃棄物濃度の決定が必要である。

キーワード：福島第一原子力発電所，多核種除去設備，使用済み吸着材，放射能分析

1. 緒言

多核種除去設備（ALPS）は沈殿処理を行う前処理設備と複数の吸着塔で構成され，汚染水中の放射性核種を除去している。設備の稼働に伴い，前処理設備からはスラリーが，吸着塔からは使用済み吸着材が二次廃棄物として発生する。吸着塔で使用される吸着材は，汚染水中の 62 核種の除去[1]を目的としていることから，様々な材質の吸着材が使用されている。吸着材の処理・処分方法の検討において，各吸着材の放射能濃度及びそのばらつきが必要である。

2. 分析方法

保管容器（高性能容器; HIC）より採取された 27 点の吸着材（表 1）の放射能を分析した。試料は使用履歴（使用されていた設備の系統，時期）の異なるものである。分析にあたっては，各吸着材の材質に適した前処理方法にて溶液化し，化学分離後，放射能測定を実施した。

表 1　分析した吸着材の種類

吸着材	吸着対象[1][2]	試料数
フェロシアン化合物	Cs	1
チタン酸塩1	Sr（M^{2+}）	2
チタン酸塩2	Cs, Sr	3
酸化チタン	Sb	2
銀ゼオライト	I	3
酸化セリウム	I, Sb	6
キレート樹脂	Co（M^{2+}, M^{3+}）	1
樹脂系	Ru, 陰イオン性コロイド	5
活性炭	コロイド	4

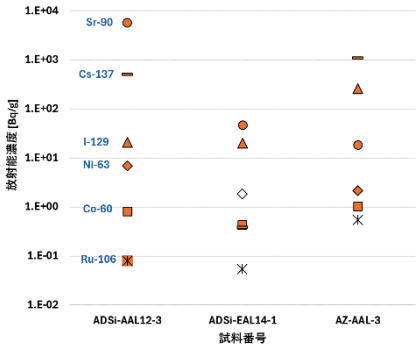


図 1　銀ゼオライト吸着材の分析結果

*白抜きは不検出であることを示す。値は 2024 年 9 月 1 日時点に補正している。

3. 結果

吸着工程の比較的前段に設置されるチタン酸塩やフェロシアン化合物の吸着材は，吸着対象である Sr-90 や Cs-137 が主要な汚染であった。一方，後段に設置されている銀ゼオライト吸着材においては，吸着対象である I-129 以外に Sr-90，Cs-137 や，Co-60 等の放射性核種が蓄積され，濃度は試料毎に異なった（図 1）。放射能濃度の推定や決定における key 核種の存在を調べるため，核種間の相関性を調べた。図 2 に，Cs，Sr を吸着対象とする吸着材について Cs-137 の濃度に対する Sr-90 の濃度をプロットした。濃度は吸着材の種類や試料によりばらついており，また，同種の吸着材においても Cs-137 との相関性を見いだせなかった。吸着材の使用順序や，処理する汚染水の放射性核種組成が時期により違うこと等の影響の結果と考えられる。以上から，使用済み吸着材の放射能を濃度比によって評価することは難しく，この前提に基づいて廃棄物の濃度を決定する必要がある。

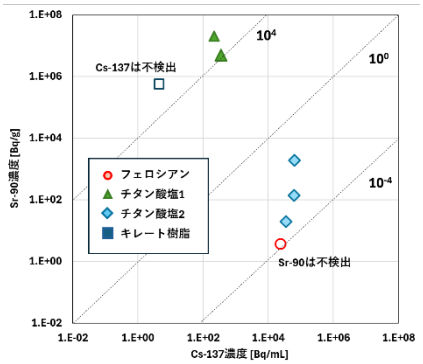


図 2　Cs-137 に対する Sr-90 の濃度相関

*値は 2024 年 9 月 1 日時点に補正している。図中の点線は，同一の Sr-90/Cs-137 比を示す。

参考文献

[1] 東京電力 HD,「多核種除去設備等処理水の性状について」，多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（第 10 回），資料 3，2018 年 10 月 1 日(2018 年 12 月 3 日改訂).

[2] 飯田ら,「汚染水処理二次廃棄物保管容器の健全性に関する調査」，原子力バックエンド研究，Vol.24，No.1，P. 53–64 (2017).

※本報告は，経済産業省による「廃炉・汚染水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」及び「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」」に係る成果を含みます。

*Ayako Nitta[1], Keiichi Ohki[1] and Yoshikazu Koma[1]

[1]JAEA

福島第一汚染水処理向けα核種除去システムの開発
（２）粉末吸着材によるアメリシウム除去に及ぼす水質の影響検討

Development of α nuclide removal system for treatment of contaminated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Influence of water conditions on americium removal by powder adsorbent

*堤口 覚[1]，石田 一成[1]
[1]日立

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し時の水処理向けα核種除去方式として、バッファタンクへの粉末吸着材添加を用いたバッチ吸着方式を検討している。本研究では、α 核種の主要成分であるアメリシウム（Am）を用いた各種水質における粉末吸着材の吸着試験を実施し、Am 吸着量に及ぼす水質の影響を実験的に検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、水処理設備、吸着材、α核種

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水中にはα核種が存在しており、α核種は液中にイオン状で存在するか鉄（Fe）微粒子に付着して存在している可能性がある。燃料デブリ取り出し時においてもα核種はイオン状もしくはFe微粒子に付着して存在し、両者の除去が必要となる可能性が高いと考える。日立では、両者を一括除去可能な粉末吸着材を用いたバッチ吸着方式の適用性を検討してきた[1, 2]。粉末吸着材の吸着性能は、液中のα核種の化学形態に影響を受けるため、Am の化学形態および吸着量に及ぼす水質の影響を検討した結果について報告する。

2. 実験方法

電位印加により試験液中の帯電物（陽イオン、陰イオン）を陽極および陰極に分離することができる電気泳動法により、液中 Am の陽イオン、陰イオンの存在比を評価した。試験液として、Am 濃度を 1.0×10^2 Bq/L、pH 6, 10 に調整した 1000 倍希釈模擬海水を用いた。

粉末吸着材の Am 吸着試験として、電気泳動法と同条件の試験液および粉末吸着材として添着活性炭（粒径 70 μm）を液固比 10000：1 となるようポリプロピレン容器に入れ、25℃の恒温槽内にて回転浸漬した。1 day 回転浸漬後に 1650 G で 5 min 遠心分離を行い、添着活性炭を沈降させて上澄み液を採取した。採取した液中の Am 濃度をゲルマニウム半導体検出器により測定した。

3. 結果と考察

電気泳動法の結果、pH 10 では pH 6 より陰イオンの Am 割合が約 2 倍増加したことを確認した。これは、アルカリ性にすることで炭酸の溶解量が増加し、Am が炭酸錯体を形成したためと考える。

Am が上記の化学形態となる初期 pH 6, 10 条件における添着活性炭の Am 分配係数（K_d）を図 1 に示す。所定量の添着活性炭の添加により添加後の pH を、初期 pH 6 の条件では pH 5、初期 pH 10 の条件では pH 7 と中性付近にでき、両者共に 10^5 オーダーの K_d となることを確認した。

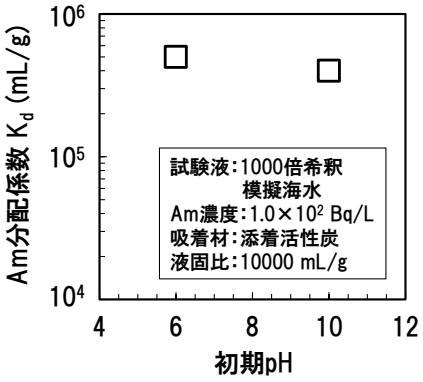


図 1 添着活性炭の Am 分配係数

参考文献

[1] 堤口，他，日本原子力学会「2023 年秋の大会」，1E04（2023/9）.
[2] 堤口，他，Waste Management 2024，24034（2024/3）.

*Akira Tsutsumiguchi[1] and Kazushige Ishida[1]
[1]Hitachi, Ltd.

Ce 含有ジルコノライトの還元と相分離

Reduction and phase separation of Ce-doped zirconolite

*林崎　康平[1]，廣岡　瞬[1]，齋藤　浩介[1]

[1]JAEA

Pu の模擬物質として Ce を固溶させたジルコノライトに対して、還元熱処理による相分離を調査した。還元熱処理後はペロブスカイト相が部分的に生成し、ジルコノライト中の Zr サイトに固溶していた Ce はペロブスカイトに移動していた。

キーワード：ジルコノライト、ペロブスカイト、相分離

1.緒言

ジルコノライト（$CaZrTi_2O_7$）は高レベル放射性廃棄物の固定の候補材として知られており、Pu の固化体の候補としても研究されている。ジルコノライトを原料粉末から還元雰囲気で合成すると、副生成物としてペロブスカイト($CaTiO_3$)が多く生じることは知られているが、合成後のジルコノライトの還元雰囲気における熱的安定性についてはあまり知られていない。本研究では、Pu の模擬物質として Ce を固溶させたジルコノライトを合成し、その後の還元熱処理による相分離について調査した。

2.試験方法

CaO、ZrO_2、TiO_2、CeO_2 粉末を混合、成型し、空気雰囲気で 1400℃、4 時間焼結を行い、ジルコノライトを合成した。焼結体に対して Ar-4.5%H_2 雰囲気下、1400℃で 10 時間還元熱処理を実施し、XRD 及び EDX により還元熱処理前後の相の変化を調査した。

3.結果と考察

図 1 に還元熱処理前後の試料の XRD パターンを示す。還元熱処理前の試料ではジルコノライト及び少量のペロブスカイトの生成が確認されたが、還元熱処理後はペロブスカイトの割合が増加したことが確認された。図 2 に示す EDX の結果より、還元熱処理前では赤枠で示したように Ce と Zr が重なっているため、Ce はジルコノライト中の Zr サイトに固溶していたことが認められる。一方還元熱処理後は、ジルコノライトの Zr サイトに固溶していた Ce が、Zr が存在しない部分、すなわちペロブスカイトと考えられる相に移動していることが確認された。還元熱処理によりジルコノライト中の酸素欠陥濃度が高くなった結果、ジルコノライトとして結晶構造を保てなくなり、比較的小さな結晶粒として Ce^{3+}を含むペロブスカイトへと相分離したと考えられる。

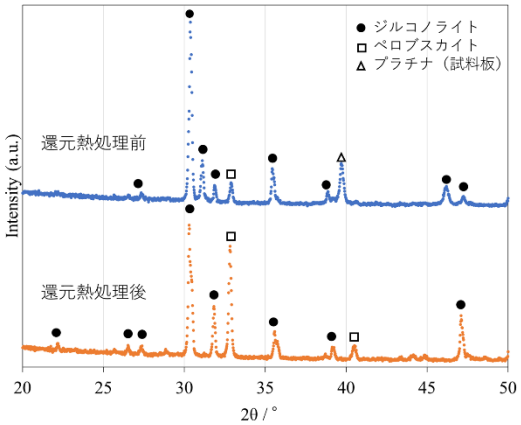


図 1　XRD パターン

（上：還元熱処理前、下：還元熱処理後）

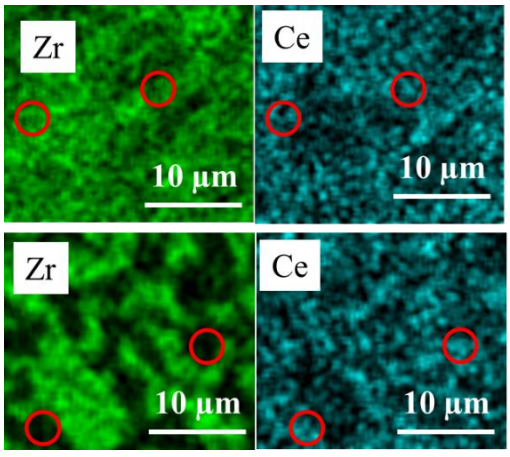


図 2　EDX マッピング

（上：還元熱処理前、下：還元熱処理後）

*Kohei Hayashizaki[1], Shun Hirooka[1], and Kosuke Saito[1]

[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 1:50 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M01-04] Sorption 1

Chair:Hisao Satoh(JNFL)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M01]

Efficient Cesium Capture Using Potassium-Metakaolin Geopolymer Matrices

*Mai Dung Do Thi Do Thi[1], Sajedah Yousef Abdul-Qader Moushtaha[1], Tadachika Nakayama[1], Tatsuya Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2M02]

Evaluation of the interaction between flaky biotite and Eu in a saline environment

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2M03]

Sorption behavior of iodine to Mg–containing C–S–H under the condition saturated with saline groundwater

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2M04]

Sorption and desorption of Cs onto river sediment in wet and wet-dry environments

*Saki Ohira[1], Takuma Sawaguchi[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Efficient Cesium Capture Using Potassium-Metakaolin Geopolymer Matrices

*Thi Mai Dung Do[1], Sajedah Yousef Abdul Qader Moushtaha[1], Tatsuya Suzuki[1], Tadachika Nakayama[1] and Hisayuki Suematsu[1]

[1]Nagaoka University of Technology.

Abstract. The cesium (Cs) capture ability of potassium-metakaolin geopolymer will be studied. Cesium chloride was added to the potassium-based geopolymer with metakaolin and silica fume as the aluminosilicate sources. In the XRD result, potassium chloride was identified, suggesting that the Cs^+ replaced K^+ ion by the ion exchange process. The result of the leaching tests has also shown that cesium is being effectively captured by replacing potassium in the geopolymer matrix.

Keywords: potassium, metakaolin, cesium, capture, geopolymer, severe accident.

1. Introduction

Cesium (Cs), particularly the radioactive isotope Cs-137, is highly soluble in water and poses significant environmental and health risks. The immobilization of cesium in geopolymers is a crucial topic in radioactive waste management [(1)]. Immobilizing cesium in geopolymers can effectively prevent its leaching into the environment. This process involves multiple mechanisms: chemical binding [(2)], physical encapsulation [(1)] and ion exchange [(2)]. The efficiency of cesium immobilization depends on factors like the alkali content, silicon (Si)/aluminum (Al) ratio, curing conditions, and the presence of additives. In this study, a potassium (K)-metakaolin geopolymer with an Al:Si:K:H_2O ratio of 1:2.1:0.8:8 will be utilized to investigate the cesium capture capability both in the short term and long term. The mechanisms of cesium capture will be examined in detail.

2. Experiment

To investigate cesium immobilization, CsCl powder was added to a potassium-metakaolin geopolymer mix before curing. The raw materials for the geopolymer included metakaolin, EFACO silica, KOH, potassium silicate, and distilled water. A control sample without CsCl, consisting only of the original raw materials, was also prepared for comparison.

3. Results and discussion

The X-ray diffraction (XRD) patterns of the synthesized geopolymers are depicted in Fig. 1. These patterns revealed a predominant amorphous phase across all geopolymer samples, indicating successful formation of the Al-Si-O network. A significant finding was the presence of potassium chloride (KCl) in the samples, confirming the replacement of K+ ions by Cs+ ions. The concentration of cesium (Cs) and aluminum (Al) leached from the geopolymer into solution was quantified using ICP-MS analysis. Approximately 4.6% of the initial Cs amount was leached, demonstrating the effective cesium-capturing capability of the potassium-metakaolin geopolymer.

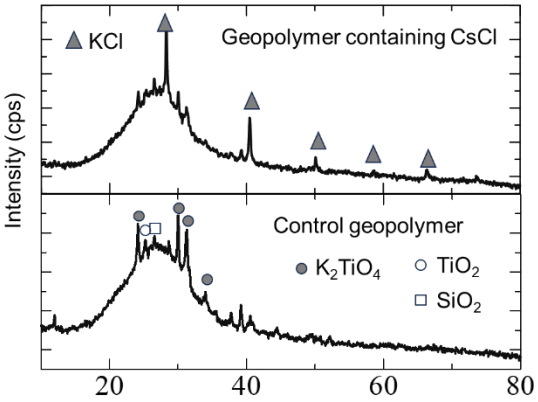


Fig. 1 XRD Patterns of geopolymers.

4. Conclusions

Metakaoline-based geopolymer which had the molar ratio of Al:Si:K:H_2O was 1:2.1:0.8:8 fully met the requirements for capturing the nuclear waste containing Cs ion.

References

[1] Provis, J. L., & Bernal, S. A. (2014). Geopolymers and related alkali-activated materials. Annual Review of Materials Research, 44, 299-327.

[2] Komnitsas, K., & Zaharaki, D. (2007). Geopolymerisation: A review and prospects for the minerals industry. Minerals Engineering, 20(14), 1261-1277.

塩水環境を考慮した薄片状黒雲母と Eu の相互作用の評価

Evaluation of the interaction between flaky biotite and Eu in a saline environment

*波多野　快[1]，千田　太詩[1]，関　亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

塩水環境を考慮した薄片状黒雲母と Eu の収着挙動を評価した結果、共存イオンが存在しない場合と比較して、Eu の収着が Na や Ca のような共存イオンによって若干促進されることが示唆された。また、薄片状黒雲母内の Eu の見かけの拡散係数は深成岩中の拡散係数と同等か小さく見積もられた。

キーワード： 黒雲母、ユウロピウム、地層処分、収着、共存イオン、拡散、イオン交換

1. 緒言　地層処分の安全評価において、核種と岩盤の相互作用の評価が重要な要素の一つとなる。本研究では、岩盤において核種を顕著に収着する黒雲母の存在状態に着目して、黒雲母を粉砕することなく薄片状の試料を用い、Eu の収着挙動を塩水環境として Na および Ca 共存下において調べた。

2. 実験　pH を 3, 5 に調整した 0.5 mM $Eu(NO_3)_3$ 溶液 15 mL と 5 mm 四方の薄片状黒雲母 3.0 g を混合し、一日一回撹拌しつつ一週間に亘り 25℃の恒温槽内で相互作用させた。また、共存する Na および Ca 濃度は NaCl、$CaCl_2$ を用いて 0 および 6 mM と設定した。サンプリングを 7 回行い、ICP-OES によって得た液相中の Eu 濃度の経時変化から Eu 収着量および黒雲母の層間への見かけの拡散係数を評価した。実験では液固比を一定に保つため、サンプリングの際に採取した溶液と同じ濃度・体積の溶液を調整し、容器に戻した。また、実験後の薄片状黒雲母に対し、TOF-SIMS により薄片内の Eu 分布を取得した。

3. 結果と考察　図 1 は pH 3 における薄片状黒雲母への Eu の収着挙動を、溶液中の Eu 濃度変化から見たものである。縦軸は Eu の初期濃度で規格化した。図 1 に示すように、共存イオンを加えない場合と比較して、Na および Ca 共存条件において Eu 収着量がやや増加する傾向がある。既往研究に[1]において Na イオンによる黒雲母端部近傍の膨潤が報告されており、図 1 のような共存イオンによる Eu 収着量の増加も同様の効果に起因する可能性がある。また、図 1 右上に例を示すように黒雲母内部への 2 次元的な拡散と液相の濃度変化を関連付けたモデル[2]を実験結果に適用した。得られた薄片内の Eu の見かけの拡散係数は概ね 10^{-13} m^2/s であった。これらの値は地層処分の性能評価に想定されている深成岩中の拡散係数[3]と同等か小さく、黒雲母を含有する深成岩中の核種収着が薄片内への拡散に律速される（収着分配の局所平衡が成立しない）可能性が示唆された。

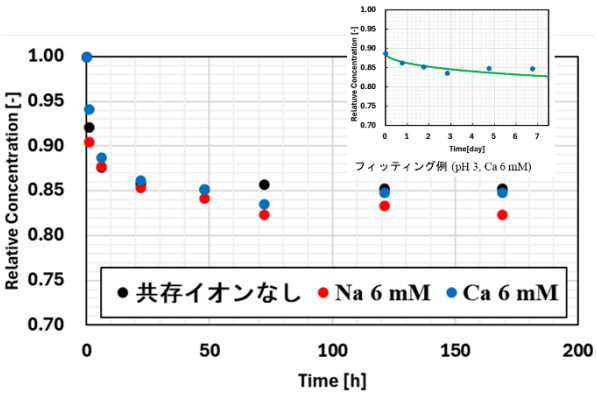


図 1 薄片状黒雲母への Eu の収着挙動（pH 3）

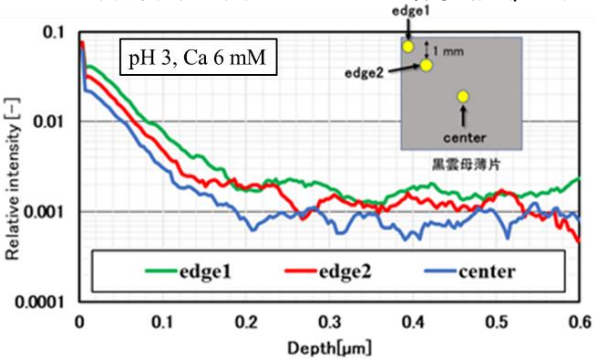


図 2　収着実験後の薄片状黒雲母内の Eu 分布

図 2 は収着実験後の薄片状黒雲母内の Eu 分布(pH 3、Ca 6 mM)である。縦軸は、黒雲母内に一様に分布する Si の強度で規格化した Eu 強度である。薄片内の Eu 分布は薄片端部に近づくほど大きくなっており、端部から内部へと Eu が拡散浸入していることが確認された。

引用文献：[1] Kim, et al., *CATENA*, **135**, 107-113 (2015). [2] Chida, et al., *MRS Advances*, **9**, 462-466 (2024). [3] 原子力発電環境整備機構, NUMO-TR-03 (2022).
謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664、JP22K14627 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

塩水系地下水環境における Mg 含有 C-S-H へのヨウ素の収着挙動

Sorption behavior of iodine to Mg-containing C-S-H
under the condition saturated with saline groundwater

*田邊　悠太[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

塩水条件における Mg 含有カルシウムシリケート水和物(C-S-H)へのヨウ素の収着挙動について検討した。Mg 含有によって C-S-H へのヨウ素の取り込みは若干低下するものの、I^-では 20%、IO_3^-では 60%以上の収着率が得られ、塩水条件においても Mg 含有 C-S-H へヨウ素が有意に取り込まれる可能性が示唆された。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、ヨウ化物イオン、ヨウ素酸イオン、マグネシウム

1. 緒言　処分場建設に使用される大量のセメント系材料と地下水が長期接触することにより、高アルカリ条件において溶出する岩盤成分とセメント系由来の Ca が反応して二次的に C-S-H が生成する。この水和物には、地下水流路の狭隘化や核種収着能によって核種移行を抑制する効果が期待される。また、TRU 廃棄物に含まれる I-129 は被ばく線量を支配する核種の一つであり[1]、処分環境では主に I^-で存在するものの、局所的な酸化条件においては IO_3^-となる可能性もある。本研究では、地下に遍在する Mg を含有する C-S-H に着目し、I^-および IO_3^-の収着挙動について地下の塩水環境を考慮した評価を行った。

2. 実験　Mg 含有 C-S-H の組成は Ca/Si モル比 0.8、1.6、および、Mg/Si モル比 0、0.1、0.2、0.3 とした。収着実験では、液固比 20 (30 mL/1.5 g)となるようにフュームドシリカ(SiO_2)、CaO、$Mg(NO_3)_2$ および 0.5 mM の NaI 溶液または $NaIO_3$ 溶液を混合し、恒温振とう機を用いて 25℃で 1、2、4 週間振とう養生した。また、NaCl 濃度は 0 および 0.6 M に設定した。養生後、固相はラマン分光法および XRD 分析、液相は濾過後にイオンクロマトにより溶存ヨウ素濃度を定量し、C-S-H への収着率を算出した。

3. 結果と考察　図 1 は、Ca/Si モル比 0.8 および Mg/Si モル比 0、0.3 の Mg 含有 C-S-H のラマンスペクトルである。図中の Q^n は隣接する Si-O 四面体間の Si-O-Si 結合数を表しており、Mg/Si モル比 0.3 において Q^3 が増大した。この際、Mg 含有 C-S-H 生成時に取り込まれる水分量が Mg/Si モル比の増大とともに減少しており、Mg による Si-O 四面体の Silicate chain 同士の架橋に伴う層間距離の減少が生じている可能性がある。なお、NaCl の影響は図 1 ではほぼ認められなかった。

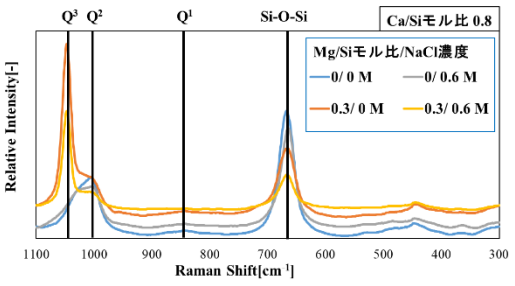


図 1 Mg 含有 C-S-H のラマンスペクトル

図 2 には、Ca/Si モル比 0.8 の Mg 含有 C-S-H への養生期間 4 週間におけるヨウ素の収着率を示す。収着率はいずれの条件においても I^-では 20%以上、IO_3^-では 60%以上に達し、Mg 含有 C-S-H がヨウ素の移行を遅延させることを示唆する。また、養生期間および NaCl による差異はほぼ認められなかったものの、Mg 増加に伴い収着率がいずれも若干低下しており、前述した Mg 含有 C-S-H 生成時に取り込む水分量が減少したことに起因すると考えられる。

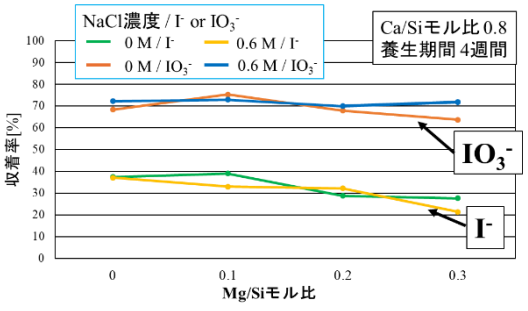


図 2 Mg 含有 C-S-H への I^-、IO_3^-の収着率

参考文献　[1] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告書 (2021).

謝辞:本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。記して謝意を表す。

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

湿潤および湿潤・乾燥環境における河川堆積土に対するCsの収着・脱離

Sorption and desorption of Cs onto river sediment in wet and wet-dry environments

*大平 早希[1]，澤口 拓磨[1]，島田 太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 安全研究センター

河川堆積土を用いて、環境条件を変化させた収着・脱離試験を実施した。その結果、放射性Csの脱離に関して、収着時の環境条件（湿潤・乾燥環境、固液比、共存イオン濃度等）に依存することが示された。
キーワード：生活圏，核種移行評価，陸水域，懸濁粒子，セシウム，収着，脱離，エイジング

1. 緒言

放射性廃棄物処分の生活圏の核種移行評価において、環境中の核種移行現象に関する知見に基づき、現象の考慮が評価に与える影響度を把握し、適切な反映を検討することは重要である。また、処分サイト特有の環境条件での核種の収脱着評価を行う上で、そのばらつきの要因を特定し、定量的にその影響度を把握することは肝要である。東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故後、放射性セシウム（Cs）は陸水中で溶存態の他、懸濁粒子（鉱物等）に収着した懸濁態としても移行し、また放射性Csは河口等の高塩分領域で懸濁粒子からの脱離が確認されている。処分の評価においても、懸濁態としての移行の考慮の影響度を把握し、適切な評価への反映が必要となる。本研究では、核種移行評価における収脱着の評価への反映を念頭に、懸濁粒子へのCsの収着・脱離試験を実施し、環境条件が収脱着に与える影響について検討した。

2. 収着・脱離試験

福島県南相馬市の汽水湖である松川浦流入河川の宇多川の堆積土を用いて、放射性 Cs 収着試験を実施し、収着試験後の試料からの塩による脱離試験を実施した。収着試験は、埋設処分の評価で想定される継続的な湿潤環境と、1F事故などフォールアウト起源で想定される[1)]湿潤・乾燥を繰り返す環境の2つの条件で実施した。湿潤環境においては収着期間、固液比、初期Cs濃度、初期塩濃度を変化させた。湿潤・乾燥環境においては、湿潤環境と同じCs添加量になるよう調整した溶液を添加した後、湿潤・乾燥作業の繰り返し回数（2, 8, 16回）を変化させた。収着試験後の試料を、再吸着を防ぐためにプルシアンブルー（PB）を入れた透析チューブとともに塩濃度 1~34‰の溶液に浸漬させた脱離試験を実施し、PB に収着した放射性Cs量を測定することで脱離率を導出した。

3. 結果・考察

図1に各条件で収着試験を実施した試料からの脱離試験の結果を示す。どの試料においても、脱離反応時間14日以降、脱離反応速度が遅いことが示され、堆積土にCsを脱離しやすい収着サイトと脱離しにくいサイトがあることが示唆された。湿潤環境において、収着反応時間14日と79日を比べると脱離率が約10%減少し、収着反応時間経過により粘土鉱物の層間へと固定されて脱離しにくいエイジングが確認された。一方、湿潤環境で79日間収着させた試料と、湿潤・乾燥の繰り返し16回（収着反応時間60日間）の条件で収着させた試料からの脱離率を比べると、湿潤・乾燥の繰り返しにより脱離率は約 20 % 減少した。このことから、収着反応時間の経過よりも湿潤・乾燥の繰り返しの方がエイジング促進の効果が大きいことが示された。埋設処分における表層の核種移行評価では、地下水から陸水域に核種が直接放出され、継続的な湿潤環境での移行シナリオが想定される。そのため、放射性Csの懸濁粒子からの脱離に関して、収着時の条件（継続的な湿潤条件、固液比、塩濃度等）が明確なデータに基づく評価が適当と考えられる。

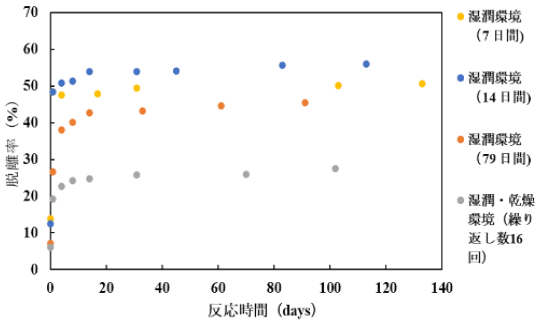


図1　湿潤環境の収着反応時間および湿潤・乾燥環境の繰り返しによる脱離率の経時変化

参考文献

[1] 長尾ら,福島第一原子力発電所事故後の河川水系における放射性セシウムの移行特性, 地球化学, 49, 217–226 (2015).

*Saki Ohira[1], Takuma Sawaguchi[1], Taro Shimada[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency.
本発表は原子力規制庁委託事業「令和5年度廃棄物埋設における環境条件の評価に関する研究」として実施したものである。

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

Thu. Sep 12, 2024 9:45 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:45 AM - 2:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O01-05] Reactor Pressure Vessel Steels 1

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O01]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(1) An overview of the neutron irradiation test for reactor pressure vessel steels

*Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2O02]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(2) Enhanced performance of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Kento Mitsui[1], Hiroki Ushijima[1], Reira Ogasawara[1], Yuji Okada[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1], Satoshi Ohuchi[1], Daisuke Nio[1], Yasuhiro Ishijima[1], Yasuichi Endo[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2O03]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(3)Temperature control technology of the JRR-3 vertical irradiation facility

*Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yuji Okada[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Takemi Nakamura[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2O04]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(4) Design and fabrication of vertical irradiation capsule

*Takumi Fuyushima[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2O05]

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(5) Post-irradiation examination of irradiated reactor pressure vessel steels

*Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Susumu Tagami[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（1）原子炉圧力容器鋼の中性子照射試験の全体概要説明

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(1) An overview of the neutron irradiation test for reactor pressure vessel steels

*端　邦樹[1]，岡田　祐次[1]，河　侑成[1]，牛島　寛章[1]，光井　研人[1]，冬島　拓実[1]，
石島　暖大[1]，仁尾　大資[1]，渡邊　勝哉[1]，勝山　仁哉[1]
[1]JAEA

軽水炉の長期利用における原子炉構造材料の健全性評価研究のための基盤整備を目的として、日本原子力研究開発機構において JRR-3 垂直照射設備を利用した原子炉圧力容器鋼に対する中性子照射試験を 14 年ぶりに実施した。

キーワード：JRR-3、WASTEF、材料照射試験、原子炉圧力容器、中性子照射脆化

1. 緒言

今後も既存の軽水炉の長期運転が見込まれることから、安全な長期間運転に資する技術開発の重要性が増している。日本原子力研究開発機構では、炉心からの中性子照射を長期間受ける構造材料の経年劣化事象を適切に評価するための技術基盤の整備や知見の拡充を目的として、過去に JMTR で培われた材料照射試験技術を JRR-3 の垂直照射設備に導入するなど、JMTR の廃止措置以降途絶えていた照射試験技術の再興を進めてきた。その第一歩として、原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化に係る試験研究を行うための整備を進め、令和 6 年 5 月に第一回目の照射試験を実施した。

2. プロジェクトの全体概要

原子炉圧力容器鋼の中性子照射後の機械的特性やミクロ組織変化を調べるためには、軽水炉の炉内温度に調整した中性子照射試験及び各種照射後試験（機械試験やミクロ組織分析）が必要となる（図 1 に一連の試験の流れを示す。）。そのため、原子炉起動前から試験片温度を一定に維持する制御系の整備、照射キャプセルの設計・製作、遠隔操作によるキャプセル解体のための装置の整備等の試験基盤を整備した。そして、令和 6 年 5 月に 14 年ぶりとなる中性子照射試験を実施し、6 月にキャプセルを JRR-3 から廃棄物安全試験施設（WASTEF）に移送し、キャプセルから試験片を取り出したうえで、中性子照射量の評価や機械試験に着手した。本シリーズ発表では、照射試験基盤の整備（発表(2)、(3)）、照射キャプセルの設計製作（発表(4)）、及び照射試験・照射後試験の進捗状況（発表(5)）を紹介する。

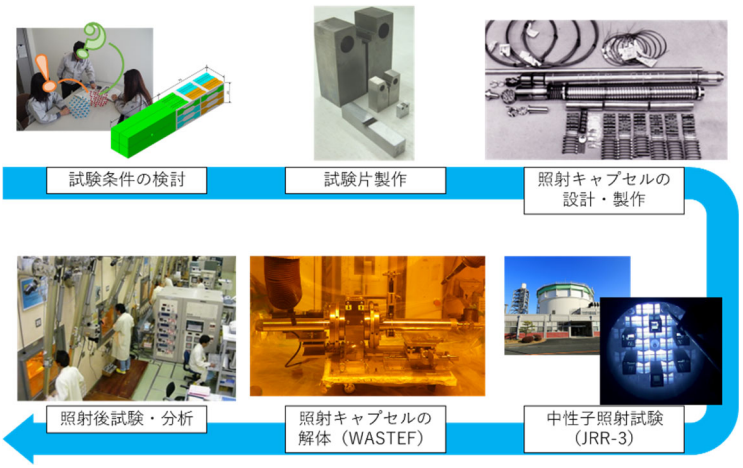


図 1　中性子照射試験の流れ（イメージ）

*Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], and Masaya Watanabe[1], Jinya Katsuyama[1]
[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（2）JRR-3 垂直照射設備の高性能化

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(2) Enhanced performance of the JRR-3 vertical irradiation facility

*光井 研人[1]，牛島 寛章[1]，小笠原 礼羅[1]，岡田 祐次[1]，鈴木 真琴[1]，木村 和也[1]，
大内 諭[1]，仁尾 大資[1]，石島 暖大[1]，遠藤 泰一[1]，松井 義典[1]，中村 剛実[1]
[1]JAEA

原子炉構造材の照射脆化研究は、発電炉の炉内温度と同じ環境で照射を実施している。温度制御の精度向上を狙い JRR-3 垂直照射設備の高度化を行った。設置後、模擬装置による温度制御性能試験を行い装置の妥当性を検証した。

キーワード：JRR-3、材料照射試験、温度制御

1. 緒言

原子炉構造材の照射脆化研究における照射試料は、発電炉の温度環境を再現するために目標温度範囲 290℃±10℃で照射される。JRR-3 の運転は、原子炉起動時に出力がステップ状に上昇すること、定格出力（20MW）に到達した後の数日間は、制御棒による出力調整を頻繁に行うことから、試料に対するガンマ発熱量の変化が激しい。目標温度を一定に保つためには、既存設備の手動制御では限界があったため、自動制御ができるように垂直照射設備を高度化した。

2. 設備の高度化

JMTR で使用した温度制御装置を JRR-3 用に最適化し、JRR-3 既存設備を撤去して設置した。本温度制御装置は、自動制御を行うためにヒータを PID 制御とし、ヒータ制御に連動してガスギャップ層の真空度が調整されるようなシステムとした。本ガスギャップ層の真空度制御については、JRR-3 の複雑な出力変動に伴う温度変化に追従させるため、従来の混合ガス方式から単一ガス方式に変更し応答性を高めた。

3. 模擬装置による温度制御性能試験

本温度制御装置の設置後、模擬装置の出力変動に対して制御熱電対の温度を一定に保つ性能試験を実施した。原子炉起動時を模擬した結果を図 1 に示す。出力がステップ上に上昇しているときヒータ出力は複雑に変動して温度を一定に保っており、また、ガス制御も同時に実施されているため、手動制御で再現することは難しいことが分かる。自動制御の信頼性は、出力上昇時の温度は+9℃以内、定格出力時以降では±0.9℃以内であり、目標温度範囲内に抑えられることが確認できた。

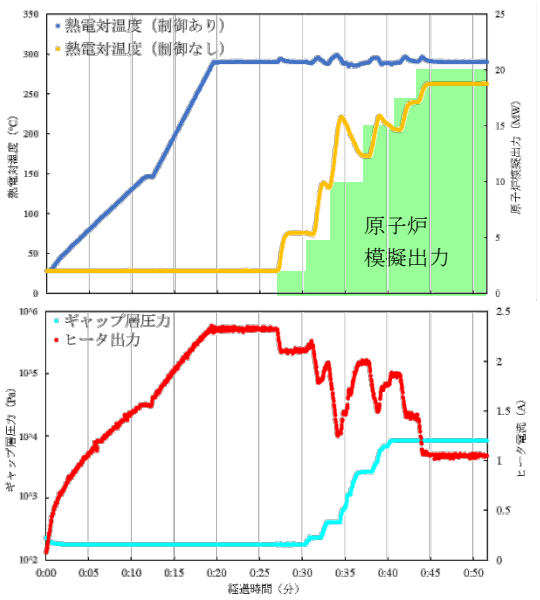


図 1　模擬原子炉出力上昇時の温度変化と制御
（上図：原子炉模擬出力における熱電対温度、下図：熱電対温度を保つために変動した制御パラメータ）

4. 結論

JRR-3 垂直照射設備の高度化により温度制御の自動化を図り、高精度に制御できることを確認した。なお、令和 6 年 5 月に、本装置を用いて 1 サイクルの材料照射試験を行い、温度制御に関して良好な結果を得た。

謝辞

この成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託研究「令和 4 年及び令和 5 年度原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開発」により得られたものである。

* Kento Mitsui[1], Hiroki Ushijima[1], Reira Ogasawara[1], Yuji Okada[1], Makoto Suzuki[1], Kazuya Kimura[1], Satoshi Ohuchi[1], Daisuke Nio[1], Yasuhiro Ishijima[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1] and Takemi Nakamura[1]

[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（3）JRR-3 垂直照射設備の温度制御技術

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(3) Temperature control technology of the JRR-3 vertical irradiation facility

*牛島 寛章[1]，光井 研人[1]，冬島 拓実[1]，岡田 祐次[1]，遠藤 泰一[1]，
松井 義典[1]，河 侑成[1]，端 邦樹[1]，中村 剛実[1]
[1]JAEA

JRR-3 垂直照射設備での照射試験において、原子炉起動前からキャプセル内の試料温度を目標温度の 290℃前後に昇温し試験を行った。ガスギャップ層の真空度及びヒータ出力の自動制御により、原子炉起動時及び定格運転中に試料が目標温度に維持されることを確認した。

キーワード： JRR-3，材料照射試験，温度制御

1. 緒言

JRR-3 垂直照射設備で照射試験中の試料温度を発電炉の運転温度に高精度に模擬するため、原子炉のガンマ発熱分布の変動に影響されず試料温度を一定に保つ装置である温度制御装置を更新し、最初の照射試験を令和 6 年 5 月 7 日から 5 月 31 日に実施した。試験中はキャプセル内温度をモニタリングし、制御装置が正常に作動していること、試料温度が目標温度±10℃内であること確認した。

2. 原子炉起動時の温度制御

JRR-3 起動時は、定格 20MW 到達まで 4 時間かけて階段状に出力上昇させる。ステップ上昇時、ガンマ発熱量が増加するため、そのままでは試料温度も段階的に上昇する。本試験では温度変化がある中での照射を避けるため、原子炉起動前から試料温度を 290℃まで上昇させ、ヒータ出力と真空度の自動制御を開始した。図 1 に自動制御時の温度変化を示す。出力上昇に伴い試料温度が目標温度から瞬間的に増加するが（最大+9℃）、それに応答してヒータ出力と真空度が低下し、短時間で目標温度に戻っていることが確認できる。

3 定格運転中の温度制御

定格運転中は制御棒調整が繰り返し行われ、ガンマ発熱分布が刻々と変化する。今回整備した装置により、ヒータ出力と真空度の自動制御が行われ、ガンマ発熱の変動に関係なく、試料温度を±2℃の範囲で一定に保持できた。本装置にはヒータ出力が最大または最小となったとき、ヒータ出力と真空度のバランス調整を行う機能があり、これにより自動制御が継続して行われることを確認した。

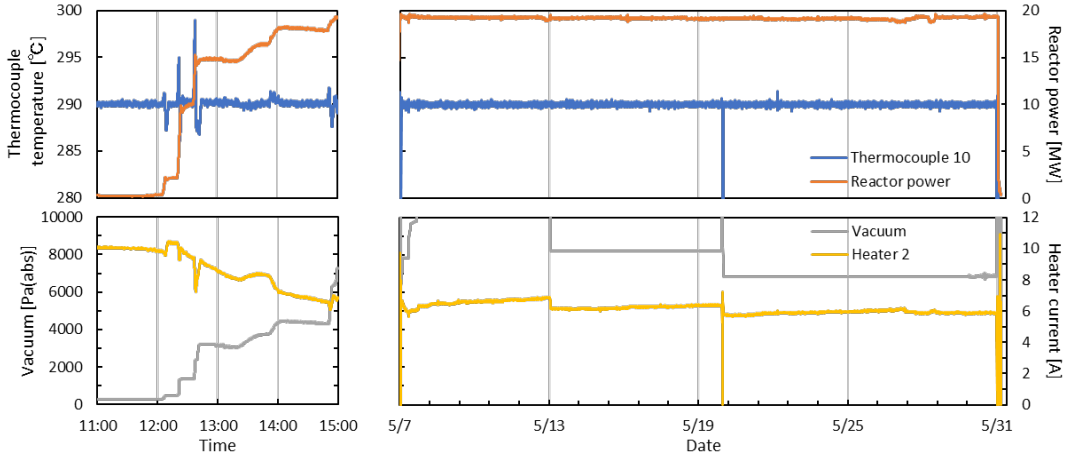


図 1．出力上昇時（左）及び定格運転中（右）の温度変化と制御

※5/7、5/20、5/31 に制御をオフにしたダンプ試験を実施したため、一時的に温度が下がっている。

*Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yuji Okada[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1] and Takemi Nakamura[1]
[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（4）垂直照射キャプセルの設計・製作

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF

(4) Design and fabrication of vertical irradiation capsule

*冬島 拓実[1]，牛島 寛章[1]，光井 研人[1]，遠藤 泰一[1]，松井 義典[1]，岡田 祐次[1]，河 侑成[1]，
端 邦樹[1]，石島 暖大[1]，仁尾 大資[1]，中村 剛実[1]
[1]JAEA

JRR-3 垂直照射設備を利用した照射試験のための垂直照射キャプセルの設計及び製作を行った。また、製作したキャプセルを用いた特性試験の結果から軸方向のガンマ発熱率分布を評価し、照射試料全体にわたってより均一な温度での照射を達成するためのキャプセル構成材の寸法決定に必要なデータを取得した。
キーワード：JRR-3，材料照射試験，垂直照射キャプセル，ガンマ発熱率

1. 緒言

JRR-3 再稼働後初となる垂直照射設備を用いた中性子照射試験のため、垂直照射キャプセルの設計・製作を行った。照射試験においては照射試料の軸方向全長にわたり高精度かつ均一な温度制御が求められるが、キャプセル構成材はガンマ線の照射により発熱することから、軸方向に温度勾配が発生する。最適な設計を行うためには、軸方向のガンマ発熱率分布に基づいて照射試料を囲う構成材間のガスギャップ層の寸法を調整し、熱勾配の不均衡を小さくする必要があるが、再稼働後の JRR-3 では、ガンマ発熱率の評価が行われていなかった。そこで、安全側に裕度を持たせてキャプセルを製作・検査して照射試験に供するとともに、照射中の特性試験で得られた照射温度データに基づいてガンマ発熱率を評価した。

2. 垂直照射キャプセルの設計・製作

キャプセルの型式として図 1 のような 2 重管構造の真空・ヒータ温度制御併用型を選定した。照射試料を 3 つの熱媒体Ⓐ、Ⓑ、Ⓒに格納し、熱媒体 Ⓐ及び Ⓒの外径寸法はそれぞれ 7 段の段差をつけてガスギャップ層の寸法を調整することで、予備評価で推定されたガンマ発熱率分布による軸方向の熱勾配が小さくなるように設計した。また、各熱媒体にはヒータを巻き付け、それぞれのヒータ出力を独立して制御すること及び構成材間のヘリウムガス圧力を制御することによって、高精度な温度制御が行える構造とした。

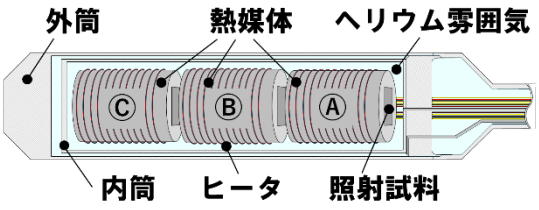


図 1　垂直照射キャプセルの構造図

3. ガンマ発熱率分布の評価

本照射試験の照射孔である RG-2 孔における軸方向のガンマ発熱率分布を求めるため、照射中のサイクル初期（BOC）、中期（MOC）、末期（EOC）の合計 3 回、一時的にヒータ出力を 0 W、ガスギャップ層をヘリウム 100 %充填として照射データを測定する特性試験を実施した。図 2 のとおり、キャプセル設計に用いた予備評価のガンマ発熱率分布（Design）に比べて、得られた評価値は全体的に大きく、ピーク値が軸方向上側であることが分かった。また、BOC と比べて MOC では制御棒の引抜きに伴いガンマ発熱率分布が軸方向上側にシフトし、全体的にガンマ発熱率が増大したが、MOC と EOC ではほとんど変化がなかった。今後の照射試験においては、本試験で得られたガンマ発熱率分布に基づいてキャプセルを設計することにより、照射試料の軸方向全長にわたって、より高精度かつ均一な温度制御が可能となる。

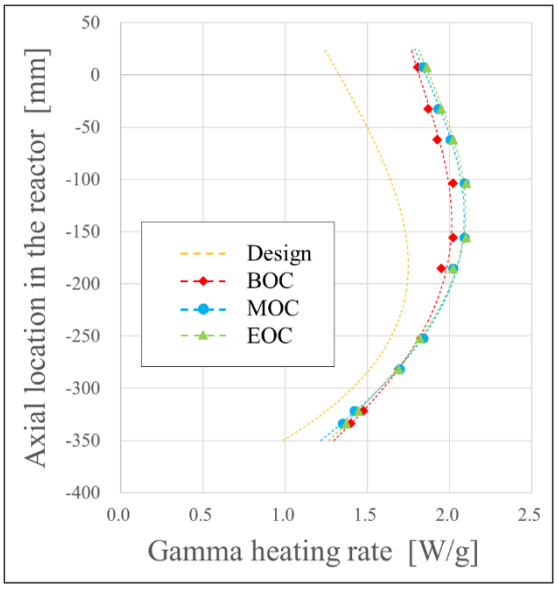


図 2　特性試験で得られたガンマ発熱率分布の評価値

*Takumi Fuyushima[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Yasuichi Endo[1], Yoshinori Matsui[1], Yuji Okada[1], Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Takemi Nakamura[1]
[1]JAEA

JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験
（5）中性子照射した原子炉圧力容器鋼の照射後試験

Neutron irradiation tests of structural materials for nuclear reactors using JRR-3 and WASTEF
(5) Post-irradiation examination of irradiated reactor pressure vessel steels

*河　侑成[1]，端　邦樹[1]，岡田　祐次[1]，牛島　寛章[1]，光井　研人[1]，冬島　拓実[1]，
石島　暖大[1]，仁尾　大資[1]，渡邊　勝哉[1]，田上　進[1]，知見　康弘[1]
[1]JAEA

高照射量領域まで中性子照射された原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化を評価するためのデータ拡充とともに、溶接熱影響部（HAZ）の照射脆化感受性を確認する目的で、Cu 含有量の高い RPV 鋼から試験片を採取し、JRR-3 を用いた照射試験を行った。照射後、JAEA の廃棄物安全試験施設（WASTEF）にてキャプセルの解体とフルエンスモニタの線量測定による中性子照射量の評価を実施し、機械的特性に及ぼす照射の影響を確認した。

キーワード：JRR-3、WASTEF、材料照射試験、照射後試験、原子炉圧力容器鋼、照射脆化

1. 緒言

発電用軽水炉の RPV においては、中性子照射脆化を考慮した構造健全性評価が実施されている。軽水炉の長期運転での安全確保のためには、高照射量領域まで中性子照射した RPV 鋼の照射脆化データを拡充し、RPV の健全性評価の精度向上を図ることが重要である。本研究では、特に HAZ に着目し、高照射量領域における照射脆化感受性を母材と比較すること等を目的とした。JRR-3 を用いて中性子照射試験を行い、WASTEF にて照射後試験に着手した。

2. 照射に用いる試験片

Cu 含有量の高い RPV 鋼母材、継手 HAZ 及びクラッド下 HAZ を試験に供した。また、照射環境の違いの影響を確認するため、既に他の照射環境で多くのデータが得られている国内 PWR 比較標準材も併せて照射した。図 1 にキャプセル内の試験片配置の例を示す。1 本のキャプセルに標準サイズのシャルピー衝撃試験片 12 本、Mini-C(T)試験片 168 本及び SS-3 引張試験片 18 本を格納した。PWR の 60 年運転に相当する中性子照射量約 7 x 10^{19} n/cm^2、照射温度 290±10℃を目標に照射した。

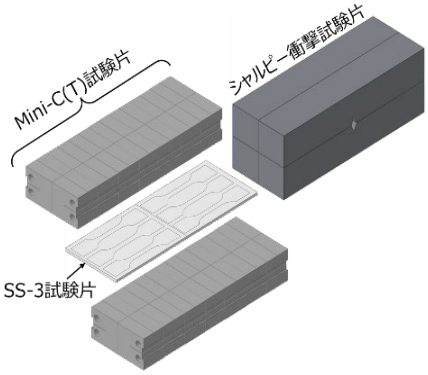


図 1 キャプセル内での試験片配置の例

3. 照射後試験

照射後、照射キャプセルを WASTEF に輸送し、遠隔操作によりキャプセルを解体した。キャプセルの外筒管から内筒管を取り出した後（図 2）、内筒管や熱媒体等の除去を行い、照射した試験片を回収した。現在、フルエンスモニタにより中性子照射量を評価するとともに、万能試験機を用いて照射による機械的特性の変化を確認している。

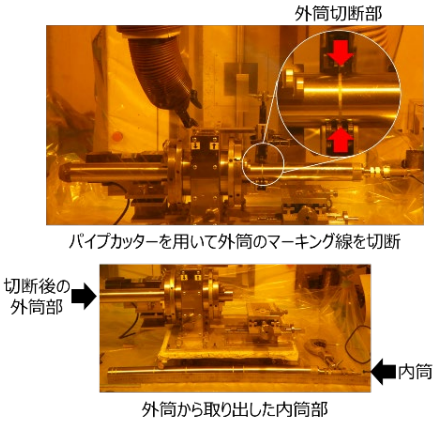


図 2 キャプセルの解体過程

---

* Yoosung Ha[1], Kuniki Hata[1], Yuji Okada[1], Hiroki Ushijima[1], Kento Mitsui[1], Takumi Fuyushima[1], Yasuhiro Ishijima[1], Daisuke Nio[1], Masaya Watanabe[1], Susumu Tagami[1], Yasuhiro Chimi[1]
[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 10:00 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:00 AM - 2:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L01-07] Technology for Fuel Debris Analysis

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2L01]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(26) Fabrication of simulant fuel debris

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Yoichi Endo[1], Kenji Konashi[2], Kazuya Idemitsu[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. NFD, 2. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2L02]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(27) Characterization of microstructures in a simulated debris using AC-TEM (II)

*Kenta Yoshida[1], Satoru Matsuo[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3] (1. Tohoku University, 2. Osaka University, 3. NFD)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2L03]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(28) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris (III)

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2,3], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Yusuke Miura[4], Atsushi Ouchi[4], Toru Higuchi[4], Kazuya Idemitsu[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. Osaku Univ., 3. JAEA, 4. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2L04]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(29) Verification of fuel debris analysis process by using irradiated nuclear fuel

*Takash Onishi[1], Hiroyuki Kazama[1], Chihiro Toyota[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Fauzia Hanum Ikhwan[2], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Kazuya Idemitsu[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2L05]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(30) Actinide separation by using pyrrolidone resin

*Kazuma Wada[1,2], Hiroyuki Kazama[4,2], Andri Rahma Putra[1], Kazuya Idemitsu[3], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Takashi Ohnishi[2], Tatuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ., 4. Osaka Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2L06]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(31)Mutual separation of lanthanides by extraction chromatography

©Atomic Energy Society of Japan

*Wenzun Luo[1], Putra Rahma Andri[1], Chikage Abe[2], Hiroyuki Kazama[3], Konashi Kenji[2], Suzuki Tatsuya[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2L07]

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(32) Study of fuel debris stability for geological disposal - Behavior of $(U,Zr,Ca)O_x$ dissolution

*KAZUYA IDEMITSU[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toru Higuchi[3], Atsushi Ouchi[3], Yusuke Miura[3] (1. IMR, Tohoku Univ., 2. Faculty of Eng., Kyushu Univ., 3. NFD)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(26) 模擬燃料デブリ作製

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(26) Fabrication of simulant fuel debris

*樋口 徹[1]，三浦 祐典[1]，大内 敦[1]，遠藤 洋一[1]，小無 健司[2]，出光 一哉[2]，永井 康介[2]
[1]NFD，[2]東北大

燃料デブリの超微量分析技術開発においては、分析位置による誤差が小さい均質性の高い模擬燃料デブリが不可欠である。本研究では、焼結によってウランを含有する模擬燃料デブリを作製し、作製条件と性状の関係を調査した。

キーワード：模擬燃料デブリ，共沈法，メカニカルアロイ法，焼結

1. 緒言　誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS，ICP-MS/MS）は、高精度な燃料デブリ分析の手段として期待されており、その技術確立のためには、組織を均質に制御した模擬燃料デブリ試料を用いた研究が必要である。本研究では、これまでに実施した燃料及び燃料部材の主成分（U、Zr 及び Fe）、FP 成分（Nd、Gd）及びコンクリート成分（Si）を含有する模擬燃料デブリの作製に加え、UO_2 に固溶することにより分析前の溶解処理に影響を与える可能性がある Ca に着目し、U-Zr-Ca 系模擬燃料を作製することを目的とした。

2. 模擬燃料デブリの作製及び調査　UO_2 粉末、ZrO_2 粉末および CaO 粉末を混合し、圧縮成型及び焼結を行うことにより、ペレット状の模擬燃料デブリを作製した。混合時の組成は、UO_2:（$Zr_{0.85}$,$Ca_{0.15}$）O_2=9:1、3:1 あるいは 1:1 とした。焼結雰囲気は 100%水素（露点：室温）、焼結温度は 1720 ℃、焼結時間は 4 時間とした。作製した模擬燃料デブリは、XRD 測定、SEM 観察及び EDS 分析を実施し、組成と構造及び組織の関係について調査した。

3. 結果　XRD 測定では、いずれの試料も面心立方位置のピークが認められ、立方晶単相となっていることが確認された。また、SEM 観察（図 1）および EDS 分析から、いずれの試料においても、析出物はなく、U、Zr 及び Ca の分布に偏りがないことが確認され、ZrO_2 および CaO は UO_2 マトリクス中に固溶していることが示唆された。作製した試料は、長岡技術科学大学及び九州大学が実施する試験に提供された。

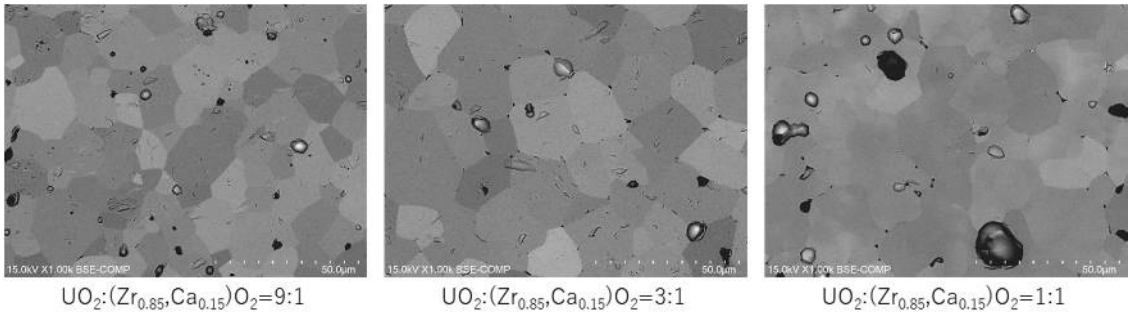


図 1　U-Zr-Ca 系模擬燃料デブリの SEM 観察結果

謝辞　令和２年度、３年度、４年度、５年度　日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

---

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Yoichi Endo[1], Kenji Konashi[2], Kazuya Idemitsu[2], Yasuyoshi Nagai[2]
[1]NFD, [2]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(27) 球面収差補正透過電子顕微鏡を用いた模擬デブリの微細組織評価（Ⅱ）

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(27) Characterization of microstructures in a simulated debris using AC-TEM (Ⅱ)

*吉田健太[1]，松尾悟[1]、風間裕行[2]、本間佳哉[1]、小無健司[1]、永井康介[1]、三浦祐典[3]、樋口徹[3]

[1]東北大学、[2]大阪大学、[3]NFD

燃料デブリの生成時の温度や雰囲気の推定のために必要な構造・組成情報を取得することを目的として、模擬燃料デブリ表面の酸化鉄粒子の結晶構造、および、$(U, Zr)O_2$粒界層中のFeクラスターの有無を、球面収差補正透過電子顕微鏡(AC-TEM)を用いて調べた。

キーワード：模擬燃料デブリ，$(U,Zr)O_2$，透過電子顕微鏡

1. 緒言　我々は、還元雰囲気および酸化雰囲気で調整されたFe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリ中のFe原子の分布に着目し、3D-FIB-SEM解析および特性X線分析によって、Fe原子が含まれる結晶粒のサイズと酸化状態を評価した。還元雰囲気で焼成されたFe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリでは、結晶粒サイズの大小に寄与する粒界Feクラスターを球面収差補正透過電子顕微鏡(AC-TEM)で可視化した。令和5年度には、このAC-TEMを用いて、結晶粒サイズのばらつきも大きく、より複雑な酸化状態が予想される酸化雰囲気で焼成されたFe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリの結晶構造、粒界層中のFeクラスターの有無を評価した。

2. 実験　実験試料には、共沈法で20%Fe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリ（酸化雰囲気焼成）を用いた。球面収差補正透過電子顕微鏡（AC-TEM, ARM 200F)によって、制限視野電子線回折(SAED)および干渉像を測定し、$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリ表面・界面近傍のFe原子の結晶構造解析、Feクラスター観察を行った。

3. 結果と考察

図1(a)のSTEM特性X線分析により、明確なO-K殻線を示すFe含有結晶粒ほど大きく、多角形状だった。図1(b)下段のサイズ1000nm以上のFe結晶粒をSAEDで調査し、図1(c)上段に示すようなFeOに対応する回折点が見つかった。一方で、$(U, Zr)O_2$結晶粒の示す単結晶パターンとの比較から、Fe含有結晶粒は、FeO、非晶質FeOx、純鉄クラスターなどからなる混合物であることが示唆された。図1(c)下段の、AC-TEM干渉像からも、前述の純鉄クラスター（数nm)、非晶質FeOxが確認され、多結晶混合物と判定した。この、主としてFe原子を含有する多結晶混合物内には、U原子も含まれており、今後、詳細な結晶構造および化学組成の分析が必要である。

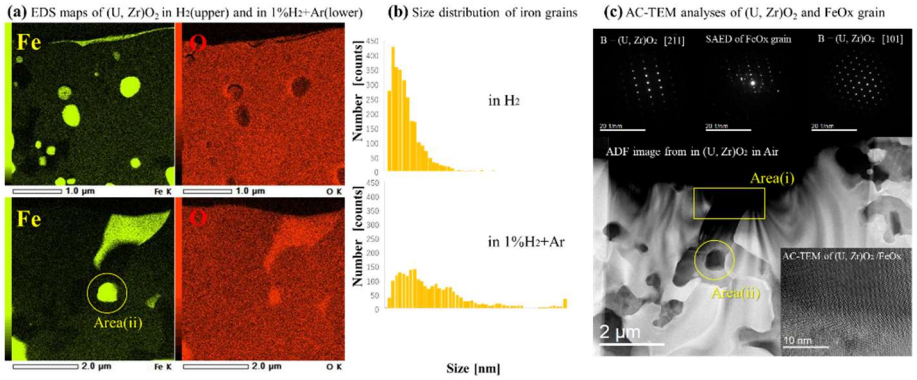


図1 (a) Fe添加$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリからのFe, Oマップ、(b)Fe含有結晶粒のサイズ分布，(c) 酸化雰囲気下焼成 20%Fe-$(U, Zr)O_2$模擬燃料デブリのSAEDパターン（上段）およびAC-TEM干渉像（下段）

本件は、令和3年度-令和5年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究 課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

---

*K. Yoshida[1], S. Matsuo[1], H. Kazama[2], Y. Homma[1], K. Konashi[1], Y. Nagai[1], Y. Miura[3], T. Higuchi[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Osaka Univ., [3]NFD

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(28) メスバウアー分光ならびに X 線回折を用いた模擬デブリの評価（III）

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(28) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris (III)

*本間 佳哉[1], 風間 裕行[2,†], 松尾 悟[1], 吉田 健太[1], 大内 敦[3], 三浦 祐典[3],
樋口 徹[3], 出光 一哉[1], 小無 健司[1], 永井 康介[1]
[1]東北大学, [2]日本原子力研究開発機構（†現大阪大学）, [3]日本核燃料開発株式会社

還元雰囲気中での熱処理後に海水に浸漬させた模擬燃料デブリに対して、^{57}Fe メスバウアー分光を用いて分析し、生成した鉄さびの種類を特定した。

キーワード：模擬燃料デブリ，オキシ水酸化鉄(γ-FeOOH) ，^{57}Fe メスバウアー分光，X 線回折(XRD)

1. 緒言

福島第一原発の燃料デブリの性状はメルトダウンや水素爆発などの事故時の炉内状況に一義的には支配されるが、その後の淡水や海水の注入により経年変化が進行している。燃料デブリ中の鉄の腐食状態を把握するために ^{57}Fe メスバウアー分光は有力な計測手段である。

2. 方法

前回の本学会で発表したメスバウアー実験より、1500°Cの水素還元雰囲気下で焼成した模擬燃料デブリ中の鉄成分は全て微細析出した純鉄であることが明らかになった。今回、その模擬デブリの粉砕試料を大気下の海水に１０日間浸漬した。乾燥後、透過法による^{57}Feメスバウアー分光測定を行った。

3. 結果

図１に海水に浸漬した模擬燃料デブリの T = 77 K における ^{57}Fe メスバウアー分光を示す。６本に磁気分裂した純鉄に加え、中央に４極子分裂により割れた２本のピークが観測された。図２に示すように鉄さびのオキシ水酸化鉄は生成条件により多種の形態を有するが、ネール点が液体窒素温度より低いことからレピドクロサイトγ-FeOOH (T_N = 52 K)が生成したと推察される。

謝辞：本件は令和 3 年度–5 年度 文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

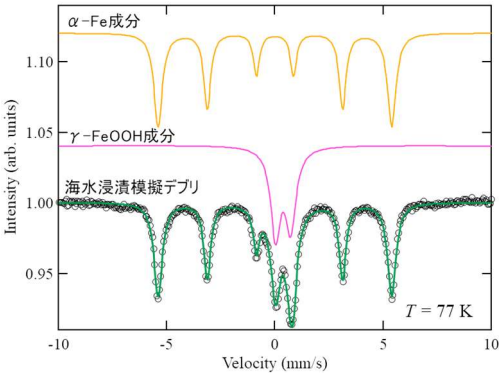


図 1. 海水に浸漬した模擬デブリの ^{57}Fe メスバウアー分光

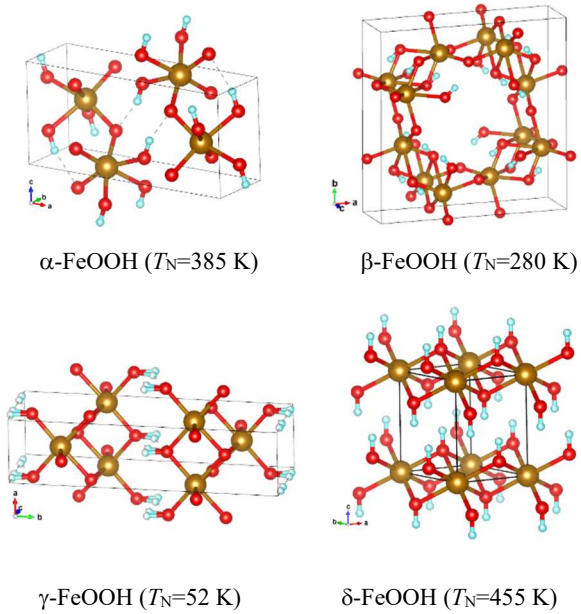


図 2. オキシ水酸化鉄の結晶構造と磁気転移温度

---

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2,†], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Atsushi Ohuchi[3], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3], Kazuya Idemitsu[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA (†Present Address: Osaka Univ.), [3]NFD

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（29）照射済み燃料を用いた燃料デブリ分析フローの検証

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(29) verification of fuel debris analysis process by using irradiated nuclear fuel

*大西貴士[1]，風間裕行[1†]，豊田千尋[1]，関尾佳弘[1]，前田宏治[1]，小山真一[1]，
Ikhwan Fauzia Hanum[2‡]，鈴木達也[2]，小無健司[3]，出光一哉[3]，永井康介[3]
[1]JAEA，[2]長岡技科大，[3]東北大，（現所属 †阪大，‡東工大）

照射済み燃料ペレットを用いてアルカリ融解から抽出クロマトグラフィー試験に至る一連の試験を実施し、本研究で提案する燃料デブリ分析フローの有効性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，アクチノイド分析，照射済み燃料，アルカリ融解，TBP 樹脂，DGA 樹脂

1. 緒言

燃料デブリ中の放射性核種を分析する手法の確立は喫緊の課題である。特に、再臨界性評価や作業安全性等の観点から、アクチノイド核種の分析技術開発は重要である。我々は、試料溶解・核種分離・トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS/MS)による核種分析という一連の燃料デブリ分析フロー提案に向けた検討を進めている。模擬デブリ等を用いた試験結果に基づき、燃料デブリのアルカリ融解、セシウムの吸着除去及びアクチノイドの相互分離に係る試験条件を確立している。本研究では、福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの模擬性が高いと考えられる試料として、新型転換炉原型炉「ふげん」で照射した燃料ペレットを使用し、提案する燃料デブリ分析フローの性能を評価した。

2. 実験

「ふげん」照射済み MOX 燃料(燃焼度 41 GWd/t、Pu 富化度 3.01 wt%)から約 0.3 mg を分取し、Na_2O_2 と供にアルミナ坩堝内に入れ、アルカリ融解（650℃、1 時間加熱）を行った。融成物を 6 M HNO_3 で溶解後、希釈により HNO_3 濃度を 1 M に調製し、リンモリブデン酸アンモニウム含浸樹脂（Cs 樹脂）に通液し、Cs を吸着除去した。回収したフラクションをチューブに入れ、85℃で 10 時間加熱することにより Pu の酸化数を+VI に調製した。その後、16 M HNO_3 と $FeCl_2$・$4H_2O$ を添加し、0.1 M の Fe^{2+}を含む 4 M HNO_3 に調製したものをフィード液として、リン酸トリブチル含浸樹脂（TBP 樹脂）に通液し、Np, Pu 及び U の相互分離を行った。その後、回収した Ln/Am/Cm フラクションを *N*,*N*,*N*',*N*'-tetraoctyl-diglycolamide 含浸樹脂（DGA 樹脂）に通液し、Am 及び Cm の相互分離を行った。回収液の ICP-MS 測定を行い、溶液中に含まれる核種を定量した。

3. 結果

アルカリ融解と融成物の硝酸溶解を行った結果、アクチノイド核種は完全に溶液側に移行したことが確認された。得られた溶解液を Cs 樹脂に通液した結果、アクチノイド核種は吸着せず全量回収しつつ、約 90 % の Cs を吸着除去することに成功した。Cs 樹脂からの回収液に含まれる Pu の酸化数を調製後、TBP 樹脂に通液した結果、最初に 4 M HNO_3 + 0.1 M Fe^{2+}にて Ln^{3+}, Am^{3+}, Cm^{3+}及び NpO_2^+が吸着せずに溶離し、その後 4 M HCl により 4 価アクチノイド（Np^{4+}, Pu^{4+}）が順次溶離し、0.1 M HNO_3 により UO_2^{2+}が溶離した（図参照）。Pu および U の相互分離性能は、分離係数 2×10^1 ～ 3×10^2 となった。TBP 樹脂から回収した Ln/Am/Cm/Np フラクションを DGA 樹脂に通液した結果、4 M HNO_3 により NpO_2^+が溶離し、その後 1 M HCl により 3 価アクチノイド（Am^{3+}, Cm^{3+}）が順次溶離した。Am および Cm の相互分離性能は、分離係数 2×10^1 ～ 4×10^1 となった。以上より、燃料ペレット中に含まれるアクチノイドを完全溶解し、U/Np/Pu/Am/Cm の相互分離を達成しているため、本研究で提案する燃料デブリ分析フローの有効性を確認した。

本件は、令和 5 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

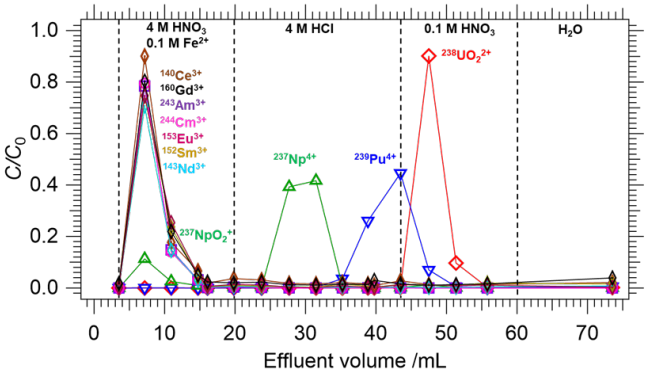


図 TBP 樹脂による照射済み燃料溶解液に含まれる各核種の溶離曲線

* Takashi Ohnishi[1], Hiroyuki Kazama[1†], Chihiro Toyota[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Shinichi Koyama[1], Fauzia Hanum Ikhwan[2‡], Tatsuya Suzuki[2],Kenji Konashi[3], Kazuya Idemitsu[3], and Yasuyoshi Nagai[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Tohoku University, present address: †Osaka University, ‡Tokyo Institute of Technology

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(30)ピロリドン樹脂によるアクチノイド分離

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(30) Actinide separation by using Pyrrolidone resin

*和田 一真[1,2]、風間 裕行[4,2]、アンドリ プトラ[1]、出光 一哉[3]
小無 健司[3]、阿部 千景[3]、大西 貴士[2]、鈴木 達也[1]
[1]長岡技科大, [2]JAEA, [3]東北大, [4]阪大

ピロリドン樹脂による、アクチノイド分離に関する基礎データの取得および核種分離プロセスへの適用性を確認するための相互分離試験を実施したので、報告する。

キーワード：燃料デブリ、アクチノイド分析、ICP-MS/MS、高確度質量分析

1. 緒言

燃料デブリの高精度かつ高確度な分析手法として、試料溶解・核種分離・ICP-MS/MS による核種分析という一連の分析フローの実現に向けた検討を進めている。本研究では、同重体干渉除去のための分析前処理のうち、軽アクチノイド相互分離プロセスとして、吸着体にピロリドン樹脂を用いた方法を検討した。4 価のアクチノイドとして Th(IV)を用い、6 価のアクチノイドとして U(VI)を用いて、4 価と 6 価のアクチノイドの吸着挙動の確認および相互分離試験を実施し、核種分離プロセスへの適用性を調査・検討した。

2. 実験操作

吸着挙動の確認のため、分配係数測定を行った。ピロリドン樹脂(100 mg)と模擬燃料デブリ溶解液(3 mL)を混合し、固液接触させた。その後、ピロリドン樹脂と溶液を固液分離し、溶液中の金属イオン濃度を ICP-MS/MS により測定した。次に、核種分離プロセスへの適用性を確認するため、相互分離試験を行った。Muromac® Mini-column L へピロリドン樹脂を 3 mL 充填し、模擬燃料デブリ溶解液を 0.5 mL 着点させた。溶離液を 0.8 mL/min で送液し、フラクションを回収した。各フラクション中の金属イオン濃度を ICP-MS/MS により測定した。

3. 結果と考察

硝酸系におけるピロリドン樹脂の分配係数を Fig. 1 へ示す。U(VI)は、U(VI)および Pu(VI)、Th(IV)は、Pu(IV)の挙動を模擬している。Fig, 1 より、高い硝酸濃度で U(VI)および Th(IV)を吸着、1M 硝酸により Th(IV)を溶離させることで U(VI)と Th(IV)を分離できることがわかる。そこで、核種分離プロセスへの適用性を確認するため、相互分離試験を実施した。10 M 硝酸を溶離液として送液すると、U(VI)と Th(IV)が保持され、FP が流下した。次に、1M 硝酸を送液することで、U(VI)が保持され、Th(IV)が流下した。U(VI)は吸着が強く、溶離に液量を要した。そこで、炭酸ナトリウム水溶液での U(VI)溶離を試みた。その結果を Fig. 2 へ示す。U(VI)/Th(IV)の相互分離が可能であることが確認できる。現在、照射済燃料溶解液による試験を実施しており、その結果も報告する予定である。

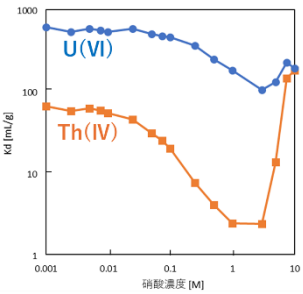


Fig.1 ピロリドン樹脂の分配係数

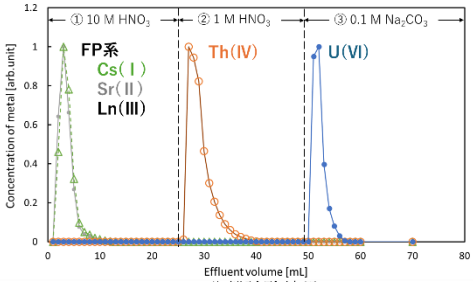


Fig.2 分離試験結果
(Ln(III)のみ他の分離試験で確認)

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果である。

---

*Kazuma Wada[1,2], Hiroyuki Kazama[4,2], Andri Rahma Putra[1], Kazuya Idemitsu[3], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Takashi Ohnishi[2], Tatsuya Suzuki[1]
([1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ., [4]Osaka Univ)

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(31)抽出クロマトグラフィによるランタノイドの相互分離

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(31)Mutual separation of lanthanides by extraction chromatography

*羅　文尊[1]、Andri Rahma Putra[1]、風間　裕行[2]、小無　健司[3]、阿部　千景[3]、鈴木　達也[1]

[1]長岡技大，[2]原子力機構（現：阪大），[3]東北大

The adsorption of lanthanides on Ln resin (HDEHP (di(2-rthylhexyl) orthophosphoric acid) impregnated resin, Eichrom Tech.) under different concentration of hydrochloric acid was investigated by chromatographic experiment. As results, mutual separation of lanthanides was achieved.

Keywords: Lanthanides, HDEHP-impregnated resin, Extraction chromatography, Simulated debris

1. Introduction

The separation of lanthanides from fuel debris such as Gd, Nd, Eu, and Sm, is a famous topic because they were as the neutron poisons or the burn up indicator[1]. However, it is a challenge to separated them because of the chemical similarity of lanthanides. Extraction chromatography (EXC) resins are applied in the process of hydrometallurgical separation nowadays, for the separation of lanthanides, this is an accessible method[2].

2. Experiment

The lanthanides ions were obtained from XSTC-1 standard solution by SPEX CertiPrep. The resin was supplied by Eichrom Technologies Inc., the Ln resin (Particle size 50-100 μm). An inductively coupled plasma-mass spectroscopy (ICP-MS Agilent 8900, Agilent Technologies) was used for all element measurements in this study.

In chromatographic experiments, the mass of the resin used each time was the same (3 ± 0.05g), the flow rate and height of resin column were consistently maintained at 0.8 ± 0.1 mL/min and 90 ± 3 mm, respectively. The feed solution contained lanthanides, excepted Pm, with concentrations of 500 ± 20 ppb. The concentrations of lanthanides in the eluate were determined by ICP-MS.

3. Result and discussion

From the experiment, the distribution coefficient (mL/g) were calculated and summarized as the figure. With the equations that to evaluate the separation performance (Separation factor and resolution), showed the possibility to the mutual separation of lanthanides.

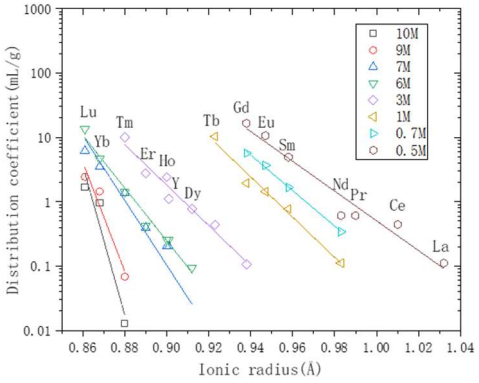


Figure. Distribution coefficients (mL/g) for lanthanides (excluding Pm) on Ln resin in HCl

4. Conclusion

From the experiments, possibility for the mutual separation of lanthanides by EXC under hydrochronic acid conditions could be studied.

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.

[1] Williams M. Handbook of Nuclear Engineering, Dan Gabriel Cacuci. Springer (2010)., ISBN 978-0-387-98130-7.

[2] Alexandratos S.D., Ripperger K P. *Industrial & engineering chemistry research*, 1998, 37(12): 4756-60.

---

*Wenzun Luo[1], Andri Rhama Putrai[1], Abe Chikage[2], Kazama Hiroyuki[3], Kenji Konashi[2], and Tatsuya Suzuki[1]

[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Tohoku Univ., [3]JAEA.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(32) 廃棄物処分における燃料デブリの安定性研究-(U, Zr, Ca)O_x 試料の溶解挙動

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(32) Study of fuel debris stability for geological disposal – Behavior of (U, Zr, Ca)O_x dissolution

*出光 一哉[1], 稲垣 八穂広[2],有馬 立身[2],小無 健司[1],永井 康介[1],樋口 徹[3],大内 敦[3],三浦 祐典[3]

[1]東北大学・金研, [2]九州大学・工, [3]NFD

誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS/MS）は、燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する手法として期待されている。本研究では、模擬燃料デブリとして(U, Zr, Ca)O_x 試料を用いてマイクロチャンネル流水試験を行うことで、燃料デブリの保管から処分に至る過程での安定性（浸出特性）を調査することを目的としている。

キーワード：模擬燃料デブリ、規格化浸出速度、(U, Zr, Ca)O_x

1. 緒言

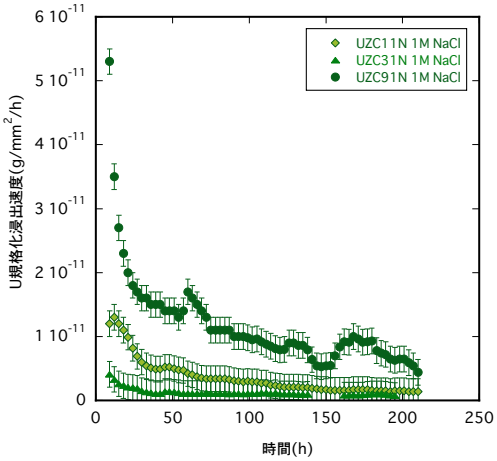
福島第一原子力発電所の廃炉において、燃料デブリを取り出し処理、処分することが課題である。上記の作業を迅速にかつ安全に行うには、燃料デブリの性状を正確に把握することが重要である。そこで、本研究では模擬燃料デブリである(U, Zr, Ca)O_x 試料について、液性一定条件での測定が可能なマイクロチャンネル流水試験を行うことで、環境条件に存在する溶液に対する燃料デブリの保管から処分に至る化学的耐久性を調査することを目的としている。

2. 実験方法

試料は NFD にて作製された(U, Zr, Ca)O_x 試料（U:Zr:Ca=9:0.85:0.15, 3: 0.85:0.15, 1: 0.85:0.15 モル比）、反応溶液は 1 M NaCl 溶液及び超純水を用いた。マイクロチャネル流水試験法において試料と反応溶液を接触させ、それぞれの試験で約 3 時間毎に接触液をサンプリングし、試料から溶出した U の元素濃度を ICP-MS によって測定することで、試料の安定性を評価した。

3. 結果

本試験で用いた(U, Zr, Ca)O_x 試料はすべて立方晶単相であり、昨年の報告で用いたカルシウムを含まない試料がこの相と正方晶ジルコニア相から構成されていたこととは異なる。1M NaCl 溶液に対する試験結果を右図に示す。図より U に対する規格化浸出速度は 10^{-12} ～10^{-11} g/mm^2/h オーダーであり、Zr 比率が高い試料ほど小さくなった。今回の試料は全て空隙率が小さく、以前の試料よりも浸出速度が小さい。浸出試験前後の表面観察では、小径粒および縁部分からの溶解が確認された。また、1 M NaCl 溶液に対する浸出速度は、すべての試料で純水よりも小さくなった。これは、以前実施した(U, Zr)O_x 試料と同様で、(Ce, Fe)O_x とは逆の傾向であり、塩成分とウラン酸化物が試料表面に保護膜を作る可能性を示している。



謝辞

令和２年度、３年度、４年度、５年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

---

*Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[2],Tatsumi Arima[2],Kenji Konashi[1],Yasuyoshi Nagai[1], Toru Higuchi[3], Atsushi Ouchi[3], Yusuke Miura[3]

[1]Tohoku University, [2]Kyushu University, [3]NFD

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

Thu. Sep 12, 2024 10:15 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:15 AM - 2:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A01-06] Neutron Measurement

Chair:Kenichi Watanabe(Kyushu Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2A01]

MC simulation of boron-coated straw detectors

*Kaoru Sakasai[1], Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2A02]

Neutron detection characterization of thick film BGaN detector for neutron imaging

*Tatsuhiro Sakurai[1], Ryohei Kudo[1], Kosuke Ando[1], Genichiro Wakabayashi[2], Masahiro Hino[3], Yoshio Honda[4], Hiroshi Amano[4], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[5], Takayuki Nakano[1,5] (1. Shizuoka Univ., 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ., 4. IMaSS Nagoya Univ., 5. R.I.E Shizuoka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2A03]

Development of a fast neutron imaging system

*Takanori Mochimaru[1], Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Ikuto Yamaguchi[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2] (1. JAEA, 2. Kindai Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2A04]

Measurement of neutron energy spectrum by time-of-flight method using silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3] (1. UTokyo, 2. Fuji Electric, 3. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2A05]

Experimental Neutron Depth Distribution for Accelerator-Based BNCT

*Kosei Kamimura[1], Kyosuke Harada[1], Masashi Takada[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3] (1. National Defense Academy, 2. National Cancer Center, 3. Cancer Intelligence Care Systems Inc.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2A06]

Evaluation of neutron detection characteristics using long wavelength neutron for BGaN detectors grown on Si and QST substrate

*Kosuke Ando[1], Masahiro Hino[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3], Kota Matsumoto[4], Norikazu Ito[4], Taketoshi Tanaka[4], Ken Nakahara[4], Toru Aoki[1], Takayuki Nakano[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. ROHM Co., Ltd.)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ホウ素塗布型ストロー検出器のシミュレーション評価

MC simulation of boron-coated straw detectors

*坂佐井　馨，中村　龍也，藤　健太郎

JAEA

J-PARC 物質生命科学実験施設(MLF) の共用ビームライン等で利用できる位置敏感型中性子検出器の 1 つとしてホウ素塗布型ストロー検出器を検討している。今回その中性子検出効率やトリガー効率の評価を目的として PHITS を用いたモンテカルロシミュレーションを行ったので報告する。

キーワード：ホウ素塗布型ストロー検出器、中性子、シミュレーション、中性子検出効率

1. 緒言

J-PARC MLF の共用ビームラインの新たな中性子検出器の 1 つとしてホウ素塗布型ストロー検出器を検討している[1]。今回その中性子検出効率やトリガー効率の評価を目的として PHITS を用いたモンテカルロシミュレーションを行ったので報告する。

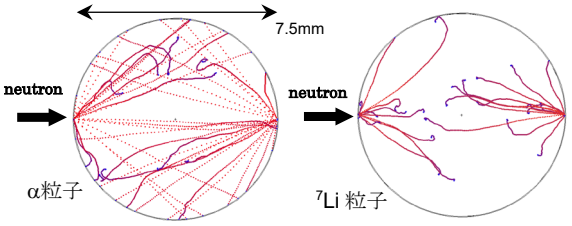


図 1　2 次荷電粒子の飛跡

2. シミュレーション計算

計算では、1 本のストロー検出器（直径 7.5mm の内面に $^{10}B_4C$ 薄膜を塗布したもの、計数ガスとして 0.7 気圧の Ar-10%CO_2 ガスを封入）に中性子を照射し、$^{10}B(n,\alpha)^7Li$ によって生ずるα粒子や ^7Li 粒子の挙動を解析しこれら荷電粒子によってガス中に付与されるエネルギーから中性子検出効率やトリガー効率を計算した。

3. 計算結果

図 1 に中性子を照射したときのα粒子と ^7Li 粒子のガス中での飛跡を示す。^7Li 粒子よりα粒子の方が飛程が長いことがわかる。図 2 は B_4C 表面から放出される両荷電粒子の角度分布を示したものである。実線が中性子の減衰を無視した理論計算から求めた分布、丸印が PHITS による計算結果である。両者は良く一致すると共に、両荷電粒子の角度分布は一様ではなく、ある臨界角以上では減少していくことがわかる。図 3 はストロー検出器 1 本の中性子検出効率を計算したものである。最大の検出効率を示す B_4C の厚さは中性子波長によって異なり、λ=1.8Å では 3.7μm、λ=12Å では 1.84μm 程度である。図 4 はストロー検出器 1 本のトリガー効率の計算結果である。トリガー効率とは中性子検出効率と中性子吸収効率の比で、吸収された中性子のうち中性子として検出される割合を示す。トリガー効率は膜厚の単調減少関数で、膜厚が 1μm では約 80%である。また、その波長依存性はそれほど大きくなく、特に B_4C の厚さが 2μm 以下では波長に依存せず膜厚の単純な 1 次関数になることがわかる。当日は他のシミュレーション結果についても報告する。

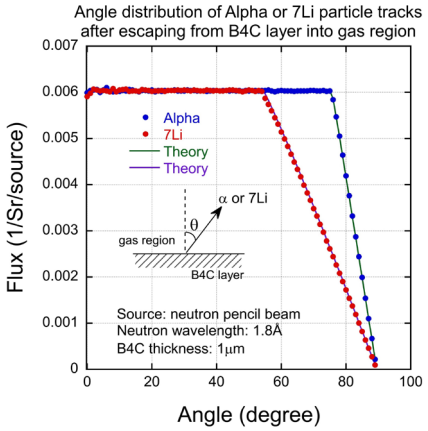


図 2　荷電粒子の角度分布

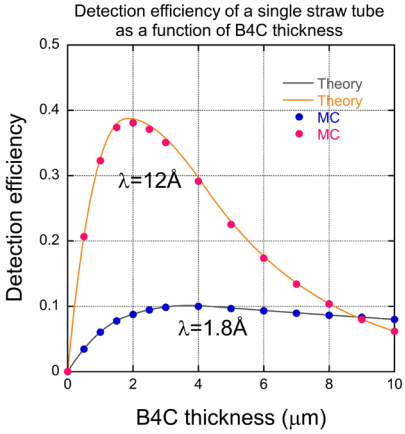


図 3　ストロー検出器の中性子検出効率

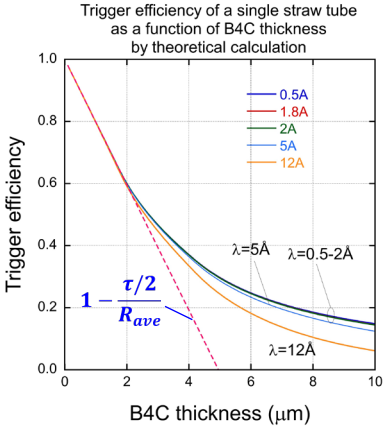


図 4　ストロー検出器のトリガー効率

参考文献

[1] 坂佐井他、2022 年原子力学会秋の大会 2M03、2023 年原子力学会秋の大会 2I08、2024 年原子力学会春の年会 2H02

*Kaoru Sakasai, Tatsuya Nakamura, and Kentaro Toh

Japan Atomic Energy Agency

中性子イメージングに向けた厚膜 BGaN 中性子検出器の検出特性評価

Neutron detection characterization of thick film BGaN detector for neutron imaging

*櫻井 辰大[1], 安藤 光佑[1], 工藤 涼兵[1], 小久保 瑛斗[2], 川崎 晟也[2], 都木 克之[1], 西澤 潤一[1,3], 若林 源一郎[4], 日野 正裕[5], 本田 善央[2], 天野 浩[2], 井上 翼[1], 青木 徹[1], 中野 貴之[1]

[1] 静岡大学, [2] 名古屋大学, [3] 浜松医科大学, [4] 近畿大学, [5] 京都大学

抄録

大きな中性子捕獲断面積を有する B 原子を構成元素に含む BGaN が新規中性子検出材料として提案されており、中性子イメージングに向けた検出器の開発が進められている。本報告では、BGaN 検出器の中性子検出特性の BGaN 膜厚依存性を実験および計算により評価した。

キーワード：BGaN、中性子検出器、半導体検出器、結晶成長、長波長中性子

1. 緒言

近年、中性子イメージング技術はセキュリティ分野など様々な分野において応用が進められている。それに伴って高い空間分解能を有する中性子半導体検出器の開発が期待されている。そこで、大きな中性子捕獲断面積を有する B 原子を構成元素に含む BGaN が新規中性子検出材料として提案されており、中性子検出器の開発が進められている。先行研究では、BGaN 中性子検出器において中性子由来のパルス信号が確認されたが、検出感度が低く S/N 比が小さいため、検出メカニズムに関連した詳細な評価については不十分であった[1]。本研究では、BGaN デバイスの中性子検出における膜厚の影響をシミュレーションと実験により評価し、さらに長波長中性子を用いた検出メカニズムの解析を実施した。

2. 実験方法

MOCVD 法による BGaN 結晶成長およびデバイスプロセスの実施により BGaN 中性子検出器を作製した。BGaN-pin 構造はサファイア基板上に Si ドープ GaN(2.0 μm), BGaN(1, 3, 5, 10 μm), Mg ドープ GaN(350 nm)を連続成長した。BGaN 薄膜の構造特性は、XRD および SEM により評価した。BGaN 検出器の放射線検出特性は、各放射線源のエネルギースペクトル測定により評価した。中性子照射実験は、近畿大学研究用原子炉（UTR-KINKI）及び日本原子力研究開発機構原子力科学研究所 JRR-3 の MINE-1 で行った。

3. 結果および考察

BGaN 検出器における中性子捕獲反応によって発生する生成荷電粒子が BGaN 層に与えるエネルギーを PHITS ver3.26 により計算した（Fig.1）[2]。BGaN 膜厚 300 nm 以下では、0.3 MeV 程度のエネルギーピークが支配的であったが、BGaN 膜厚 1 μm 以上では 2.3 MeV が支配的であった。この結果は、BGaN 膜厚が薄い場合には $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応による生成荷電粒子が有感層外に流出していることに起因する。さらに、1 μm-BGaN が中性子検出において十分なエネルギー弁別特性を持つ可能性を示している。次に、異なる BGaN 膜厚（1, 3, 5, 10 μm）の pin-BGaN 検出器を作製し、構造特性評価および中性子検出特性評価を実施した。X 線 Rocking Curve 測定による結晶性評価では、BGaN 膜厚が薄い場合に結晶性が良好で、厚膜化に伴い結晶性が低下することが確認された。UTR-KINKI における中性子照射実験では、BGaN 膜厚の増加に伴った結晶性の低下に起因したノイズが増加し、検出信号の弁別が困難となることが確認された。これは、結晶性が S/N 比に大きく寄与しており、デバイス特性に大きな影響を与えることが示唆している。この結果は、高 S/N 比が必要されるデバイスでは BGaN 膜厚の薄膜化も有用であることを示唆している。

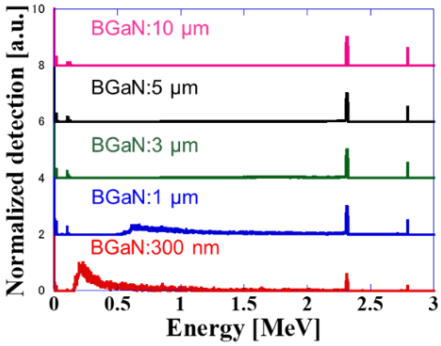


Fig 1.中性子捕獲反応によって BGaN 層に付与されるエネルギーの分布の計算結果

次に、ノイズが少ない測定環境である JRR-3 の MINE-1 にて、長波長中性子を用いた中性子照射実験を実施した[3]。本測定では B 含有量が多い 5, 10 μm の BGaN 検出器を用いて評価を行い、10 μm-BGaN デバイスによる中性子検出エネルギーピークの検出を達成した。α 線検出ピークとの比較から、中性子捕獲反応は基底状態と第一励起状態が検出されている可能性が示唆された。詳細なデータは当日の発表にて報告する。

【参考文献】 [1] T. Nakano, *et al*., J. Appl. Phys. **130** (2021) 124501 [2] T. Sato *et al*, J. Nucl. Sci. Technol. **61** (2024) pp127-135 [3] 日野正裕, 小田達郎, 波紋 **31**(2021) pp36-37

【謝辞】本研究の一部は中部電力(株）原子力安全技術研究所共同研究、日本原子力研究開発機構施設供用制度、名古屋大学未来材料・システム研究所共同利用・共同研究、科研費補助金(19H04394、23H00099)の援助により実施された。

*Tatsuhiro Sakurai[1], Ryohei Kudo[1], Kosuke Ando[1], Eito Kokubo[2], Seiya Kawasaki[2], Katsuyuki Takagi[1], Junichi Nishizawa[1,3], Genichiro Wakabayashi[4], Masahiro Hino[5], Yoshio Honda[2], Hiroshi Amano[2], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[1] and Takayuki Nakano[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Hamamatsu University School of medicine, [4]Kindai Univ., [5]Kyoto Univ.

高速中性子イメージングシステムの開発

Development of a fast neutron imaging system

*持丸 貴則[1]、小泉 光生[1]、髙橋 時音[1]、山口 郁斗[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2]
[1]JAEA、[2]近畿大学

大規模イベント会場等における核セキュリティ強化のため、開発しているプラスチックシンチレーターを用いた高速中性子イメージングシステムについて発表する。

キーワード：核セキュリティ、高速中性子検出器、波形弁別、プラスチックシンチレーター、位置敏感型光電子増倍管

1. 緒言

中性子は、物質による遮蔽効果が X 線と異なるため、相補的な測定が出来る。そのため、不審物の検査といった核セキュリティへの適用が期待される。中性子イメージングは非破壊検査などに応用されているが、主に加速器や原子炉等から得られる平行な低速中性子ビームが利用されている。そのため、イメージング装置は中性子施設に置かれ、検査現場等での適用は難しい。我々は、中性子発生管や Cf-252、AmBe(α,n)といった工業用中性子源とプラスチックシンチレーター(以下プラシンと言う)を組み合わせた高速中性子イメージングシステムの開発を開始した。プラシンは安価、軽量で加工、取り扱いも容易であるが、ガンマ線に対しても感度があるため、波形弁別 (PSD: Pulse Shape Discrimination) が可能なプラシン EJ-276DH を用い、ガンマ線と中性子の弁別を行い、S/N (Signal/Noise)を大きく改善することとした。

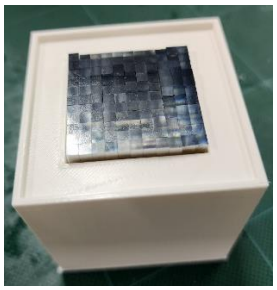


図 1 プラシン（11×11 本）

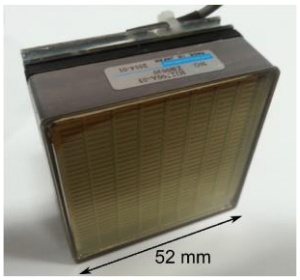


図 2 位置敏感型光電子増倍管

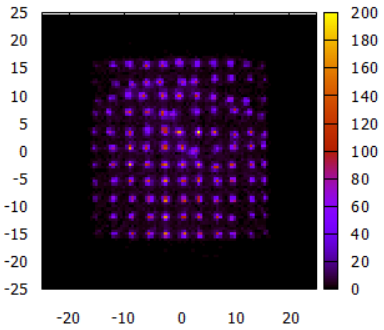


図 3 中性子カウント数分布

2. 波形弁別型プラシンと位置敏感型光電子増倍管

波形弁別型プラシンは、1MeV 以上の中性子に対して感度があるため、プラシンや周囲からの散乱中性子によるイメージのぼやけを低減することができる。試験用に開発したプラシンは、図 1 に示す様に 3×3×50 mm のプラシンを 11×11 の格子状にしたもので、3D プリンターで作成したプラスチックケースに取り付けた。個々のプラシンはアルミナイズドマイラーにより区切られており、プラシン間での光の干渉が起きない様にした。プラシンは光学グリスを塗布し、図 2 に示す位置敏感型光電子増倍管(Hamamatsu:H12700A-03) に取り付けた。位置敏感型の光電子増倍管からは最終段のダイノードと、4ch に抵抗分割されたアノードからの出力が得られ、ダイノード出力を波形弁別に、抵抗分割された 4ch のアノード出力を反応位置の導出に用いた。図 3 は作成した検出システムを近畿大学原子力研究所で試験した結果で、中性子のカウント数分布を示している。11×11 本のプラシンが区別できることが確認でき、このことからプラシン 1 本の 1 辺(3mm)程度での分解能で像が得られることがわかった。

3. 結言

波形弁別型プラシンと位置敏感型光電子増倍管を組み合わせた高速中性子イメージングシステムを開発し、試験を進めている。本システムは持ち運びや回転も容易なため、様々な応用が期待できる。

*Takanori Mochimaru[1], Mitsuo Koizumi[1], Tohn Takahashi[1], Ikuto Yamaguchi[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kindai Univ.,

シリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた飛行時間法による中性子エネルギースペクトルの計測

Measurement of neutron energy spectrum by time-of-flight method using silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*永井　寛大[1]，島添　健次[1]，Moh Hamdan[1]，青山　敬[2]，鈴木　崇仁[2]，中村　尚司[2,3]
[1]東京大学，[2]富士電機，[3]東北大学

シリコン(Si)半導体に比べ耐熱性・耐放射線性が高く幅広い環境で使用可能なシリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた中性子検出器の研究において、熱中性子の計測実験や検出器構造の最適化を行ってきた一方で高速中性子などのより広い中性子エネルギー帯の検出は未検討であった。そこで今回は飛行時間法を用い、大強度陽子加速器施設 (J-PARC)の BL10 にて、中性子のエネルギースペクトルを計測する実験を行った。

キーワード：放射線検出器、半導体検出器、中性子、飛行時間法、SiC

1. 緒言

シリコンカーバイド(SiC)半導体はシリコン(Si)半導体に比べ大きなバンドギャップを持つため耐熱性が高い。また、放射線耐性の高さも示されている。そのため、我々は SiC 半導体を用いた中性子検出器の研究を行っており、^{6}Li を用いた熱中性子の計測実験やシミュレーションによる構造の最適化を行ってきた。一方で、高速中性子などのより広い中性子エネルギー帯の検出は未検討であったため、今回は飛行時間法を用い、大強度陽子加速器施設 (J-PARC)の BL10 にて中性子のエネルギースペクトルを計測した。

2. 実験

図 1 のような計測体系で計測を行った。PETnet モジュール[1]に加速器のトリガ信号と検出器からの信号が入力された時間をそれぞれ記録し、トリガ信号と検出器からの信号の時間差をとることにより飛行時間を測定した。検出器からの信号はプリアンプとシェイパー、ダイナミック TOT[2]ボードにより処理されている。検出器には 3 V, 30 V, 300 V の逆バイアス電圧を印加し、ポリエチレン製の変換膜またはプラスチック板に LiF を塗布した変換膜をつけて中性子を照射した。

3. 結果

ポリエチレン変換膜使用時・LiF 変換膜使用時のそれぞれについて、計測された中性子のエネルギー分布に、中性子照射時とバックグラウンドで異なる傾向が見られた。一例として、右図 1 はバイアス電圧 30 V で LiF 変換膜を用いた場合の結果で、ビーム照射時はバックグラウンドではほとんど見られない 0.01~1 MeV のカウントが確認された。

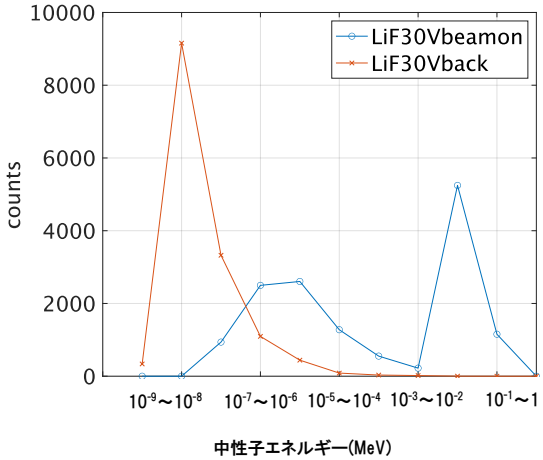


Fig.1 バイアス 30 V、LiF 変換膜使用時

参考文献

[1] Setsuo Sato et al. Development of Multichannel High Time Resolution Data Acquisition System for TOT-ASIC. IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, VOL. 68, NO. 8, AUGUST 2021. p1801-1806

[2] Kenji Shimazoe et al. Dynamic Time Over Threshold Method. IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, VOL. 59, NO. 6, DECEMBER 2012. p3213-3217

---

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3]
[1]UTokyo, [2]Fuji Electric, [3]Tohoku Univ.

加速器ベース BNCT 中性子ビームの中性子深度分布計測評価

Experimental Neutron Depth Distribution for Accelerator-Based BNCT

*上村 晃生[1]，原田 恭介[1]，髙田 真志[1]，中村 哲志[2]，島田 健司[3]，中村 勝[3]，藤井 亮[3]
[1]防衛大学校，[2]国立がん研究センター，[3](株)CICS

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)で患者への照射中性子ビームの品質保証をするために、中性子の深度分布をアルミニウム(Al)の中性子放射化法とイメージングプレートを併用した手法を用いて計測した。その結果は金放射化法で得られた深度分布と±5.5%以内で一致した。

キーワード：BNCT，熱中性子，放射化法，アルミニウム，イメージングプレート，深度分布

1. 緒言

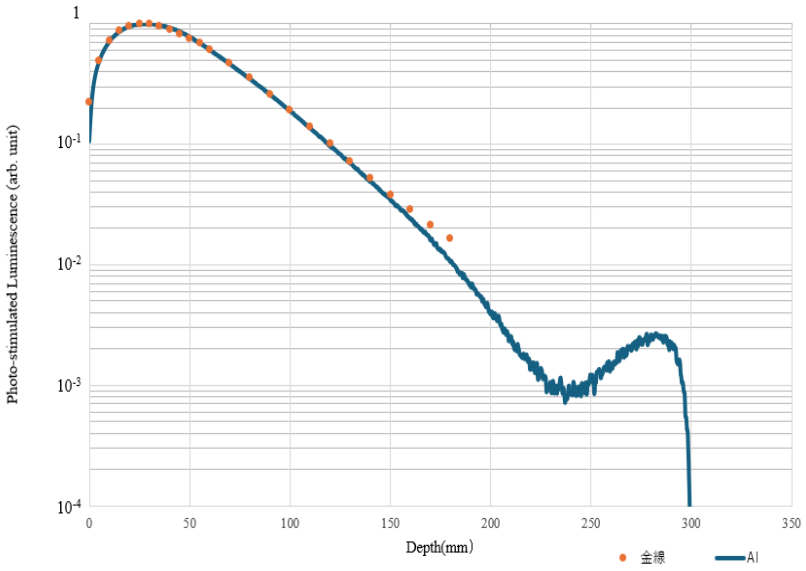
BNCT 治療において熱中性子の深度分布は治療の健全性を評価する上で重要である。現在、この中性子深度分布は金線を用いた放射化法により計測評価されているが、多大な時間を要するため医療従事者の負担が大きい。また、ある特定の深さの結果しか得られない。本研究では、この課題を克服できる Al の中性子放射化とイメージングプレート(IP)を併用した深度分布計測手法を考案した。

2. 実験手法

アクリル板(高さ 300mm、奥行き 300mm、幅 30mm)の側面に厚さ 80μm の Al テープを貼付した。このアクリル板の Al 面が中性子ビームの中心軸を通るように平行に配置し､左右をアクリル板で挟んで全体を 300mm にした。中性子ビームをアクリル板の天面側より 10 分間照射し、Al テープ中に半減期 2.8 分の^{28}Al の放射性同位体を生成した。この^{28}Al のベータマイナス崩壊により放出されるベータ線を IP で計測するために、中性子照射後アクリル板に貼付された Al テープを暗室で IP に 20 分間曝露した。生成された放射能空間分布が IP に転写された。その後 IP 読み取り機で放射能分布が得られる。この放射能分布から画像処理をすることでアルミ中の熱中性子空間分布すなわち深度分布が得られた。

3. 結果・結論

右図は Al 放射化法と標準手法である金放射化法で計測した深度分布を比較した結果である。縦軸は放射線量の相対値である PSL(Photo-Stimulated-Luminescence)値、横軸は深さを示し、橙点は金線、青線は Al をそれぞれ放射化させて計測した結果を表す。本計測手法を用いることでアクリル中の全深さ（0~300mm）に渡って熱中性子分布を連続的に計測できており､結果は深さ 30mm で 1 に規格化している。両者のアクリル中での深度分布は金放射化法で得られた結果と±5.5%の差異で一致した。本手法を用いることで容易に熱中性子の深度分布を計測でき、治療開始ごとに計測できるようになる。さらに、約 1 時間という短時間で中性子分布が得られるため、医療従事者の負担を軽減し、がん治療の安全性向上に貢献できる。



* Kosei Kamimura[1], Kyosuke Harada[1], Masashi Takada[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3]
[1]Nat'l Defense Acad., [2]Nat'l Cancer Center, [3]CICS

Si 基板および QST 基板上に作製した BGaN 検出器に対する長波長中性子を用いた中性子検出特性評価

Evaluation of neutron detection characteristics using long wavelength neutron for BGaN detectors grown on Si and QST substrate

*安藤 光佑[1], 西川 瞬[1], 櫻井 辰大[1], 川崎 晟也[2], 日野 正裕[3], 本田 善央[2], 天野 浩[2]
松本 倖汰[4], 伊藤 範和[4], 田中 岳利[4], 中原 健[4], 井上 翼[1], 青木 徹[1], 中野 貴之[1]
[1]静岡大学, [2]名古屋大学, [3]京都大学, [4]ローム株式会社

抄録

^{10}B 原子を構成元素に含む BGaN が新規中性子検出材料として開発されている。本研究では、イメージングセンサーの作製に向けて裏面加工プロセスが容易な Si および QST 基板上に BGaN デバイスを作製した。作製したデバイスに対して、JRR-3 の MINE-1 にて長波長中性子照射を行い、BGaN デバイスによる中性子検出エネルギースペクトルを得るに至った。

キーワード：BGaN、中性子半導体検出器、中性子イメージング、化合物半導体

1. 緒言

BGaN は大きな中性子捕獲断面積を持つ ^{10}B 原子を含むことから、新規中性子検出半導体として開発されている[1]。これまでの研究において、Al_2O_3 基板を用いた BGaN 検出器の作製が行われてきたが、中性子イメージングセンサーに向けた開発では裏面電極の作製が困難という問題点があった。そこで本研究では、基板除去及び裏面加工プロセスが容易な Si 及び QST 基板上への BGaN 中性子検出器の作製を提案し、開発を行った。各基板上に BGaN 中性子検出器の作製を行い、構造特性評価及びデバイス特性評価を実施した。中性子検出特性評価は、JRR-3 の MINE-1 にて長波長中性子ビームを用いた中性子照射実験により実施した。

2. 実験方法

本研究で使用したデバイスは、有機金属気相エピタキシー法(MOCVD)を用いて、Si および QST 基板上に 3.5 μm の BGaN 層を含む pin 構造を成長させて、デバイスプロセスにより BGaN-pin ダイオード検出器を作製した[2]。BGaN 層の構造特性評価には XRD、SEM を用いた。BGaN 中性子検出器の放射線検出特性評価として α 線照射実験(線源: ^{241}Am)および JRR-3 の MINE-1(中性子波長: ≧8 Å、中性子束: 1×10^6 n・cm^{-2}・sec^{-1})[3]にて中性子照射実験を実施した。

3. 結果および考察

図 1 に Si 基板上に作製した BGaN 検出器に対して(a)α 線及び(b)長波長中性子を照射し、得られたエネルギースペクトル及びピークフィッティング結果を示す。図 1(a)より、2.3 MeV-α 線エネルギースペクトルは BGaN 検出器の検出ゆらぎにより正規分布に似た広がりを示していることが確認された。図 1(b)より、長波長中性子照射で得たエネルギースペクトルは多重ピークプロファイルであった。ピークフィッティングにより、2 つのピークとノイズ成分により検出スペクトルを再現できた。得られた 2 つのピークは中性子捕獲反応の基底状態及び第一励起状態に由来したピークであると考えられる。QST 基板上の BGaN 検出器に対しても同様の結果を得た。さらに、測定結果から算出したピーク半値全幅(FWHM)の評価より中性子検出における結晶性の影響を評価できることが示唆された。

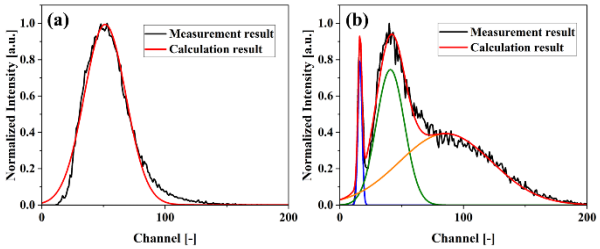


図 1 Si 基板上に作製した pin-BGaN 検出器に対して(a)α 線及び(b)長波長中性子を照射した際に得られたエネルギースペクトル

【参考文献】 **[1]** T. Nakano, *et al*, J. Appl. Phys. **130** (2021) 124501, [2] S. Nishikawa, *et al*., ICNS14 (2023) TuP-GR-26, [3] 日野正裕他, 波紋 **31**(2021) p36-37

【謝辞】 本研究の一部は、科研費補助金(19H04394、23H00099)の援助、日本原子力研究開発機構の施設共用制度、名古屋大学未来材料・システム研究所における共同利用・共同研究により実施された。実験に使用した QST 基板は信越化学株式会社より提供をいただいたものを使用している。

*Kosuke Ando[1], Shun Nishikawa[1], Tatsuhiro Sakurai[1], Seiya Kawasaki[2], Masahiro Hino[3], Yoshio Honda[2], Hiroshi Amano[2], Kota Matsumoto[4], Norikazu Ito[4], Taketoshi Tanaka[4], Ken Nakahara[4], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[1] and Takayuki Nakano[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Kyoto Univ., [4]ROHM Co., Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N04-06] Decommissioning of Reprocessing Plant, and Transport Package

Chair:Kouya Ganaha(TEPSYS)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2N04]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2N05]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*masayuki ohuchi[1], yoshiyuki kishi[1], hiroyasu isobe[1], takeshi yasuda[1], yuji yada[1], shohei suzuki[1], hayate tokoro[1], shota kusaka[1], keita shoji[1], hirotaka samoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2N06]

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package

Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*Kenichi Hakozaki[1] (1. National Maritime Research Institute)

11:05 AM - 11:10 AM JST | 2:05 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

東海再処理施設における工程洗浄
（3）低濃度の Pu 溶液の処理

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning
(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*柳橋 太[1]，長岡 真一[1]，磯部 洋康[1]，安田 猛[1]，矢田 祐士[1]，
鈴木 翔平[1]，所 颯[1]，草加 翔太[1]，荘司 渓汰[1]，佐本 寛孝[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の工程洗浄（低濃度 Pu 溶液の取出し）では、スチームジェットによる送液時における Pu ポリマーの生成リスクを解消させるため、U 溶液を混合し U/Pu 比を使用済燃料溶解液の値以上に調製した。
キーワード：東海再処理施設、廃止措置、工程洗浄、Pu 溶液

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置において、工程に残存する回収可能な核燃料物質を取り出す工程洗浄のうち、低濃度 Pu 溶液の取出しでは、MOX 粉末にするための関連設備の再稼働（点検整備）に係る労力、期間（約 2 年）に有用性がなく、高放射性廃液（HAW）として廃棄することとした。HAW としての廃棄では、使用済燃料の再処理運転時には用いないスチームジェットによる低濃度 Pu 溶液の送液を行うが、蒸気との接触による低濃度 Pu 溶液の温度上昇及び酸濃度の低下により Pu ポリマーの生成による臨界のリスクを伴う（図 1）[1] [2]。このため、Pu ポリマーの生成抑制を目的とした、U 溶液混合による送液を試みた。

2. 低濃度 Pu 溶液の処理方法

文献[3] [4]では U 共存下で U が Pu ポリマーの生成を抑制することが示されているが、U/Pu 比のしきい値については明確ではなかった。そこで、使用済燃料溶解液のスチームジェット送液時の U/Pu 比 59 を基に、安全裕度を考慮し U/Pu 比 70 以上となるよう低濃度 Pu 溶液と U 溶液を混合調製後に送液した。また、Pu ポリマーが生成した場合の対策として、解重合反応により Pu ポリマーを解消できるように、事前に送液先貯槽の酸濃度（受入後約 5 mol/L）を調製した[1]。

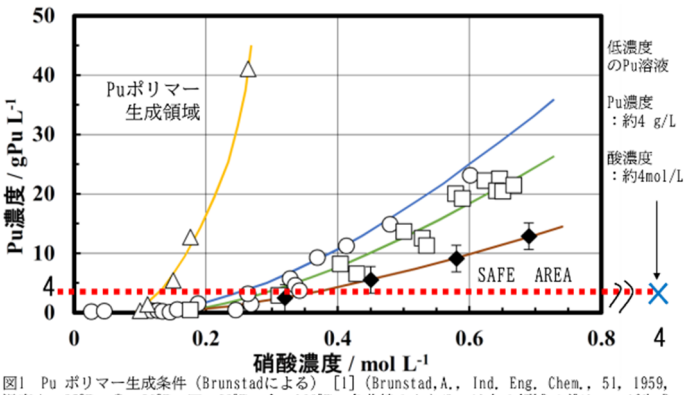


図1 Pu ポリマー生成条件（Brunstadによる）[1]（Brunstad,A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, 温度△：25℃，○：80℃，□：90℃，◆：100℃，各曲線の上あるいは左の領域でポリマーが生成

3. 低濃度 Pu 溶液の処理結果

低濃度 Pu 溶液と U 溶液の混合は、溶液中の U/Pu 比が 88 以上に調製され、その後のスチームジェットによる送液前後の複数回のサンプリング分析、観察において有意な Pu の減少はなく Pu ポリマーの生成は認められず、Pu ポリマー生成防止対策及び Pu ポリマー生成時の解消対策は有効であった。これらの処置対策により、臨界安全上問題なく、工程内に残留していた殆どの低濃度 Pu 溶液を HAW へ廃棄し処理を完遂させた。

参考文献

[1] 「再処理プロセス・ハンドブック第 3 版」，日本原子力研究開発機構，JAEA-Review2015-002，pp.527 - 530（2015）.
[2] Brunstad, A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, pp. 38 - 40.
[3] L. M. Toth, K. E. Dodson, ORNL, Annual Summer Meeting of the American Nuclear Society, Boston, Mass., (June 9-14, 1985)
[4] L. M. Toth, H. A. Friedman, and M. M. Osborne, J. inorg. nucl. Chem. Vol. 43, No. 11, pp. 2929 - 2934, (1981)

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1] and Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

東海再処理施設における工程洗浄
（4）U 溶液の取出し

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*大内 雅之[1]，岸 義之[1]，磯部 洋康[1]，安田 猛[1]，矢田 祐士[1]，
鈴木 翔平[1]，所 颯[1]，草加 翔太[1]，荘司 渓汰[1]，佐本 寛孝[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設（TRP）の廃止措置として、約 16 年間停止中のウラン脱硝施設（DN）を再稼働し、工程内から回収可能核燃料物質（U）を取出す操作（工程洗浄）を若手技術者への技術伝承を図りながら実施した。工程洗浄特有の低濃度 U 溶液の脱硝処理条件を設定して安定処理し、工程洗浄を完遂した。

キーワード：東海再処理施設，廃止措置，工程洗浄，ウラン脱硝

1. はじめに

廃止措置中の TRP では、除染・機器解体段階への移行前に、工程洗浄により回収可能核燃料物質（使用済燃料せん断粉末、Pu 溶液、U 溶液等）を取出す必要があり、段階的に工程洗浄を実施してきた。工程洗浄の最終段階として、最も残存量が多い U 溶液について DN を再稼働させ安定的に UO_3 粉末に脱硝し製品貯蔵施設に貯蔵した。また、貯槽の構造上残留する U 溶液は、廃液低減のために純水で希釈後、低濃度 U 溶液として可能な限り脱硝した。本報では、これら工程洗浄における U 脱硝処理のパラメータ設定及び脱硝結果について報告する。

2. U 溶液の取出し

U 溶液の取出しに際して、運転経験上、脱硝処理運転における運転停止要因の 6 割以上を噴霧ノズルの閉塞が占め、さらに噴霧ノズルの閉塞が発生するタイミングは U 溶液の供給開始直後が約 7 割であった。工程洗浄では、週単位での運転・停止を繰返す間欠運転を行うことから、噴霧ノズルの閉塞のリスク回避が見込める連続運転が困難であり、過去の再処理運転時のデータから脱硝塔及び蒸発缶の熱負荷バランスを評価し、ノズル閉塞を抑制するための工程洗浄特有の運転パラメータ（脱硝塔への供給 U 濃度、流量、脱硝温度、温水供給併用等）を設定した（表 1）。また、再処理運転時と同じ脱硝処理停止操作では、工程内に U 量が多く残留することから、その低減対策として、純水で希釈した低濃度 U 溶液の脱硝処理運転を行うことで、残留 U 量の低減を図った。低濃度 U 溶液の脱硝は、脱硝塔内で造粒プロセスが進行しづらく流動層高低下による安定運転の阻害要因となるため、脱硝塔への U 供給量を下げ、可能な限り脱硝処理を安定させる新たなパラメータを設定（表 1）するとともに、流動層の層高監視を強化した。

3. U 溶液の取出し結果

工程洗浄特有の運転パラメータを設定したことにより、脱硝処理停止時の残留 U 量を低減することができ、これにより低放射性液体廃棄物の発生量を約 93%削減した（表 2）。また、噴霧ノズルの閉塞を 1 回に抑えることができ、工程洗浄を計画より約 1 ヶ月短縮して完了させることができた。層高回復を目的とした、脱硝処理の進行に応じた脱硝塔の整備を計画的に実施することで、安定した脱硝処理運転を継続できた。

さらに、再処理運転経験の無い若手技術者に対して、長期停止状態の脱硝プラントの再稼働プロセスを機器の点検・整備段階から経験させることで廃止措置の次ステップである系統除染に必要な技術を伝承することができた。

表 1. 工程洗浄特有の運転パラメータ

項目		工程洗浄時	低濃度U処理時	再処理運転時
供給するU濃度	[g/L]	約700～900	約 60～100	約 900～1100
U供給流量	[L/h]	約 25～30	約 20	約 25～38
処理量	[t-U/日]	約 0.45～0.6	約 0.05	約 0.6～0.9
温水混合量	[L/h]	約 1～5	-	-
脱硝温度	[°C]	約 320～340	約 320～340	約 300～340
流動層の層高	[kPa]	約 35～68	約 40～68	約 35～68

表 2. 低減した残留 U 量及び廃液発生量

項目		工程洗浄時	再処理運転時
UNH貯槽（2基）	[kg-U]	約 6 (3/基)	約 112 (56/基)
UNH供給槽	[kg-U]	約 0.2	約 5
濃縮液受槽	[kg-U]	約 3	約 15
合計	[kg-U]	約 10	約 132
残留U廃棄時の廃液発生量	[m³]	約 18	約 260

約93%削減

*Masayuki Ouchi[1], Yoshiyuki Kishi[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], and Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency.

湿式の使用済燃料用輸送容器の遅延衝撃評価
（1）加速度データに基づく蓋ボルト引抜力の評価

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package
(1) Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*箱崎 健一[1]
[1]海上技術安全研究所

使用済燃料輸送物に課せられる９m落下試験において、収納物の遅延衝撃に伴う蓋ボルトの引抜力の増加は、安全解析上の大きな課題である。湿式容器の場合、内部水の影響で遅延衝撃は生じないと考えられてきた。しかし、過去の垂直落下試験の加速度データを再検討した結果、収納物の内部落下が無い場合でも遅延衝撃が生じる可能性が見出された。この結果に基づき、蓋ボルト引抜力の簡易的な評価方法を提案する。
キーワード：遅延衝撃，放射性輸送物，9m 垂直落下試験，使用済燃料用輸送容器，蓋ボルト引抜力

1. 緒言

乾式の使用済燃料用輸送容器（SF キャスク）では、蓋板の密封評価の観点から、収納物の容器内落下に基づく遅延衝撃が国際的な関心事となっている。しかし、既存データの再評価の結果、容器内落下が無い場合でも収納物影響による蓋ボルトの引抜力増加が示唆されるため、収納物の内部落下が生じない条件（例：湿式キャスク）に基づく遅延落下の評価方法を提案する。

2. 加速度データの再検討結果に基づく蓋ボルトの引抜力の評価

2-1. 収納物のバネ的挙動による蓋ボルト引抜力への影響評価

SF キャスクの蓋下垂直落下試験では、容器内の収納物の遅延落下が無い場合でも、収納物がバネとして作用することにより蓋ボルトの引抜き力が遅延して増加する可能性を示すことができる。しかし、照射後の燃料集合体の機械的特性を輸送物毎に確認することは不可能なため、過去の研究から推定されるバネ特性に基づき、安全側の仮定に基づく蓋ボルト引抜力の評価が必要である。

2-2. 安全側の仮定に基づく蓋ボルト引抜力の評価方法

従来の安全評価では、蓋ボルトの引抜力（F_{blt}）は、落下時に本体に作用する加速度の最大値（α_{max}）に基づき、下記の様に評価されていた。

$$F_{blt} = \alpha_{max} \cdot (m_{lid} + m_{cnt})/n$$　（m_{lid}：蓋板の質量、m_{cnt}：収納物の質量、n：ボルトの本数）

しかし、既存の加速度データの再検討の結果、収納物は蓋板上でバネとして作用していることが判った。また、過去に報告されている実機大の SF キャスクの落下試験結果から推定した収納物のバネ特性から推定した結果、蓋ボルトの引抜力は、安全側の仮定を設けることで以下となる。

$$F_{blt} = \alpha_{max} \cdot (m_{lid} + 2 \cdot m_{cnt})/n$$

3. 結論

内部落下が起きない条件においても、収納物のバネ挙動により蓋ボルトの引抜力が遅延して増加するため、この効果を考慮した密封評価が必要と考える。

参考文献

[1] Kenichi Hakozaki, Hiroaki Taniuchi & Shinichi Takahashi. “Acceleration calibration method for the drop test of radioactive package based on the rebound of specimen” Nuclear Engineering and Design 406 (2023) 112266

---

*Kenichi Hakozaki[1]
[1]National Maritime Research Institute

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B05-09] Advanced Fusion Material Technology

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2B05]

High temperature oxidation of neutron-irradiated tungsten materials and radioisotope release by oxide sublimation

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1,2], Teppei Otsuka[3], Makoto Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[5], Masashi Shimada[6] (1. Univ. of Toyama, 2. Tohoku Univ., 3. Kindai Univ., 4. NIFS, 5. Shizuoka Univ., 6. INL)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2B06]

Development of Tungsten Boride Cermet for Radiation Shielding Material in Fusion Reactor

*Kaiji Yamamura[1], Yasuyuki ogino[1], Yuki Jimba[1], Hao Yu[1], Sosuke kondo[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2B07]

Mechanical properties and Microstructure of Gas-atomized Cu-Y-Zr and WO_3 ODS-Cu towards the Overcoming of Trade-off between Strength and Conductivity

*Zimo Gao[1], Hao YU[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2B08]

The effect of YSZ addition on material properties of ODS-Cu

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Gibum Kim[2], JongHyeon Park[2], Seongbeen Lee[2], Takuji Oda[2], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku Univ., 2. Seoul National Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2B09]

Evaluation of strength for F82H by Micro-tensile testing

*Masami Ando[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

中性子照射タングステン材料の高温酸化挙動および放射化酸化物放出挙動

High temperature oxidation of neutron-irradiated tungsten materials and radioisotope release by oxide sublimation

*松本 あずさ[1]，波多野 雄治[1,2]，大塚 哲平[3]，小林 真[4]，大矢 恭久[5]，島田 雅[6]
[1]富山大学，[2]東北大学，[3]近畿大学，[4]核融合科学研究所，[5]静岡大学，[6]アイダホ国立研究所

熱重量測定装置および質量移行実験装置を用いて，中性子照射されたタングステン(W)の酸化速度および昇華性酸化物の飛散昇華速度，ならびにそれに伴うトリチウムと放射化物の放出速度を調べる．核変換で形成されるレニウム(Re)の影響に着目する．これらにより，核融合炉の真空喪失事故時における安全性評価に不可欠なデータベースの構築に寄与する．

キーワード：タングステン，酸化，熱重量分析

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向材料である W は燃料プラズマおよび高エネルギー中性子の照射を受け，トリチウムを取り込むと共に放射化する．真空喪失事故が起こると高温の W と酸素あるいは水蒸気の反応が生じるが，W や核変換生成物である Re の酸化物は高い蒸気圧を持つため，酸化に伴い放射化物およびトリチウムが飛散する懸念がある[1,2]．そこで日米協力 FRONTIER 計画では，アイダホ国立研究所に熱重量測定装置および質量移行実験装置を設置し，中性子照射 W の酸化速度および昇華性酸化物の放出速度を調べている．本発表では，設置した実験装置の概要と初期の成果を報告する．

2. 実験

熱重量測定(Thermogravimetric analysis TGA)には島津製作所製 TGA-50 を使用する．雰囲気ガスは Ar-20 %O_2 とし，一部の実験では室温程度の蒸気圧(約 3 kPa)の水蒸気を添加する．流量は 70 mL/min 程度を想定しているが，酸化が酸素および水蒸気の供給によって律速されることがないよう適宜調整する．試料には純 W および W-10 %Re 合金のディスク(φ6 mm×t0.5 mm)を使用する．純 W 試料の一部には米国オークリッジ国立研究所の研究炉 HFIR で RB-19J キャプセルを用いて中性子照射を実施している[3]．酸化温度は 873 K～1173 K とする．

質量移行実験では図 1 の装置を用い，上記と同様の純 W および W-10 %Re 合金ディスク試料を使用する．酸化温度は 873 K，1073 K とし，ガス流量は TGA 実験の結果に基づき決定する．

実験結果については発表当日報告する．

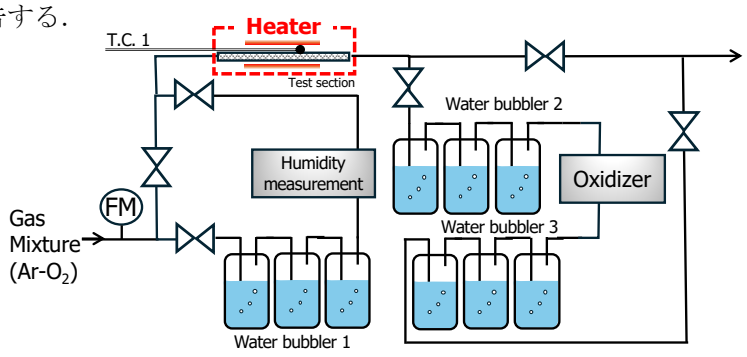


図 1 質量移行実験装置

参考文献

[1] S.C. Cifuentes et al., Corrosion Science 57 (2012) 114-121.
[2] T. Otsuka et al., Nuclear Materials and Energy 25 (2020) 100791.
[3] 上田良夫ら，プラズマ・核融合学会誌 96(2020) 129.

*Azusa Matsumoto[1], Yuji Hatano[1,2], Teppei Otsuka[3], Makoto Kobayashi[4], Yasuhisa Oya[5] and Masashi Shimada[6]
[1]Univ. of Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Kindai Univ., [4]NIFS, [5]Shizuoka Univ., [6]INL.

核融合炉遮蔽材適用に向けたホウ化タングステンサーメットの開発

Development of Tungsten Boride Cermet for Radiation Shielding Material in Fusion Reactor

*山村　海爾[1]、荻野　靖之[1]、陣場　優貴[1]、余　浩[1]、近藤　創介[1]、笠田　竜太[1]

[1]東北大学

抄録

核融合炉の放射線遮蔽材として期待されているホウ化タングステン（WB）は、難焼結性･低熱伝導性･低破壊靭性のため、構造材として使用しにくい問題がある。Cu を添加した WB-Cu サーメットは、遮蔽性能は低下するが、焼結性･熱伝導性･破壊靭性の改善が確認された。

キーワード：放射線遮蔽，ホウ化タングステン，炉材料

本文

球状トカマクは、中心にある超伝導コイルを放射線から防護するための遮蔽材を設置する領域が限られる問題がある[1]。ホウ化タングステン（WB）、特に W_2B_5 は既存の遮蔽材に比べ、中性子･γ線遮蔽性能が高い[2]ことから、球状トカマクの遮蔽材として期待されている。しかし、WB は高い融点と共有結合性により焼結性が悪く、緻密な焼結体を得るためには、2000 ℃以上でのホットプレスが必要になる[3]。また、WB の伝熱性･破壊靭性は低いため、構造材として使用するためには、これらの改善が必要である。本研究では、低融点、高熱伝導、延性材料である Cu を焼結助剤として添加した WB-Cu サーメットを作製し、WB の遮蔽性能、焼結性、伝熱性、破壊靭性への影響を明らかにする。

サーメットは、W_2B_5 の組成で作製した WB 粉末に Cu 粉末を添加し、パルス通電焼結（PECS）、1300 ~ 1500 ℃、15 min の焼結条件で、WB-10wt.%Cu サーメットを作製した。参照試料として Cu 助剤添加なしの WB 単相試料は、ホットプレス（HP）、1900 ℃、 50 MPa、3 h の焼結条件で作製した。得られた各焼結体の試料（φ10 mm、厚さ 2 mm）について、密度をアルキメデス法、熱拡散率を Xe フラッシュ法にて測定した。ビッカース硬さ試験で発生した試料表面の亀裂長さとナノインデンテーションによる押し込み弾性率から破壊靭性値の算出をした。放射線遮蔽性能は、粒子輸送計算コード PHITS を用いて解析した。

X 線回折（XRD）と電子プローブマイクロアナライザ（EPMA）によりサーメットには WB_2 相、Cu 相および未反応の B 相が存在することが分かった。相対密度は 92.4%、熱拡散率は 16.2 W･k/m、破壊靭性は 10.5 MPa･$m^{1/2}$ であり、Cu 助剤添加なしの試料に比べ相対密度、熱拡散率、破壊靭性はそれぞれ 1.03 倍、1.17 倍、1.46 倍に向上していた。サーメット化による特性向上は、WB 粒界に Cu 相が連続的に形成したため[5][6]であると考えられる。一方、PHITS による計算結果から、厚さを 50 cm としたとき WB-10wt.%Cu サーメットの遮蔽性能は Cu 助剤添加なしの試料に比べ、0.84 倍に低下することが分かった。Cu 添加による遮蔽性能の低下と材料特性の向上はトレードオフの関係にあるため、遮蔽性能要求を考慮した材料設計が可能となるように、Cu 添加量依存性についても今後明らかにする必要がある。

参考文献

[1] Y. Ono, et al., J. Plasma Fusion Res. 80 (11) (2004) 919-920.

[2] Y. Ogino, et al. 21th. ICFRM. (2023).

[3] M. S. Koval’chenko, et al., Poder Metall Met Ceram. 14(6)(1975) 469-473.

[4] A. Yang et al., App, Phys A. (2022).

[5] T. Maruyama, et al., Jour Nucl Sci Tech. 36(4)(1999) 380-385.

[6] H. Kitahara, et al., J. Japan Inst. Metals. 66(11)(2002) 1116-1121.

---

*Kaiji Yamamura[1], Yasuyuki Ogino[1], Yuki Jimba[1], Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1] and Ryuta Kasada[1]

[1]Tohoku Univ.

Mechanical properties and Microstructure of Gas-atomized CuYZr-WO_3 towards the Overcoming of Trade-off between Strength and Conductivity

*Zimo Gao[1,2], Diancheng Geng[1,2], Hao Yu[1], Yasuyuki Ogino[1], Sosuke Kondo[1], Ryuta Kasada[1]

[1]Institute of Material Research, Tohoku University

[2]Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University

Abstract :

ODS-Cu was recognized as candidate of heat sink materials for divertor in fusion reactor. This research fabricated the CuYZr-WO_3 ODS-Cu alloy by mechanical alloying, showed great mechanical properties and thermal diffusivity simultaneously. The WO_3 addition for ODS-Cu dramatically enhance the production rate as a process control agent (PCA) and decomposed in MA process led to the formation of Y-Zr-O complex oxide and tungsten particles in ODS-Cu.

Keywords: Heat sink material, ODS-Cu, thermal diffusivity, oxide particles

1. Introduction

Copper alloys are good candidate for heat sink materials in fusion reactors due to their excellent thermal conductivity. Nonetheless, further improvements on mechanical properties and irradiation resistance were expected. Cu-Y_2O_3 type ODS-Cu made by mechanical alloying showed excellent mechanical properties and irradiation resistance[1]. Furthermore, Zr addition into the ODS-Cu can improved the mechanical properties by the formation of complex oxide such as $Y_2Zr_2O_7$[2] and YSZ[3]. However, the coarsening of powders in MA process due to the high ductility of Cu is a critical issue towards their mass-production. In this research, WO_3 was chosen as a PCA in the MA process of ODS-Cu powder as well as an excess oxygen supplement in order to improve the coarsening of powder and overcome the trade-off between mechanical properties and thermal conductivity in Cu alloys.

2. Experimental

In this research, gas atomized Cu-Y-Zr powder and WO_3 powder were mechanically alloyed by water-cooling ball milling machine at a rotation speed of 500 rpm in Argon atmosphere. The MAed powder was filtered by the mesh of 500μm and sintered at 880 ℃ with a load of 50 MPa.

3.Results

The WO_3 addition significantly refined the size of MAed powder, achieving an average size of 270 μm, and increase the production rate of MAed up to almost 100%. As for X-ray diffraction results, the WO_3 peaks disappear in the MAed powder and existed as pure tungsten peak and Y-Zr oxide peak in the as-sintered sample. The as-sintered CuYZr-WO_3 sample achieved the Vickers hardness of 286 HV0.1 and thermal diffusivity of 70.2 mm^2s^{-1} at room temperature. TEM observations revealed that the nanosized Y-Zr complex oxide and pure tungsten particles dispersed inside the grain and pinning on the grain boundary.

4.Conclusion

WO_3 addition into ODS-Cu can effectively refined the MAed powder and improved their production rate. WO_3 decomposed during MA process was precipitated as pure tungsten particle and gave excess oxygen in as-sintered sample, leading to the formation of Y-Zr complex oxide and contributing to the mechanical properties of ODS-Cu.

References

[1] Liu, Yuchen, et al. Nuclear Materials and Energy 26 (2021): 100903.

[2] Gao, Zimo, et al. Journal of Alloys and Compounds 899 (2022): 163328.

[3] Saito, Toshiki, et al. Journal of Alloys and Compounds 983 (2024): 173852.

ODS-Cu の材料特性に対する YSZ 添加の影響

The effect of YSZ addition on material properties of ODS-Cu

*齋藤 隼輝[1]，余 浩[1]，高 子墨[1], Kim Gibum[2], Park JongHyeon[2], Lee Seongbeen[2], Oda Takuji[2],
笠田竜太[1]
[1]東北大学，[2]Seoul National University

核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、熱力学的安定性に優れる酸化物粒子を Cu 母相中に微細分散させた酸化物分散強化銅合金が注目されている。本研究では、ZrO_2 系酸化物のイットリア安定化ジルコニア (YSZ) を添加した Cu-YSZ を作製し、その添加が材料特性に及ぼす影響を評価した。

キーワード：ダイバータヒートシンク、銅合金、ODS 銅合金

1. 緒言

原型炉以降の核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、熱力学的安定性に優れた酸化物粒子を微細・緻密に Cu 母相中に分散させ、Cu 由来の熱伝導性と、高温強度や耐照射性を持たせることを志向した酸化物分散強化銅合金 (ODS-Cu) が注目されている。Cu-Y_2O_3 系 ODS-Cu に Zr を添加した Cu-Y_2O_3-Zr [1]中では、他の ODS 合金では報告のなかった酸化物であるイットリア安定化ジルコニア (YSZ) の微細粒子が形成しており、YSZ が ODS-Cu の微細分散粒子として有用である可能性が示唆された [2]。そこで本研究では、YSZ 分散 ODS-Cu (Cu-YSZ) を作製し、材料特性に対する YSZ 添加の影響を解明することを目的とした。

2. 実験手法

水冷式ボールミル装置により Cu 粉末と YSZ 粉末をメカニカルアロイング (MA) し、Cu-YSZ 合金粉末を作製した。作製した合金粉末について、放電プラズマ焼結を用いて固化成形した。焼結前後の Cu-YSZ について X 線回折測定 (XRD) を行い、また焼結体の熱拡散率測定、ビッカース硬さ試験、微細組織観察を行った。比較として、ITER 用ダイバータヒートシンク構造材料の候補材とされた Glidcop® Al-15 (Glidcop) についても熱拡散率測定とビッカース硬さ試験を行った。

3. 結果と考察

Cu-YSZ では、Cu-Y_2O_3-Zr と比較して合金粉末が粗大化しにくい傾向が見られた。焼結体中では、YSZ の形成を示唆する XRD ピークが見られ、また熱拡散率は、Cu-Y_2O_3-Zr より向上した。熱拡散率向上の原因として、合金中の不純物元素が Cu-Y_2O_3-Zr と比較して減少した可能性がある。一方で、ビッカース硬さは Cu-Y_2O_3-Zr より低く Glidcop と同等であった。Cu-YSZ で強度の著しい向上がなかった理由として、焼結体の緻密化が不十分である可能性が考えられる。

4. まとめ

本研究により、Cu と YSZ の MA では、合金粉末が粗大化しにくく、均一に粉砕されると示唆された。また Cu-Y_2O_3-Zr よりも熱拡散率が改善していた。YSZ 添加が ODS-Cu の強度に与える影響については、焼結密度を改善した上で再評価を行う必要がある。

参考文献

[1] Z. Gao *et al*., J Alloys Compd 899 (2022) 163328.
[2] T. Saito *et al*., J Alloys Compd 983 (2024) 173852.

---

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Gibum Kim[2], JongHyeon Park[2], Seongbeen Lee[2], Takuji Oda[2], and Ryuta Kasada[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Seoul National Univ.

超微小引張試験による F82H 鋼の強度特性評価

Evaluation of strength for F82H by Micro-tensile testing

*安堂　正己[1]，野澤　貴史[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

照射を受けた F82H 鋼の機械的特性がどの程度変化（劣化）するのかを把握するためのツールとして、これまで模擬照射実験・微小硬さ評価を進めてきている。本報告では複合イオン照射された F82H 鋼のシングルブロック部を対象に、ノッチ付超微小引張試験から得たマイクロ破断強度評価について報告を行う。

キーワード：低放射化フェライト鋼，イオン照射実験，超微小引張試験

1. 緒言

核融合原型炉ブランケット構造材料の候補材として低放射化フェライト鋼の開発を進めている。核融合環境下では、ヘリウムによる脆化促進の懸念があるが、現状その理解は十分ではない。複数の加速器を用いたイオン照射実験では、核融合中性子照射の特徴である弾出し損傷の導入と核変換ヘリウムの生成を部分的に模擬することができる利点を有するが、評価体積が非常に小さく、これまで主に電子顕微鏡観察によるボイドスエリングの評価、微小硬さ試験（圧縮試験）による照射硬化量の評価に限られていた。本研究では、超微小引張試験法による、マイクロ領域の破断強度の評価を試みた。

2. 実験方法

F82H IEA ヒートを対象に、10.5MeV の Fe^{3+}イオンと 1.05MeV の He^{+}イオンによる照射実験を行った。デュアルイオン（Fe+He）照射では、He 量は約 15appm/dpa とした。照射温度は照射硬化が顕著な 300℃付近とし、照射量は最大 80dpa とした。照射後は、F82H 鋼のシングルブロックを対象に、集束イオンビーム（FIB）加工装置を用いて、超微小引張試験を実施した。照射領域での破断強度の評価を行えるように、図１のようなノッチ付超微小引張試験片を採用し、この破断直前の最大応力をマイクロ破断強度として定義した。

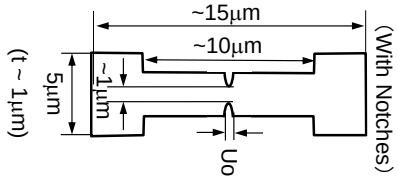


図１　ノッチ付引張試験片

3. 結果と考察

図２は、イオン照射した F82H 鋼の 300℃、80dpa までの超微小引張試験から得た破断強度の結果である。ヘリウムの有無にかかわらず、300℃で照射した F82H では、顕著な照射硬化が生じるが、マイクロ破断強度は 20dpa 付近までは、未照射材と同等の結果となった。さらに高照射量（>40dpa）では、破断強度は照射量とともに増加する傾向にあった。試験後の破面形状も、より変形量の少ない平坦な形状となる傾向にあった。総ヘリウム量は照射量の増大とともに増加するが、300℃、80dpa デュアル照射 F82H においては破断強度のばらつきもより顕著となる結果が得られた。

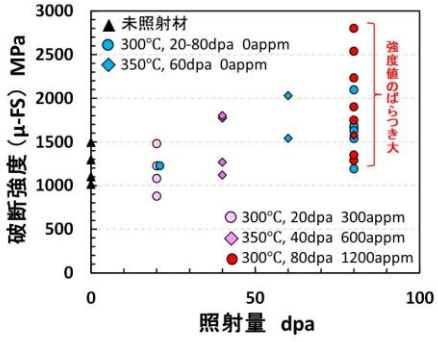


図２　破断強度と照射量との関係

4. 結論

本手法により、イオン照射材 F82H 鋼の破断強度の比較、さらに破断強度の上昇はマイクロ領域での変形しにくさを示すとも考えられることから、変形能に関する新たな指標として利用できる可能性を得た。

*Masami Ando[1] and Takashi Nozawa[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 2:55 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E05-09] FP Behavior

Chair:Kenichiro Nozaki(TEPSYS)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2E05]

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC

(12) Improvement of FP aerosol deposition model and validation analysis for NSPP aerosol experiment

*Atsuo Takahashi[1], Toshiharu Mitsuhashi [1], Achihiro Hamano[1], Fumitomo Onishi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], Masanori Naitoh[1] (1. AdvanceSoft Corporation)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2E06]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(6) Construction of dataset for chemical reaction kinetics on Cs-I-Ag-In-Cd system

*Shuhei Miwa[1], Hidetoshi Karasawa[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2E07]

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(7) Evaluation of chemical reactivity for Cs-I-Ag-In-Cd-H2O system

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1], Chiaki Kino[2] (1. JAEA, 2. IAE)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2E08]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(4) Experimental study on FP removal effect at the equipment hatch during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Kohei Ono[1], Wei Liu[2], Koji Morita[2] (1. CRIEPI, 2. Kyushu Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2E09]

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident

(5) Experimental study on aerosol removal effect in a parallel-plate slit channel

*Tatsuki Hozumi[1], Akihiro Kakoi[1], Koji Morita[1], Wei Liu[1], Kohei Ono[2], Koichi Nakamura[2] (1. Kyushu Univ., 2. CRIEPI)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故時原子炉建屋・格納容器の熱流動解析コード Advance/BAROC の開発
（12）FP エアロゾル沈着モデルの改良と NSPP エアロゾル実験による検証解析

Development of Reactor Building and Containment Vessel Thermo-Fluid Dynamics Code, Advance/BAROC
(12) Improvement of FP aerosol deposition model and validation analysis for NSPP aerosol experiment

*高橋 淳郎[1], 三橋 利玄[1], 浜野 明千宏[1], 大西 史倫[1], 波田地 洋隆[1], 小池 秀耀[1], 内藤 正則[1]
[1]アドバンスソフト株式会社

Advance/BAROC コードに組み込まれている FP（核分裂生成物）エアロゾル挙動解析モデルをより高度なモデルに改良し、FP エアロゾルの再浮遊モデルを新たに組み込んだ。改良したコードの妥当性を検証するため、NSPP（Nuclear Safety Pilot Plant）エアロゾル実験を対象に解析を行った。

キーワード：BAROC、3 次元圧縮性流体解析、過酷事故、エアロゾル粒子沈着モデル、重力沈降、熱泳動、拡散泳動、トレーサー、NSPP

1. 緒言

既報[1]では BAROC コードを用い、NSPP エアロゾル試験[2][3]を対象としてエアロゾル拡散、沈着挙動解析を行い、実験結果と概ね一致することが確認できたが、重力沈降によるエアロゾル沈着モデルが簡易的なものであり、またエアロゾルの再浮遊モデルが組み込まれていなかった。今回はこれらの点を改良したうえで、NSPP エアロゾル実験を対象にエアロゾル拡散、沈着挙動解析を行った。

2. コード改良と解析方法

エアロゾル沈着モデルは、Brown 拡散、乱流拡散、重力沈降による沈着を統一的に扱え、かつ、傾斜面も考慮できる沈着モデル[4]に改良した。エアロゾルの再浮遊モデルは過酷事故解析コード MELCOR で用いられている Vainshtein の抗力による粒子の再浮遊モデル[5]を組み込んだ。

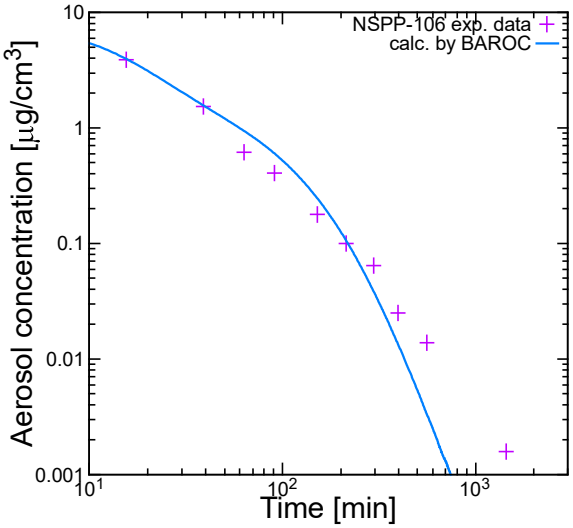


図 1 エアロゾル濃度の時間変化（点は実験値、実線は BAROC コードによる計算値

NSPP エアロゾル実験で使用された円筒形の格納容器(高さ 5.49m、直径 3.05m)の 3 次元モデルを作成し、NSPP 試験と同様の粒径分布を有する Na_2O または Fe_2O_3 エアロゾルを流入させ、格納容器内の浮遊エアロゾル濃度の時間変化を解析した。

3. 結果

解析結果の一例を図 1 に示す。BAROC コードによる解析結果は NSPP 試験結果と良好に一致する結果が得られた。今後は改良した BAROC コードを用いて福島第一原子力発電所の実機解析を進める方針である。

参考文献

[1]高橋ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会講演要旨集, 2O18 (2023).
[2] R. E. Adams et al., NUREG/CR-1767 (1981).
[3] R. E. Adams et al., NUREG/CR-4798 (1987).
[4]島田ら，エアロゾル研究, Vol.3, No.4, (1988).
[5] P. Vainshtein et al., Phys. Rev. Lett. Vol.78, No.3, (1997)

*Atsuo Takahashi[1], Toshiharu Mitsuhashi[1], Achihiro Hamano[1], Fumitomo Onishi[1], Hirotaka Hadachi[1], Hideaki Koike[1], and Masanori Naitoh[1]
[1]AdvanceSoft Corporation

SA 時の FP 挙動モデルの評価
(6) Cs-I-Ag-In-Cd 系の化学反応データセットの整備

Evaluation of FP Behavior Models in SAs
(6) Construction of dataset for chemical reaction kinetics on Cs-I-Ag-In-Cd system

*三輪 周平，唐澤 英年
JAEA

軽水炉シビアアクシデント（SA）時における核分裂生成物挙動解析のための化学挙動データベース ECUME の開発の一環として、セシウムやヨウ素の化学挙動に与える PWR 制御材の影響を速度論的に評価できるように銀-インジウム-カドミウムを含む化学反応データセットを整備した。

キーワード：ソースターム、セシウム、ヨウ素、PWR、ECUME

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースタームの評価技術高度化に向けて、SA 時の放出移行時における核分裂生成物（FP）の化学挙動を解明し、化学挙動評価に必要となるデータセットやモデルをデータベース化することを目的とした基礎基盤研究を実施している。この中で PWR 制御材である銀（Ag）、インジウム（In）、カドミウム（Cd）は、SA 時の炉内や冷却配管内においてヨウ素（I）との化学反応により、揮発性の異なる蒸気種を形成し、ソースタームに影響を与える可能性が考えられる。ヨウ素に係る反応は速度論的な解析が必要であることから[1]、化学挙動を評価するためには、これらの化学反応データセットが必要となる。そこで、ヨウ素との反応に関わるセシウム（Cs）やモリブデン（Mo）も加えた Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における化学反応データセットを整備することを目的に、主要な素反応の反応速度定数を求め、整理した。

2. 反応速度定数の解析手法

先ず、Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系化学種において様々な SA 時の温度、雰囲気条件にて化学平衡計算を行い、安定な蒸気種を選定した。この安定な蒸気種を生成物とする素反応として、すでに化学挙動データベース ECUME [2]に格納されている Cs-I-Mo-B 系の反応式 252 式に加え、新たに 122 式を選定した。量子化学計算により Nudged Elastic Band 法を用いた反応の最小エネルギー経路を決定し、遷移状態における分配関数を求めることで、これらの素反応式における化学反応速度定数を導出した[2]。

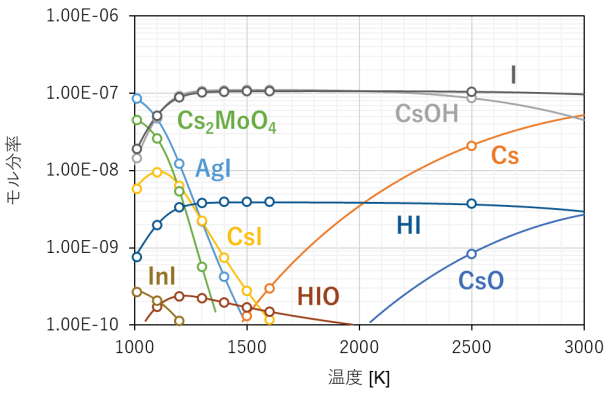


図 1　Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における長時間の化学反応計算（プロット）と化学平衡計算（線）の比較

3. 検証方法及び結果

素反応から成る化学反応データセットでは、主要な化学反応式に抜けがないことが前提となる。そこで、Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における所定のモル分率、温度条件において、長時間の化学反応速度計算と化学平衡計算（反応時間が∞と仮定した計算）の結果を比較した。化学反応計算、化学平衡計算はそれぞれ、Cantera、Thermo-Calc ソフトウェアを用いた。比較した結果を図 1 に示す。これより、FP である Cs、I の蒸気種は両計算において同じ値となり、主要な素反応で抜けがないことを確認した。

4. 結論

PWR の SA 時のソースターム評価技術高度化に向けて、Cs-I-Mo-Ag-In-Cd 系における化学反応データセットを整備した。今後、実験解析等を進め、本化学反応データセットの反応速度の妥当性を確認していく。

参考文献

[1] L. Cantrel, et al., Nucl. Technol., 144(1), pp.1-15 (2003)　[2] S. Miwa et al., JAEA-Data/Code 2019-017, 59 Pages, 2020/03

*Shuhei Miwa and Hidetoshi Karasawa
JAEA

SA 時の FP 挙動モデルの評価
（7）Cs-I-Ag-In-Cd-H_2O 系での化学反応性評価

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(7) Evaluation of chemical reactivity for Cs-I-Ag-Cd-H_2O system

*唐澤 英年[1]，三輪 周平[1]，木野 千晶[2]

[1]JAEA，[2]エネ総研

シビアアクシデント（SA）時におけるガス状ヨウ素の生成挙動の評価には化学反応計算が必要であり、ノードジャンクション法の SA 解析では温度だけでなくノードサイズの考慮も必要なことを確認した。

キーワード：SA 解析、化学反応解析、ガス状ヨウ素、ノードサイズ、ECUME、SAMPSON

1. 緒言

より現実的なソースターム評価のため、核分裂生成物（FP）挙動モデルの検討を行っている。Phebus-FP 試験から、ガス状ヨウ素の評価には化学反応解析が重要で、特に 1,100 K 以下では化学平衡計算では評価できないことが報告されている[1]。実機評価を対象にしたシビアアクシデント（SA）解析における FP 挙動評価では、ノードジャンクション法が用いられ、ノード内は一定温度・均一濃度を仮定し、以下の計算を行っている；蒸気種 FP に対しては吸着計算を行い、エアロゾルに対してはエアロゾルの生成・成長・沈着の計算を行う。今回、気相中での化学反応を SA 解析コードにて計算できるように、化学反応モジュールを組込み、ヨウ素蒸気種の化学反応挙動を調べた。

2. 化学反応解析

上記文献[1]で紹介されている Phebus-FPT1 一次系解析を対象とし、上記文献[1]の解析条件を用いて化学反応解析を行った。一次系を 12 ノードに分け、ノード(1)は模擬炉心で温度 1,800 K とし、ノード(7&8)は模擬蒸気発生器入口の hot-leg で温度 973 K とし、ノード(11&12)は蒸気発生器出口の cold-leg で温度 423 K とした。化学反応解析は、上記文献[1]と同じ 44 反応の正逆反応速度定数を用い、炉心温度 1,800 K における FP 放出速度を用い、FP は単原子で燃料から放出されたと仮定した。各ノード内での化学反応時間は、ノードサイズで決まるノード体積と体積流量から求めた。今回の解析では、ヨウ素蒸気種の化学挙動を評価するため、FP 蒸気の吸着を無視しエアロゾル生成の起きない 973 K 以上のノードを解析対象とした。

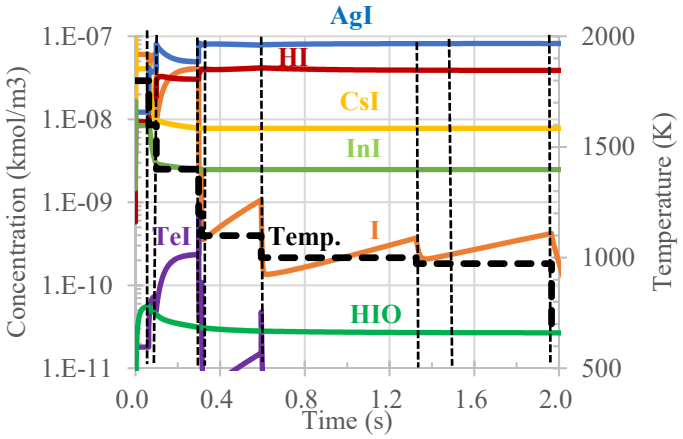


図 1　各ノードにおけるヨウ素蒸気種濃度の経時変化

3. 解析結果

ノード(n)の入口濃度はノード(n-1)の出口濃度とし、ノード(n)内のヨウ素蒸気種濃度を、温度一定で化学反応時間の間計算し、その結果をノード(n+1)の入口濃度とした。図 1 に示すように、ヨウ素蒸気種濃度はドットで示したノード境界での変化が大きくなった。特に、I の濃度変化は大きく、ノード間の温度差と化学反応時間に依存した。HIO に関しては、ノード間での変化が少なかった。

4. まとめ

SA 解析コードではノード分割を行うが、温度差と化学反応時間の考慮が必要であることが分かった。

参考文献

[1] L. Cantrel, et al., Nucl. Technol., 144(1), pp.1-15 (2003).

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1] and Chiaki Kino[2]　　[1]JAEA, [2]IAE

シビアアクシデント時の格納容器貫通部における核分裂生成物の除去効果に関する研究
（4）シビアアクシデント時の機器ハッチにおける FP 除去効果に関する実験的研究

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident
(4) Experimental study on FP removal effect at the equipment hatch during a severe accident

*中村 康一[1]、大野 耕平[1]、劉 維[2]、守田 幸路[2]
[1]電力中央研究所、[2]九州大学

原子力発電所のシビアアクシデント（SA）時に核分裂生成物（FP）の漏えいが発生しうる格納容器（CV）貫通部の一つに機器ハッチ（EH）が挙げられる。EH における漏えい経路は狭く複雑であり、エアロゾル状 FP の沈着が見込まれる。本論文では実験による EH における FP 除去効果の評価結果を示す。

キーワード：シビアアクシデント、核分裂生成物挙動、格納容器貫通部、機器ハッチ、エアロゾル

1. 緒言

SA 時には CV の漏えい個所で FP 沈着効果が発生しうる。この効果を明らかにするため原子力発電技術機構は BWR の電気貫通部及びフランジガスケットに対する SA 条件下の除染係数(DF)を試験により取得した[1]。本研究では PWR 等で採用される EH に対する DF を取得した。

2. 試験方法

前報[2]で構築したタング＆グルーブ型構造の EH フランジに対するエアロゾルの DF を取得する試験装置を適用する（図 1）。エアロゾルを含む空気を試験部に流入させ、試験部前後のフィルタ捕集から得られるエアロゾル濃度により DF を得る（DF＝ 試験部上流濃度/下流濃度）。試験条件は設計漏えい（流量~5L/min）及び SA 時 CV 破損条件（流量 40~260L/min）を対象とし、FP 沈着が期待可能な条件及び保守性を考慮し、隙間高さ 0.1~1mm、流量 0.1~70L/min と設定した。FP 模擬物質には事故時 FP の粒子径（数μm）と同程度のシリカを適用した。

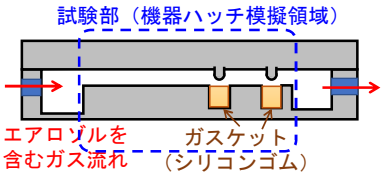


図 1　機器ハッチ試験装置
流れ方向断面

3. 試験結果

得られた DF を図 2 に示す。いずれの隙間高さでも流量増加につれ DF が低下した。特に低流量条件では、ガスケット手前の床面への大量のエアロゾル沈着が試験後に観察された。このことは、低流量では重力沈降が主要な FP の沈着要因であることを示す。なお高流量条件では、ガスケット付近で比較的濃い沈着痕が確認された。ガスケット部の流れ方向の急な変化で生じる慣性衝突が高流量では一定程度寄与する可能性を示す。

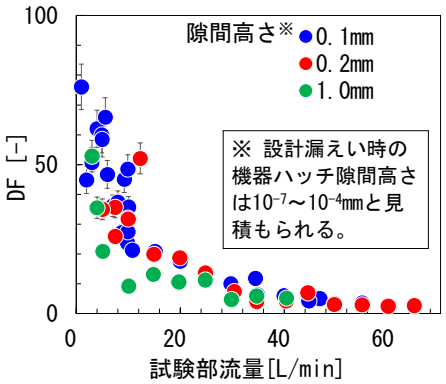


図 2　試験部流量に対する DF 測定結果

4. 結言

本試験で得られた EH からの漏えい時の DF は、試験範囲及び条件の保守性に留意しつつ、漏えい流量や破損形態を SA 解析コード等から得ることで事故時ソースタームの評価に適用することができる。

参考文献 [1] 原子力発電技術機構、重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告、2003 年 3 月
[2] 中村他、2022 年春の年会、1E09

*Koichi Nakamura[1], Kohei Ono[1], Wei Liu[2] and Koji Morita[2]
[1]CRIEPI, [2]Kyushu Univ.

シビアアクシデント時の格納容器貫通部における核分裂生成物の除去効果に関する研究
（5）平行平板スリット流路におけるエアロゾル除去効果に関する実験的研究

Study on FPs removal effect on the containment penetrations during a severe accident
(5) Experimental study on aerosol removal effect in a parallel-plate slit channel

*穂積 立樹[1]、栂 明宏[1]、守田 幸路[1]、劉 維[1]、大野 耕平[2]，中村 康一[2]
[1]九大，[2]電中研

原子力発電所において重大事故が発生した場合、核分裂生成物（FP）が格納容器破損部位から原子炉建屋を経由して環境へと放出される可能性がある[1]。本研究では、格納容器破損部位からの FP 放出量について機構論的な評価手法を構築するため、軽水炉の格納容器貫通部の中でも FP の除染係数が小さいことが見込まれる「機器ハッチ」もしくは「ドライウェル（D/W）ヘッド」の「タング＆グルーブ型フランジ」の基礎形状である平行平板スリット試験体を用いて FP 沈着効果に関する模擬試験を実施している。本発表では、取得した基礎データについて報告する。

キーワード：シビアアクシデント、核分裂生成物挙動、格納容器貫通部、機器ハッチ、エアロゾル

1. 緒言

レベル 2 PRA 評価技術を高度化するため、輸送メカニズムに基づいたエアロゾル移行評価手法の構築に関する基礎研究を行っている[2][3]。本発表では、FP 放出部位を想定した基礎形状として平行平板スリット試験体を用いた FP 沈着試験の結果及び既存モデルとの比較について報告する。

2. 実験方法と結果

アトマイザにより発生させたエアロゾル状の模擬 FP 粒子（シリカ、硫酸バリウム）を窒素ガスと混合し乾燥させ、試験ライン中に設置した平行平板スリット試験体へ導入する。試験体を通過した FP 粒子はサンプリングフィルタにより回収され、窒素ガスは大気に排出される。各試験では、サンプリングフィルタを試験体の入口または出口に設置して、2 回に分けて FP 粒子の捕集を行った。捕集された粒子の質量から試験体の入口と出口の粒子濃度をそれぞれ求め、その比を除染係数（DF）とした。本試験では、スリット高さ（2 ~ 4 mm）、窒素ガス流量（3 ~ 6 L/min）、粒子径（MMD 2.03 ~ 3.78 μm）が DF に与える効果を評価した。その結果、流量、スリット高さが大きくなると DF が小さくなり、また、大きい粒子では DF が大きくなる結果が得られた。図 1 に流量効果、図 2 にスリット高さ効果の結果を示す。従来の層流領域を対象としたモデル[4]による予測値も同様の傾向を示したが、一部試験条件では、予測値と実験値の差異が比較的大きくなった。今後、試験データを拡充し、予測モデルの改良を進める。

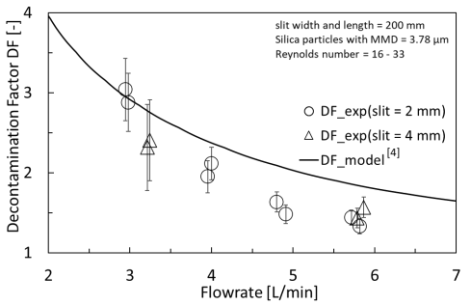


図 1　流量効果試験結果

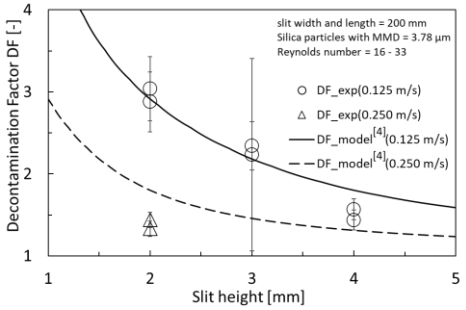


図 2　スリット高さ効果試験結果

参考文献 [1] 原子力発電技術機構, 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告, 2003 年 3 月 [2] 中村他, 2022 年春の年会, 1E09 [3] 古賀他, 2022 年春の年会, 1E10 [4] D.L. Liu, W.W. Nazaroff, Atmos. Environ., 35(6), 4451-4462 (2001).

*Tatsuki Hozumi[1], Akihiro Kakoi[1], Koji Morita[1], Wei Liu[1], Kohei Ono[2], Koichi Nakamura[2]
Kyushu Univ. [1], CRIEPI [2]

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

Thu. Sep 12, 2024 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:35 AM - 3:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G05-09] Sodium-cooled fast reactor 2

Chair:Naoto Kasahara(UTokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2G05]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(1) General plan for the conceptual design and related R&Ds

*Shigenobu Kubo[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Atsushi Kato[1], Haruo Mochida[2], Ryo Shimizu[2], Masato Ando[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. JAPC)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(2)General plan for research and development

*Kenta Ichikawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Shigenobu Kubo[2], Shigeki Okamura[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2G07]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(3) Basic concept of reactor structure

*Shinichiro MATSUBARA[1], Hisatomo Murakami[3], Masao Eto[1], Atsushi Kato[2], Tomohiko Yamamoto[2] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. MHI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2G08]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(4) Feasibility evaluation of self-actuated shutdown system

*Kyohei Sasa[1], Minako Tokizaki[1], Hironori Nakamura[1], Kubo Shigenobu[2], Yamano Hidemasa[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2G09]

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(5)Feasibility of large-scaled reactors

*Masatoshi Kameyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki hara [2], Satoru Yokozuka[2] (1. JAPC, 2. MFBR)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
(1) 概念設計の全体計画

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(1) General plan for the conceptual design and related R&Ds

*久保 重信[1]，近澤 佳隆[1]，加藤 篤志[1]，持田 晴夫[2]，清水 亮[2]，安藤 将人[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ株式会社，[3]日本原子力発電株式会社

2024 年度から 2028 年度にかけて実施するナトリウム冷却タンク型高速炉を対象とする高速炉実証炉の概念設計とこれを支える研究開発の全体計画を紹介する。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型高速炉，概念設計，研究開発

1. 緒言

我が国の高速炉実証炉の開発については、2023 年度に実施された高速炉技術評価において MFBR が提案するナトリウム冷却タンク型高速炉が概念設計の対象として選定され、将来その製造・建設を担う中核企業として MHI が選定された。これを受けて、同炉の概念設計と関連する燃料サイクル施設検討、及びこれらを対象とした研究開発が進められることとなった。

2. 概念設計の全体計画

開発対象とするナトリウム冷却タンク型高速炉（図 1）は、国内先行炉(設計、建設、運転知見)・既往プロジェクトの技術蓄積並びに国際協力(日仏、日米)での知見取得による高い技術成熟度を実現するものであり、概念設計開始に先立ち、タンク型炉の構造や安全設計概念、実用規模の大型化に関する予備検討が実施されている。概念設計開始にあたり、それらの成果を踏まえて主なプラント仕様と設計条件を定める。定められた仕様と条件に従って炉心燃料、原子炉構造、冷却系、原子炉格納施設・建屋、BOP 等の設備ごとに設計を固めるための概念設計を実施し、技術的成立性が見込めるシステム全体として整合性のあるプラント概念を構築するとともに、安全性、経済性、放射性廃棄物減容、潜在的有害度低減、持続可能性等の開発目標適合性に関する評価結果を提示する。新たに導入した設計や評価技術に関する研究開発を進め、それらの成果を反映しながら概念設計の確度を高めるとともに技術的裏付けを整備する。また、概念設計の期間に基本設計以降の開発計画を策定する。さらに、実用規模の大型炉への外挿性についても引き続き検討する。それらの成果をもって、2028 年を想定している概念設計終了段階において、基本設計への移行を判断する材料とする。なお、燃料技術については、燃料サイクルシステムも含めた総合的な視点から酸化物燃料と金属燃料の比較検討を行い、2026 年に選択を行う計画としている。

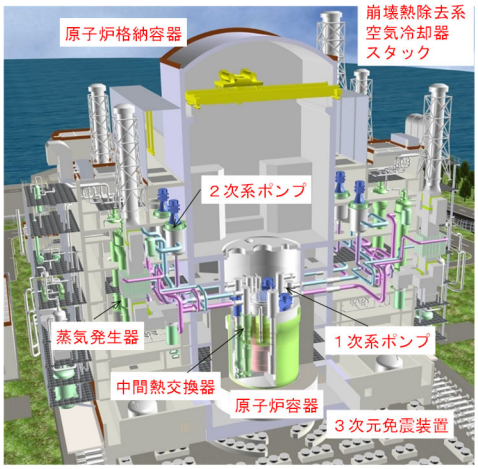


図 1　ナトリウム冷却タンク型高速炉概念

3. 結論

高速炉開発の戦略ロードマップで示されている 2026 年度頃の燃料技術の具体的な検討、2028 年度頃の基本設計への移行判断に対応したナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計と関連する研究開発の全体計画を策定し、この計画に沿った設計と研究開発に着手した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」の一環として実施した成果である。

* Shigenobu Kubo[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Atsushi Kato[1], Haruo Mochida[2], Ryo Shimizu[2] and Masato Ando[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR Systems INC., [3]Japan Atomic Power Company.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
（2）研究開発の全体計画

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(2) General plan for research and development

*市川 健太[1]，大山 一弘[1]，岡村 茂樹[2]，久保 重信[2]

[1]三菱 FBR システムズ株式会社，[2]日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉の概念設計においては、設計検討と並行して、主要技術の成立性確認、規格基準類や安全評価技術の整備等に関する研究開発（R&D）を推進する計画である。概念設計段階で実施する R&D 項目の整理結果と開発ロードマップの概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型高速炉、研究開発

1. 緒言

高速炉実証炉の概念設計の目的は、プラント基本仕様を確定するとともに、開発目標への適合性や技術的実現性を見通すことであり、「常陽」及び「もんじゅ」での設計・許認可経験と以降の研究開発（R&D）の成果を踏まえて概念設計段階で実施する R&D 項目を抽出し、開発ロードマップを纏めた。

2. 高速炉実証炉に関する R&D の全体概要

2-1. 概念設計段階で実施する R&D 項目の整理結果

R&D 課題の設定にあたり、プラントを構成する各設備が開発目標を満足するために果たすべき機能を整理し、これを実現する上で必要となる研究開発課題が摘出されていることを確認した。原子炉構造の例を図 1 に示す。安全性向上に係る要求機能としてバウンダリ機能維持や炉心損傷防止等があり、これらを達成するための技術課題としてガス巻込み防止や自己作動型炉停止機構の開発等を摘出した。

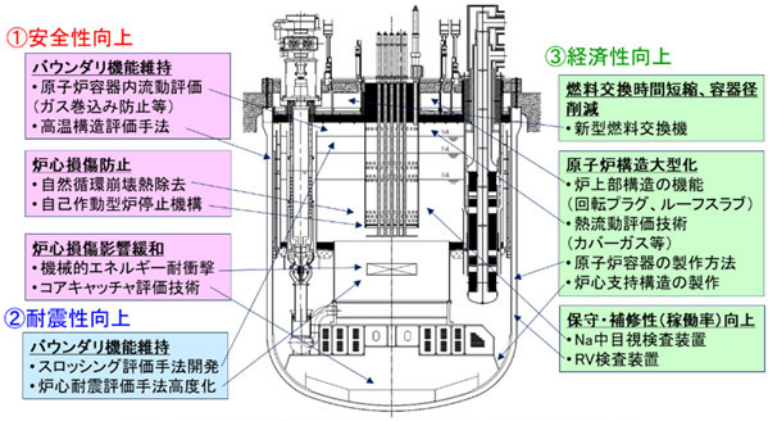


図1 原子炉構造の要求機能と技術課題の整理結果

高速炉実証炉の主要設備における技術課題について、「常陽」及び「もんじゅ」での設計・許認可経験と以降の R&D 成果を踏まえ、新技術のため開発が必要な技術課題やタンク型炉に適用する技術課題等、開発困難度別に整理した。

2-2. 開発ロードマップの概要

2029 年度の基本設計及び 2030 年代の安全審査開始を前提として、各 R&D 項目の開発ロードマップを策定した。概念設計段階では、機器単体の設計課題の解決に向け、成立性に係る R&D を進め、概念設計に適宜反映しながら、実証炉の基本仕様を設定する。基本設計段階では、安全審査に向け、運転性等のシステム性能の実証・確認を行い、実証炉の詳細仕様を設定する。これらの R&D については、JAEA 及び三菱にて分担し、その成果を設計や関連 R&D へ反映すべく、連携して推進する。

3. 結論

2024 年度からの高速炉実証炉の概念設計においては、今世紀半ば頃の運転開始を念頭に、これまでに蓄積した技術知見を活用しながら、設計検討と R&D を推進する計画である。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」の一環として実施した成果である。

* Kenta Ichikawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Shigeki Okamura[2] and Shigenobu Kubo[2]
[1] Mitsubishi FBR Systems INC., [2] Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
（3）原子炉構造の基本概念

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(3) Basic concept of reactor structure

*松原 慎一郎[1]，村上 久友[2]，衛藤 将生[1]，加藤 篤志[3]，山本 智彦[3]

[1]三菱 FBR システムズ株式会社，[2]三菱重工業株式会社，[3]日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉の概念設計に先立ちプラントの基本概念を設定することを目的に、600MWe 級のナトリウム冷却タンク型炉の概念検討研究を行った。本検討では、原子炉構造にかかる主要な設計評価の概要を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型高速炉、原子炉構造、カバーガス巻き込み、炉心損傷時耐衝撃性評価、スロッシング、数値流体力学

1. 緒言

600MWe 級ナトリウム冷却炉タンク型炉の原子炉構造概念について、流動、耐震、耐衝撃性などの設計評価を実施し、構造概念を具体化した。主要な設計課題として、原子炉容器内の液面からのガス巻き込み、地震時の液面スロッシング、炉心崩壊事故（CDA）時に想定される機械的エネルギー放出に対し衝撃応答解析といった検討を行い、それぞれ成立性の見通しを得た。

2. 原子炉構造概念の構築

プラントの基本概念の構築にあたり、原子炉構造概念を設定した。図 1 に原子炉構造の概念図を、表 1 に原子炉構造の主要仕様を示す。

3. 技術課題への対応

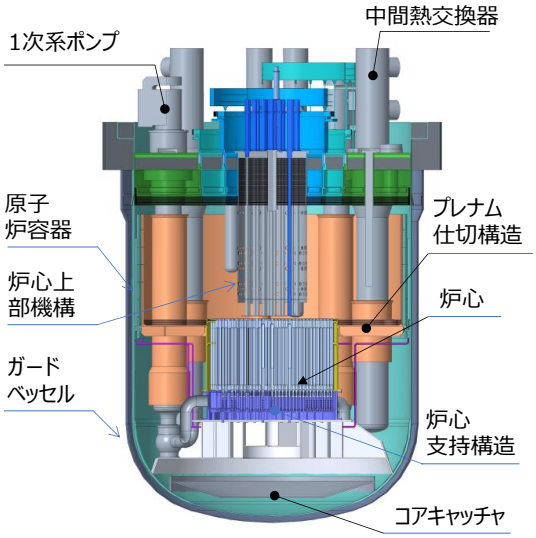
タンク型炉においては炉容器内に配置された中間熱交換器（IHX）が液面からガスを吸い込み、伝熱性能の低下や炉心反応度異常の懸念が生じる原子炉容器内ガス巻き込みの防止が、流動にかかる主要な設計課題の一つである。これについて、発生位置に関する保守性を排除するために、IHX 入口窓に接続する渦のみを評価対象とするように改良した評価手法により流動評価を行い、IHX 入口窓に到達する渦は生じず、ガス巻き込みは発生しない見通しを得た。

耐震については免震装置の採用により発生が懸念される液面スロッシングに対し、数値流体解析により液面が炉上部に衝突した際の構造健全性の成立見通しを得た。

耐衝撃性については、炉心崩壊事故時に想定される機械的エネルギー放出に対し、衝撃応答解析により原子炉容器、搭載機器のひずみ等が許容範囲に収まる見通しを得た。これらを含め、構造健全性や熱流動等の複合的な技術課題に対して設計評価を行い、成立見通しを確認した。

4. 結論

本研究にて構築した原子炉構造概念をもとに、2024 年度から開始する概念設計を効率的に進める。



原子炉容器直径：約16m、軸長約20m

図 1:原子炉構造　概念図

表 1:原子炉構造　主要仕様

炉壁保護形式	低温ナトリウム循環
主要材料	316FR鋼
運転温度	高温部:550℃　低温部:400℃
耐震条件	免震建屋条件
シビアアクシデント対応	炉心損傷時の機械的エネルギー放出を想定
中間熱交換器基数	4基
1次系ポンプ基数	3基

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業（基盤整備と技術開発）」の一環として実施した成果である。

* Shinichiro Matsubara[1], Hisatomo Murakami[2], Masao Eto[1], Atsushi Kato[3] and Tomohiko Yamamoto[3]
[1] Mitsubishi FBR Systems INC., [2] Mitsubishi Heavy Industries LTD., [3] Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
(4)自己作動型炉停止機構のフィージビリティ評価

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor

(4) Feasibility evaluation of self-actuated shutdown system

*佐々 京平[1]，時崎 美奈子[1]，中村 博紀[1]，久保 重信[2]，山野 秀将[2]

[1] 三菱 FBR システムズ株式会社，[2] 日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉の概念設計開始に先立ち、主要な安全設備の成立性を見通す必要がある。そこで、ナトリウム冷却タンク型高速炉を対象に自己作動型炉停止機構（SASS）の有効性評価を行い、プラント異常時において能動的炉停止の作動に失敗することを想定しても、SASS の機能により安全性を確保できる見通しを得た。

キーワード：ナトリウム冷却タンク型炉，自己作動型炉停止機構，能動的炉停止失敗事象、冷却材流量喪失事象

1. 緒言

高速炉実証炉では、燃料集合体から輸送された冷却材の温度上昇を感知し、受動的に炉停止する自己作動型炉停止機構（SASS）を後備炉停止系の制御棒切離し部に具備している[1]。タンク型炉では SASS 周辺構造が従来ループ型炉から変更となるため、燃料集合体から出た冷却材が SASS まで輸送される時間を改めて評価し、SASS の有効性を確認する。

2. SASS のフィージビリティ評価

SASS の有効性評価では、燃料集合体から出た高温冷却材が SASS に到達するまでに要する輸送遅れ時間（図 1）の把握が重要となる。タンク型炉では、ループ型炉で採用していたフローコレクタ[2]を無くし、CRDM 支持管を炉心計装取付板まで下げる（図 1）等、集合体出口部から感知合金近傍の構造を変更しているため、この構造を考慮した輸送遅れ時間を CFD 解析により評価した。これにより得られた遅れ時間を用いて、代表的な能動的炉停止失敗（ATWS）事象である冷却材流量喪失（LOF）型事象等を対象とした 1 次元プラント動特性解析コードによる過渡解析を行った（図 2）。起因事象である外部電源喪失により冷却材流量が低下し、能動的炉停止系による原子炉トリップに失敗することで、出力及び冷却材温度が上昇するが、SASS 感知合金温度が切離れ温度に到達し、制御棒が落下する。この時、冷却材最高温度は、安全性の判断基準（冷却材沸騰防止）を超えることなく、SASS の有効性を確認することができた。

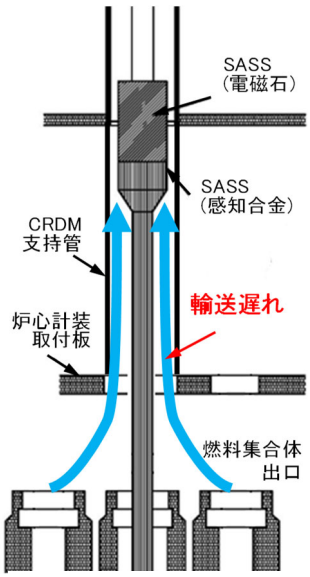


図 1　SASS 周辺構造

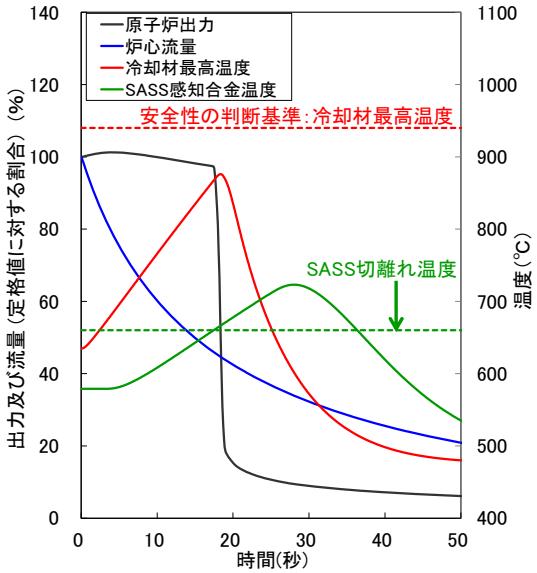


図 2　LOF 型 ATWS 事象の過渡解析結果

3. 結論

タンク型炉での SASS 周辺構造変更に伴い、LOF 型 ATWS 事象等を対象に CFD 解析による温度応答遅れ時間を踏まえた 1 次元プラント動特性解析を行い、プラント異常時において能動的炉停止に失敗することを想定しても、SASS により制御棒が落下することで安全性を確保できる見通しを得た。

参考文献

[1] 相澤他、原子力学会 2023 年秋. [2] 萩原他、原子力学会 2012 年秋.

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」の一環として実施した成果である。

* Kyohei Sasa[1], Minako Tokizaki[1], Hironori Nakamura[1], Shigenobu Kubo[2] and Hidemasa Yamano[2]
[1] Mitsubishi FBR Systems INC., [2] Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却タンク型高速炉の概念設計
(5)大型炉への展開

Conceptual design for the sodium-cooled pool-type fast reactor
(5) Feasibility of large-scaled reactors

*亀山　正敏[1]，安藤　将人[1]，原　裕之[2]，横塚　哲[2]
[1]日本原子力発電株式会社，[2]三菱 FBR システムズ株式会社

高速炉実証炉概念の大型実用炉への外挿性を見通すことを目的に、実用規模に相当する 1000MWe 級のナトリウム冷却タンク型高速炉について、原子炉容器等の構造概念の耐震性・耐熱性評価及び３次元免震装置等を適用した原子炉建屋の検討を行い、プラント概念を構築した。

キーワード：実用炉, ナトリウム冷却タンク型高速炉, 原子炉容器, 中間熱交換器, 蒸気発生器, 原子炉建屋

1. 緒言

我が国の高速炉実証炉については、概念設計の対象とする炉型として『ナトリウム冷却タンク型高速炉』が選定されている。選定されたタンク型炉の概念は、大型にも小型にも展開可能な中型炉として提案されている。大型化した場合のプラント像を明らかにするため、実用規模に相当する 1000MWe 級ナトリウム冷却タンク型炉について、原子炉容器等の構造概念及び原子炉建屋の検討を行った。

2. 実施内容

600MWe 級のタンク型炉の概念検討の成果を基に、機器の大型化等により、1000MWe 級に出力を増加させたツインプラント仕様のプラント概念を検討した。

2-1. 原子炉容器等の構造概念の検討

原子炉容器等の主要機器の構造概念について、原子炉建屋の地震応答解析結果を基に耐震性評価を実施するとともに、実証炉に比べて機器の板厚が一部厚くなることに着目して耐熱性評価を実施した。耐震性及び耐熱性ともに成立の見通しを得た。主要機器の鳥瞰図を図１、主要機器の基数を表１に示す。

2-2. 原子炉建屋の検討

３次元免震装置を適用した原子炉建屋（ツインプラント）の解析モデルを作成し、地震応答解析を実施し、耐震成立の見通しを得た。また、原子炉建屋の配置概念及びプロットプランを検討し、原子炉建屋のプラント概念を構築した。原子炉建屋の鳥瞰図を図２に示す。

3. 結論

実用規模のナトリウム冷却タンク型高速炉について、原子炉容器等主要機器の構造概念及び原子炉建屋の検討・評価を行い、600MWe 級中型炉の 1000MWe 級大型炉への外挿性を見通すことができた。なお、本報告は、電力共通研究の成果である。

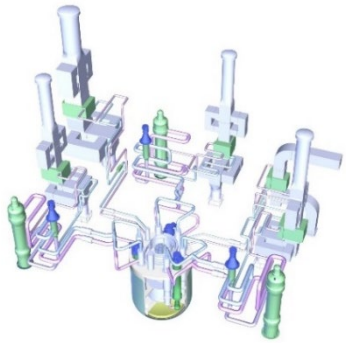


図１　主要機器の鳥瞰図

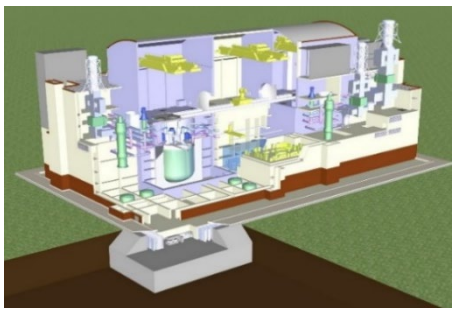


図２　原子炉建屋の鳥瞰図

表１　主要機器の基数（１プラント）

	本検討	中型炉
１次系主冷却ポンプ	3	3
中間熱交換器	6※	4
２次系主冷却ポンプ	3	4
蒸気発生器	3	4

※2 基/ループ

*Masatoshi Kameyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki Hara[2] and Satoru Yokozuka[2]
[1]The Japan Atomic Power Company, [2] Mitsubishi FBR Systems Inc.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D06-09] Experiment Analysis 1

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2D06]

Preliminary study on searching optimal discrimination threshold of pulse height distribution using autocorrelation coefficient

*Minori Shimakura[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2D07]

Study on applicability of least squares inverse kinetics method to arbitrary reactivity transients

*Shogo Kumita[1], Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2D08]

Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method

*Rei Kimura[1], Jun Nishiyama[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., 2. Tokyo City Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2D09]

Study on in-core neutron flux reconstruction using proper orthogonal decomposition with Lasso estimation

*Tomoki Soga[1], Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

自己相関係数を用いた炉雑音解析に適した波高弁別閾値の探索に関する予備検討

Preliminary study on searching optimal discrimination threshold of pulse height distribution using autocorrelation coefficient

*嶋倉 海倫[1]， 廣田 諒我[1]， 山本 章夫[1]， 遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

検出信号の波高分布形状からγ線と中性子の波高弁別が困難な炉雑音測定データに対して、自己相関係数が最大値となる波高値を調べることで、炉雑音解析に適した波高弁別の閾値探索が可能か予備検討を実施した。

キーワード：炉雑音解析、波高弁別、自己相関係数、即発中性子減衰定数

1. 緒言　現在、東京電力福島第一原子力発電所 1-3 号機内に存在する燃料デブリの取り出しが検討中である。燃料デブリ体系は現時点で未臨界と考えられているが、取り出し作業中に周囲の水量変化や燃料デブリの形状変化などに伴って体系が臨界に達する可能性がある。そこで燃料デブリを安全かつ迅速に取り出すために、未臨界度測定が必要となる。未臨界度の事前測定手法として炉雑音解析手法が注目されている。炉雑音解析手法では、核分裂連鎖反応に起因する中性子数のゆらぎを分析することで未臨界度の推定を行う。中性子検出器の測定結果にはγ線に起因するノイズと中性子に起因するカウントが混在するため、ある波高値を閾値に設定しそれ以下のカウントを除去することで比較的小さな波高値領域に存在するγ線ノイズを除去する。従来、波高弁別の閾値は波高分布形状に基づいて決定していた。しかし、検出器や炉心体系によっては測定データの波高分布形状から閾値の決定を行うことが困難な場合がある。そのため、このような炉雑音測定データに対しても自己相関係数を分析することで炉雑音解析に適した波高弁別閾値の探索が行えるか検討した。

2. 提案手法　炉雑音測定データを用意し、さまざまな閾値で波高弁別を行う。①波高弁別閾値を小さく設定しすぎるとγ線ノイズの割合が増加し、②大きく設定しすぎると中性子の検出効率が低下するため、波高弁別後の中性子相関が減少する。そこで、各閾値で波高弁別した炉雑音に対して隣接する計数間の自己相関係数を計算し、自己相関係数が最大値となる閾値を探索する。以上の手順により、中性子相関を最大限抽出できるような、炉雑音解析にとって最適な波高弁別閾値を設定できると考えた。

3. 結果　炉停止状態の近畿大学原子炉で得られた炉雑音測定データに対して、提案手法を適用した。使用した中性子検出器はBF_3検出器、光ファイバー検出器の 2 種類であり、BF_3検出器の波高分布は形状から閾値を決定しやすい一方で、光ファイバー検出器では波高分布の形状から閾値を決定することが困難であった。まず、BF_3検出器の測定データに対して提案手法を適用した場合、従来の波高分布形状に基づく閾値の決定と同程度の閾値が設定できた。次に、光ファイバー検出器の測定データに対して自己相関係数を計算した結果を図 1 に示す。図 1 より、波高分布形状から閾値の決定が困難な場合についても、自己相関係数が最大となる閾値の探索ができることを確認した。口頭発表では、各閾値で波高弁別した炉雑音に対して、即発中性子減衰定数αの分析結果も併せて報告する。

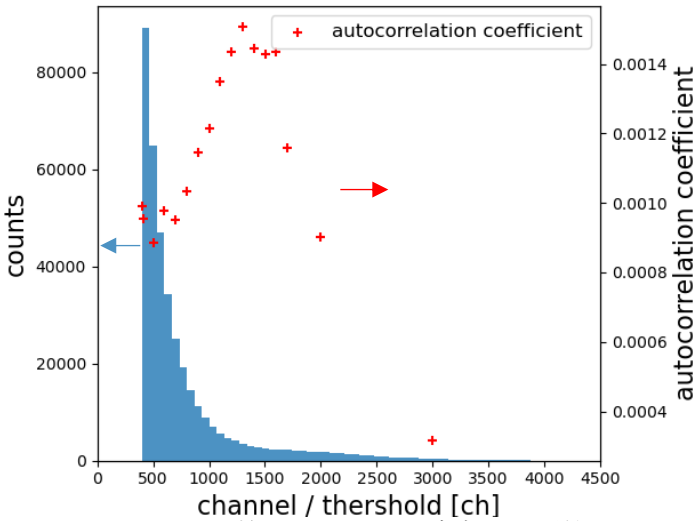


図 1　光ファイバー検出器における波高弁別閾値に対する自己相関係数の変化

*Minori Shimakura[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1],
[1]Nagoya Univ.

任意の反応度過渡変化に対する最小二乗逆動特性法の適用可能性に関する検討

Study on applicability of least squares inverse kinetics method to arbitrary reactivity transients

*汲田 翔吾[1]，森部 太陽[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

ステップ状以外の様々な反応度過渡変化条件に対して、最小二乗逆動特性法の適用可能性について検討した。結果として、反応度変化終了時刻を判定できれば、最小二乗逆動特性法によるフィッティングが可能である見込みを得た。

キーワード：最小二乗逆動特性法、反応度、過渡変化、改良型単純フィードバック法

1. 緒言　先行研究[1]において、中性子計数率の測定値のみからデータ駆動型の方法で反応度を推定できるよう、単純フィードバック法[2]を改良し、最小二乗逆動特性法[3]と組み合わせた手法が提案された。提案手法は、ステップ状の反応度変化において適用可能であることが確認された。しかし、ステップ状とみなせない反応度変化に対しての適用可能性が不明であった。そこで、本研究では、ランプ状の反応度変化に対する提案手法の適用可能性を検討した。

2. 適用手法　最小二乗逆動特性法[2]では、中性子計数率の時系列データP_nの測定値$(n = 0,1,\cdots)$から、第i群の遅発中性子の寄与$A_{i,n}$を式(1)より計算する。その後、縦軸にP_n、横軸に遅発中性子寄与$\overline{A}_m = \sum_{i=1}^{6} a_i A_{i,n}$をそれぞれプロットすることで、式(2)に基づいてフィッティングを行い、外部中性子源強度S_0の推定値を得る。

$$A_{i,n} = A_{i,n-1}\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t} + \left(\frac{1-\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}}{\lambda_i \Delta t} - \mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}\right) P_{n-1} + \left(1 - \frac{1-\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}}{\lambda_i \Delta t}\right) P_n \tag{1}$$

$$\left(\rho/\beta_{\mathrm{eff}}\right)_n = 1 - \frac{\left(\sum_{i=1}^{6} a_i A_{i,n} + S_0\right)}{P_n} \tag{2}$$

上式において、λ_iとa_iは主要な核分裂性核種(^{235}U)の第i群の遅発中性子先行核の崩壊定数、相対収率をそれぞれ表す。また、改良型単純フィードバック法では、最小二乗逆動特性法で得られたS_0を用いて、式(2)に基づくことで、計数率時系列データP_nからドル単位の反応度$\left(\rho/\beta_{\mathrm{eff}}\right)_n$の時間変化を逆推定できる。

3.検討結果　仮想数値実験として、本研究では、ランプ状に変化させた反応度時間変化の仮想真値$\rho_{\mathrm{ref}}(t)$を与え、一点炉動特性計算により中性子計数率P_nを推定した。ここで$\rho_{\mathrm{ref}}(t)$は、200 秒かけて、-0.35 dk/k から-0.05 dk/k までランプ状変化するとした。得られたP_nに対し、改良型単純フィードバック法および最小二乗逆動特性法を組み合わせた反応度推定法を適用し、$\rho_{\mathrm{ref}}(t)$との比較を行った。図 1 にフィッティング結果を示す。青点は反応度変化中の中性子計数率データ、赤点は反応度変化終了後からのデータを示し、それぞれの場合におけるフィッティング結果を青線、赤線で示す。また、過渡変化後の$\left(\rho/\beta_{\mathrm{eff}}\right)$と$S_0$から求められる参照解を黒破線で示す。結果から、反応度変化が終了し中性子計数率が一定となるまでのデータを選択的に使用できれば、ステップ状以外の反応度変化に対しても、提案手法が適用できる見込みを得た。

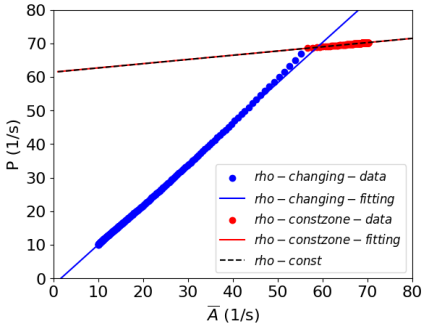


図 1　フィッティング結果(P_0 = 10 cps)

参考文献　[1] 森部太陽 他，日本原子力学会 2024 春の年会，**近畿大学**, 3L05, (2024); [2] Y. Shimazu, *Ann. Nucl. Energy*, **73**, p. 392 (2014); [3] J. E. Hoogenboom and A. R. van der Sluijs, *Ann. Nucl. Energy*, **15**, p. 553 (1988).

*Shogo Kumita[1], Taiyo Moribe[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

PHOEBE 法による大型高温ガス炉の出力分布推定

Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method

*木村 礼[1]，西山 潤[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社
[2]東京都市大学

これまでに燃料領域で発生した中性子に対する中性子検出器の応答に加えて燃料間の出力相関を考慮した出力分布推定手法（PHOEBE 法）はマイクロ炉に対してその有効性をシミュレーションで確認し，UTR-KINKI および KUCA を用いてその原理検証を実施してきた．本研究では PHOEBE 法を大型の高温ガス炉に適用した場合の適用性を評価し課題を抽出した．

キーワード：高温ガス炉，出力分布推定，炉外計装，中性子検出器

1. 緒言

これまでに燃料から検出器への応答係数に加えて燃料間の出力相関を考慮した出力分布推定手法（PHOEBE 法）を MoveluX™ の炉心に適用してその適用性を確認し，更に UTR-KINKI および KUCA を用いてその原理検証を行ってきた．本研究ではこれまで小型の炉心に留まっていた PHOEBE 法の適用先を大型炉心に拡張し，その適用限界等を検討することとした．また，対称の炉型を，出力分布異常を検知できる炉心として，比較的中性子飛程の長い黒鉛減速材を用いる高温ガス炉とした．

2. 対象炉心および解析条件

具体的な対象炉心は GTHTR300 とした[1]. 本炉心は図 1 に示すように 8m 程度の直径を持つ円環状炉心であり，燃料・減速材カラムの幅は約 40cm である．出力相関係数および検出器応答係数はモンテカルロ法では高速中性子の統計量が少なく計算コストが非常に高いことから SRAC-CITATION を用いた．係数の作成時には燃料濃縮度は同一としたが，出力異常を模擬するケースとして濃縮度を 20%に高めたケースを評価し，その時得られた出力分布を参照解とした．

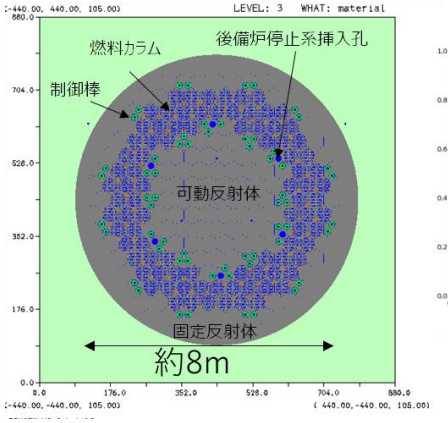


図 1 ：GTHTR300 の炉心断面図

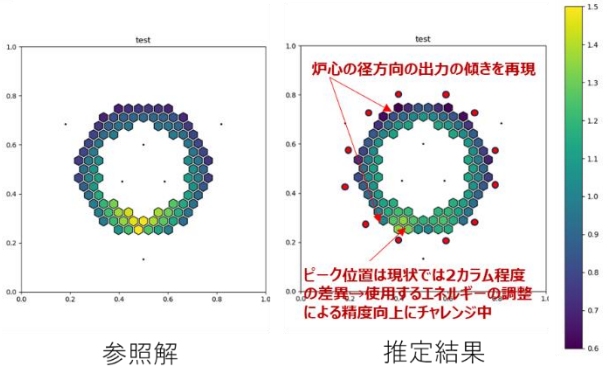


図 2：出力分布推定結果

3. 出力分布推定結果

図 2 に出力分布の推定結果を示す．参照解が SRAC-CITATION で得られた出力分布，推定結果が PHOEBE 法に基づく出力分布である．また，推定結果に示した赤い点は検出器位置を表している．参照解は図の下部に出力ピークが確認できる．PHOEBE 法による推定結果では図の上半分の出力分布が低下し下半分が増加するなど全体的な傾向を再現できている．ただし，ピーク位置は現状で 2 カラム程度の差異があり，出力分布推定に使用する中性子エネルギーを検討し，考えられ得る検出器のモデルを作成して評価を進める．

4. 結論

高温ガス炉の体系においても炉外計装により一定程度の出力分布の推定を行う事が出来た．ただし，使用する中性子エネルギーの検討や当該エネルギーの中性子を抽出するための検出器構造の検討が必要であり，今後，当該検討を進める．

参考文献

[1] 中田哲夫，他，「高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の核設計」，JAERI-TECH-2002-066, JAERI (2002)

*Rei Kimura[1], Jun Nishiyama[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Tokyo City University

固有直交分解と Lasso 推定を組み合わせた炉内中性子束分布の再構成に関する検討

Study on in-core neutron flux reconstruction using proper orthogonal decomposition with Lasso estimation

*曽我 知生[1]，浦瀬 勇希[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

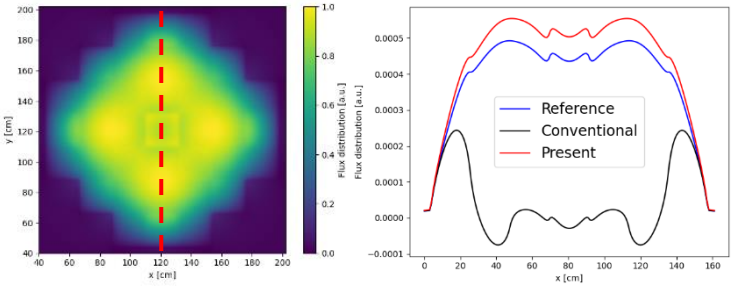
炉外検出器信号を用いた炉内中性子束分布の再構成法として、本研究では固有直交分解(POD)と Lasso 推定を組み合わせた手法を新たに考案した。小型モジュール炉を対象として、提案手法の有効性について検証した。

キーワード:固有直交分解(POD)、Lasso 推定、小型モジュール炉(SMR)、炉内中性子束分布再構成

1. 緒言 小型炉では、原子炉圧力容器に貫通孔が必要ない炉外検出器による炉内出力分布測定が望まれている。炉外検出器によって炉内中性子束(≈出力)分布を再構成する方法として、少数の基底と展開係数により解を表し、解の自由度を大幅に減少させることが可能な固有直交分解(POD)に基づく手法が提案されている。先行研究[1]では POD 展開係数を評価する手法として一般化逆行列が用いられていたが、炉心中心部で出力分布にピークが現れる条件下で再構成精度が低下するなどの課題があった。これらの問題を解決するため、本研究では Lasso 推定を用いて POD 展開係数を評価する。Lasso 推定は方程式の解の多くが 0 になると予想できる場合に有効性を持つ手法である。本研究では、POD と Lasso 推定を組み合わせることで炉内中性子束分布の再構成精度を向上させることを目的とする。

2. 計算手法 はじめに、中性子束分布を再構成するために必要となる POD 基底と展開係数を求める。POD 基底を作成するためには、計算条件の異なる複数の教師データが必要である。本検討においては、各燃料集合体を濃縮度の高い新燃料と置き換えることで複数の計算条件を設定した。この場合、教師データ数は燃料集合体の数と同数になる。得られた教師データを行列の形に並べて特異値分解することで POD 基底を得た。炉内中性子束分布$\vec{\varphi}$は、POD 基底行列$\mathbf{U}$と POD 展開係数ベクトル$\vec{f}$を用いて$\vec{\varphi} = \mathbf{U}\vec{f}$…(1)と展開できる。続いて、Lasso 推定を用いて炉外検出器計数値より POD 展開係数を求める。炉外検出器計数値ベクトル$\vec{n}$は検出器応答係数行列$\mathbf{D}$を用いて$\vec{n} = \mathbf{D}\vec{\varphi}$…(2)と表される。$\mathbf{D}$については、検出器を設置するメッシュに対応する要素の値は 1 であり、その他は 0 である。式(1)を式(2)に代入することで、$\vec{n} = \mathbf{DU}\vec{f}$…(3)と表すことができる。式(3)から Lasso 推定を用いて未知数である展開係数$\vec{f}$を求め、再び式(1)を用いることで POD 基底$\mathbf{U}$と得られた展開係数$\vec{f}$から中性子束分布$\vec{\varphi}$を再構成する。

3. 計算結果 計算体系は、NuScale Power 社製 SMR を単純化した 242 cm×242 cm の二次元体系を用いた(メッシュ数は 242×242 の 58564 メッシュ)。ここで、体系中心の直径約 150 cm の領域を炉心、それ以外の領域を真空領域とした。中性子束分布はエネルギー2 群の固有値計算によって求めた。炉心を構成する燃料集合体の数を 37 体と設定したため、教師データ数は燃料集合体と同数の 37 通りとなる。炉外検出器数は 8 として、炉外検出器の計数値から Lasso 推定を用いて展開係数を求め、炉内中性子束分布を再構成した。中性子束分布の再構成例を図 1 に示す。炉心中心線上(赤破線)において参照解と一般化逆行列を用いた再構成結果(従来手法)と Lasso 推定を用いた再構成結果(本手法)を比較した結果を図 1 に示す。Lasso 推定に基づいて展開係数を評価することで、従来手法と比較して再構成精度が向上した。



参照解　　参照解と再構成結果の比較（左図、赤破線上）

図 1 炉内中性子束分布再構成結果の例(熱群)

参考文献 **[1]** Y. Urase et al., *Proc. PHYSOR2024*, pp. 1642–1651, San Francisco, CA, April 21-24, 2024.

*Soga Tomoki[1], Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K05-08] 1F Waste 4

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2K05]

Evaluation of minor actinide dissolution behavior from simulated fuel debris by a sequential extraction technique

*Sota Sunahara[1], Daisuke Akiyama[1], Yuki Yokota[1], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2K06]

Relation of Cooling Rate to Crystal Structure and Microstructure of (U, Zr)O_2

(4) Estimation of the Cooling Rate of U-Zr-Fe-Cr-O Particle

*Yoichi Endo[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroki Yokoyama[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2K07]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(11) Information on the inside of reactors provided by CsMPs and super radioactive particles.

*Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2K08]

Cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(12)“Invisible” radioactive cesium atoms revealed: Pollucite inclusion in cesium-rich microparticles (CsMPs) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kanako Miyazaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Shinya Yamasaki[3], Takumi Saito[4], Toshihiko Ohnuki[5], Masahide Takano[6], Hiroyuki Shiotsu[6], Hajime Iwata[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. NIPR, 3. Univ. of Tsukuba, 4. UTokyo, 5. Tokyo Tech, 6. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

逐次抽出法による模擬デブリからのマイナーアクチノイド溶出挙動の評価

Evaluation of minor actinide dissolution behavior from simulated fuel debris by a sequential extraction technique

*砂原 壮汰[1]，秋山 大輔[1]，横田 優貴[1]，桐島 陽[1]
[1]東北大学

抄録:燃料デブリ中のマイナーアクチノイド(MA)核種の溶出挙動を評価するために、MA トレーサー(^{237}Np, ^{241}Am）と ^{152}Eu を添加した(U, Zr)O_2 固溶体を模擬デブリとして合成し、これを対象として燃料デブリ版逐次抽出試験を実施し、各核種の溶出挙動を評価した。

キーワード：燃料デブリ，マイナーアクチノイド，逐次抽出法，溶出挙動

1. 緒言

燃料デブリ中のマイナーアクチノイド（MA）核種は放射能毒性が高く、その化学的挙動を把握することは燃料デブリの安全な保管方法や処理・処分方法を検討していくうえで重要である。そこで本研究では燃料デブリ中の MA 核種の溶出挙動を評価するために、MA トレーサー（^{237}Np, ^{241}Am）と ^{152}Eu を添加した(U, Zr)O_2 固溶体を模擬デブリとして合成した。これを対象として燃料デブリ版逐次抽出試験を実施し、各核種の溶出挙動を評価した。

2. 実験

2-1. 模擬デブリの合成

MA トレーサー（^{237}Np, ^{241}Am）と ^{152}Eu を添加した U_3O_8 粉末を、Ar + 10% H_2 気流下 1000 ℃で 4 時間加熱して MA 添加 UO_2 を調製した。この MA 添加 UO_2 粉末と ZrO_2 粉末とをモル比 U:Zr ＝ 100：0，90：10，50：50 で混合後、Ar＋10% H_2 気流下 1600 ℃で 4 時間加熱して(U, Zr)O_2 固溶体から成る模擬デブリ試料を調製し、それぞれ XRD を用いて結晶構造を評価した。

2-2. 燃料デブリ版逐次抽出試験

逐次抽出試験では小型遠心分離機とフィルターカップを使用した。模擬デブリ試料 200 mg と抽出液 400 μL をフィルターカップに入れ、1 時間浸漬後、遠心分離により固液分離した。ここでは抽出液として酢酸（10^{-2} M）、塩酸（10^{-2} M）、硝酸（3 M）を逐次的に用いた。はじめの抽出終了後、超純水で試料を洗浄後し、次により反応性の高い抽出液を用いて抽出を行った。各抽出段階で液相に溶出した ^{238}U，^{237}Np，^{241}Am，^{152}Eu の放射能を測定し、溶出率を導出した。^{238}U，^{237}Np，^{241}Am の放射能測定には Si 半導体型 α 線検出器を使用し、^{152}Eu の放射能測定には Ge 半導体型 γ 線検出器を使用した。

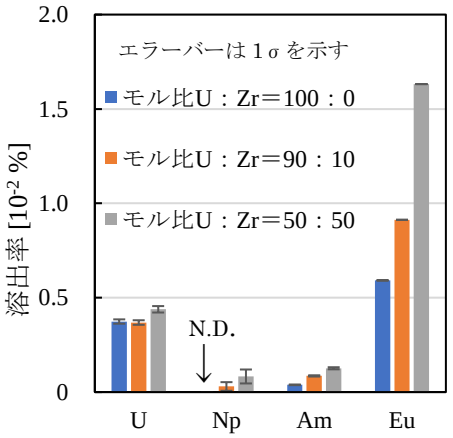


図 1　酢酸抽出時の各模擬デブリからの U，Np，Am，Eu の溶出率

3. 結果と考察

図 1 に酢酸抽出時の各模擬デブリからの U，Np，Am，Eu の溶出率を示す。Np，Am，Eu は模擬デブリ中の Zr 量の増加と共に溶出率が増加する傾向がみられた。Zr が UO_2 相に固溶する置換型の固溶体形成時に、MA や Eu の一部が UO_2 相から析出しマイナー相を形成したと見られ、酢酸のような反応性の低い抽出液においてはマイナー相からの溶出の影響が顕著となったと考えられる。 このほか、他の抽出液で抽出した際の各核種の溶出挙動についても報告を行う。

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 JP23K26584 の助成を受けたものです。

*Sota Sunahara[1], Daisuke Akiyama[1], Yuki Yokota[1] and Akira Kirishima[1]
Tohoku Univ.

1F 炉内状況推定のための(U, Zr)O_2 の結晶構造及び微細組織への冷却速度影響試験
（4）Fe、Cr を含む U 含有粒子の冷却速度推定の試み

Relation of Cooling Rate to Crystal Structure and Microstructure of (U, Zr)O_2

(4) Estimation of the Cooling Rate of U-Zr-Fe-Cr-O Particle

*遠藤 洋一[1]，坂本 寛[1]，大内 敦[1]，横山 博紀[1]，溝上 暢人[2]，平井 睦[2]

[1]NFD，[2]東電 HD

U-Zr-Fe-Cr-O 系模擬デブリを異なる冷却速度で冷却し、冷却後の微細組織観察を行った結果、U-Zr-O 相と Cr-Fe-O 相の相分離組織の間隔を利用することで U-Zr-Fe-Cr-O 系の粒子やデブリの冷却速度が推定できる可能性を見出した。

キーワード：福島第一原子力発電所，冷却速度，U-Zr-Fe-Cr-O 系，相分離，拡散係数

1. 緒言

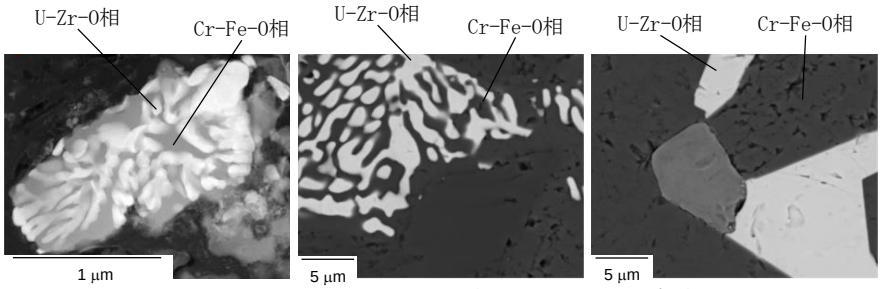
これまで冷却速度と(U, Zr)O_2 の結晶構造、微細組織の関係の把握に取り組んできたが、Fe、Cr を含む U-Zr-Fe-Cr-O の 5 元系においても、冷却時の条件の影響を受けた組織を有していると考えられる粒子が見つかっている[1]。図に示す 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア養生シート領域 30（以下、2u オペフロ養生シート領域 30）の粒子は、U-Zr-O 相と Cr-Fe-O 相で構成されており、U-Zr-Fe-Cr-O 系溶融体が冷却過程で相分離した粒子と考えられ、析出物サイズが冷却速度に依存する可能性が示唆される。そこで、異なる冷却速度で冷却した U-Zr-Fe-Cr-O 系模擬デブリの微細組織観察を行って、冷却速度を推定する手法を探索した。

2. 手法

2u オペフロ養生シート領域 30 の粒子の組成となるように UO_2、ZrO_2、FeO、Cr_2O_3 の混合粉末を YSZ るつぼ内、Ar（G2）気流下で完全溶融する 1900 ℃において 10 分加熱後、急冷（冷却速度：1900 から 1200 ℃までおよそ 700 ℃/分）または徐冷（冷却速度：5 ℃/分）して、断面の SEM/EDS 観察・分析を実施した。

3. 結果

図に採取粒子、模擬デブリの微細組織を比較している。いずれも U-Zr-O 相と Cr-Fe-O 相が入り組んだ相分離組織が観察されたが、その間隔には大きな差があり、2u オペフロ養生シート領域 30 の粒子が最も短く 0.1 μm 程度、急冷した模擬デブリで 1 μm 程度、徐冷した模擬デブリで 10 μm 程度であった。完全溶融している 1900 ℃から固相割合が 50%を超えると予測される 1750 ℃までに析出物が成長し、析出物の成長は構成元素の平均拡散距離に従うと仮定すると、模擬デブリの観察結果から拡散係数は 10^{-9} cm^2/s 程度と見積もられた。評価した拡散係数を用いると、2u オペフロ養生シート領域 30 の粒子の冷却速度は約 10^3 ℃/s と推定され、高温安定相の(U,Zr)O_2 粒子が観察されている結果と整合した。



2uオペフロ養生シート領域30の粒子のTEM像[1]

本試験で製作した模擬デブリのBSE像

急冷（700 ℃/min 程度）　　徐冷（5℃/min）

図　採取粒子、模擬デブリの微細組織の比較

参考文献

[1] 1～3 号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果、2020 年 11 月 26 日　東京電力ホールディングス株式会社

*Yoichi Endo[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroki Yokoyama[1], Masato Mizokami[2], and Mutsumi Hirai[2]

[1]NFD, [2]TEPCO HD

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（11）CsMP と"超"高放射性粒子が示す炉内情報

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts
(11) Information on the inside of reactors provided by CsMPs and super radioactive particles

*宇都宮　聡
九州大学

福島第一原発由来 1 号機由来の最高 Cs 放射能粒子を検出した。^{134}Cs+^{137}Cs 放射能はそれぞれ 6.02×10^5 Bq、2.48×10^6 Bq、^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比は 0.971、0.954 であり1号機由来であることが示唆された。粒子内部は非晶質の炭素のみからなり、粒子表面に付着している多様な微粒子に Cs が収着していた。

キーワード：福島第一原発，“超”高放射性粒子，同位体，TEM， EELS

1. 緒言

2011 年 3 月に福島原発で起きた原子力災害により 520 PBq の放射性核種が放出された。^{137}Cs は半減期が約 30 年で現在も環境中の高線量の要因となっている。環境中に放出された難水溶性 Cs の 1 つの形態として 1 号機由来の放射性粒子が存在する。粒径が数百 μm～数 mm と比較的大きく、1 粒子あたりの放射能が高い。1 号機由来粒子は原発から北北西方向の局所的な場所からのみ発見されており、この場所は 1 号機の水素爆発による放射性核種が沈着したことで、その周囲よりも特異的に線量が高くなっている。本研究でこれまでの福島の粒子中で最も放射能が高い粒子、”超”高放射性粒子の発見と精密分析に基づいて、その成因と条件を推定することを目的とした。

2. 実験

2018 年 8 月に福島県双葉郡双葉町で採取した土壌から、2 つの粒子(FTB1、FTB26)を単離した。Ge 半導体検出器を用い放射能を測定後、SEM/TEM-EDX を用いて構造・組成分析を実施した。また、より放射能の高かった FTB26 については XRF による詳細な組成分析の後、X-CT により粒子の 3 次元像の構築を行った。更に粒子表面及び粒子断面に対して SIMS による Cs 同位体分析を行った。断面の一部を FIB で加工し TEM/STEM-EDX、EELS 分析を行った。

3. 結果･考察

今回単離した FTB1 と FTB26 の ^{134}Cs+^{137}Cs 放射能はそれぞれ 6.02×10^5 Bq、2.48×10^6 Bq、^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比は 0.971、0.954 であり、1号機由来の放射性粒子であることが示唆された。FTB26 の放射能は、これまでに報告されている福島原発由来の放射性粒子の中で最高の放射能を示した。FTB1 は粒径が 300 μm 程で主に O,Al,Si,Fe から構成されていた。FTB26 は粒径が約 3 mm と大きく、歪な形状の放射性粒子だった。組成分析の結果、主成分は C で構成され、表面には Si が主成分の微粒子や繊維状の微粒子が点在していた。XRF、X-CT から、粒子表面にのみ高密度な部分が存在し、粒子内部は低密度かつ多孔質な構造であることが分かった。更に、断面の組成分析及び EELS の結果から、FTB26 はガラス様炭素またはポリマーをコアとして、建屋内建造物由来とされる微粒子が表面に埋め込まれた構造をしていた。この組織は 1 号機メルトダウン時に建屋内で充満していた大気微粒子を捕獲したものと考えられる。また、同位体分析の結果、非晶質炭素から Cs は検出されず、表面の微粒子からのみ Cs が検出された。また、Cs が水素爆発以前に揮発し、圧力容器から原子炉建屋内部に放出された後に建屋内建造物に吸着していたことを示唆している。さらに各粒子の合計はメルトダウン時の建屋内大気中ダストの平均的な組成を示した。

---

*Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（12）福島第一原発から放出された"放射性セシウム原子"の可視化

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(12) “Invisible” radioactive cesium atoms revealed: Pollucite inclusion in cesium-rich microparticles (CsMPs) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*宮﨑　加奈子[1]，堀江 憲路[2]，竹原 真美[2]，山﨑 信哉[3]，斉藤 拓巳[4]，大貫 敏彦[5]，
高野 公秀[6]，塩津 弘之[6]，岩田 孟[6]，宇都宮 聡[1]
[1]九大，[2]国立極地研，[3]筑波大，[4]東大，[5]東工大，[6]JAEA

本研究では、環境試料から単離した高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)に対して、γスペクトロメトリー、SEM、TEM を用いた系統的な分析に加えて HAADF-STEM とマルチスライス法像シミュレーションを行い、世界初の放射性 Cs 原子の可視化に成功した。

キーワード：高濃度放射性セシウム含有微粒子、放射性セシウム原子、ポルサイト

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した福島第一原発の事故により～520 PBq の放射性物質が放出された。現在は ^{137}Cs による放射線量への寄与が大きく、環境中における放射性 Cs の動態の把握は重要な課題となっている。しかし、環境試料中に含まれる放射性 Cs の原子・分子スケールでの直接観察は濃度が低いために困難であった。本研究は、環境試料中の放射性セシウム原子を電子顕微鏡観察によって可視化することを目的として行った。

2. 実験

本研究では、環境試料から単離した高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)に対して、γスペクトロメトリー、SEM、TEM を用いた系統的な分析に加えて HAADF-STEM とマルチスライス法像シミュレーションを行い、得られた像を比較、検討した。

3. 結果・考察

3 つの CsMP の中に Cs を高濃度（27-36%以上）含有する粒子が含まれ、ゼオライトの一種であるポルサイトを同定した。これらの組成式は$(Cs,K,Ba)_{2.2}(Fe_{0.84},Zn_{0.84},X_{0.5})_{2.2}Si_{4.1}O_{12}$ と$(Cs,K,Ba)_{1.5}(Fe_{0.66}Zn_{0.32}X_{0.6})_{1.6}Si_{4.6}O_{12}$ と$(Cs,K,Ba)_{1.7}(Fe_{0.60}Zn_{0.32}X_{1.0})_{1.9}Si_{4.4}O_{12}$（X には他の微量元素 Ti、Mn、Rb、Zr、Mo、Sn が含まれる）であった。[111]から観察したポルサイトの HAADF-STEM 像はポルサイト中の Cs 原子の六回対称の配列を示し、相対的な強度はシミュレーション像と一致した。Cs と比べて同サイトに位置する Ba、K の濃度が低いこと、Cs 同位体中の約 5 割が放射性 Cs 同位体であり、この像で可視化された Cs 原子の 2 分の 1 は放射性 Cs の原子を示しており、世界初の放射性 Cs 原子の可視化に成功した。ポルサイトはメルトダウンが起こった際に局所的に濃縮された Cs がシリカと反応し、熱水反応によって形成して、CsMP 中に取り込まれたと考えられる。また、これらのポルサイト中の放射性 Cs による β 線損傷エネルギーを計算したところ、非晶質化線量と比較して 2 桁以上低いため、結晶構造は長期間保持されることが予想される。これらの結果はメルトダウン時の炉内における Cs 分配挙動に関する新しい知見であり、シビアアクシデント現象の解析に有用である。

---

*Kanako Miyazaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Shinya Yamasaki[3], Takumi Saito[4], Toshihiko Ohnuki[5], Masahide Takano[6], Hiroyuki Shiotsu[6], Hajime Iwata[6], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu Univ., [2]NIPR, [3]Univ. of Tsukuba, [4]UTokyo, [5]Tokyo Tech, [6]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:50 AM - 2:55 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M05-08] Sorption 2

Chair:Taiji Chida

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2M05]

Impact of organic matter on sorption of radionuclides onto sedimentary rocks
(1) Chemical properties of gamma-irradiated Horonobe humic acid

*Kohei Chono[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Ayano Eguchi[2], Yuki Amano[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2M06]

Investigation of applicability of layered double hydroxide for retardation of migration of radioactive anions in geological disposal

*Yamashita Yudai[1], Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2M07]

A study on the applicability of adsorbent materials to improve the performance of delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*Akihito Asano[1], Tsuyoshi Arai[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2M08]

Potential of the application of anionic adsorbents to geological disposal of TRU waste

*Hitoshi Owada[1], Hiroyoshi Ueda[1], Tsubasa Yagi[1], Hanon Saito[3], Sho Harasaki[3], Noriko Asanuma[3], Akihito Asano[2], Syougo Uchiyama[2], Tsuyoshi Arai[2] (1. RWMC, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Tokai University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

核種の岩石への収着に及ぼす有機物影響
（1）ガンマ線照射した幌延フミン酸の化学的特性

Impact of organic matter on radionuclide sorption onto rocks

(1) Chemical properties of the gamma-ray irradiated Horonobe humic acid

*蝶野浩平[1]，小林大志[1]，佐々木隆之[1]，江口綾乃[2]，天野由記[2]

[1]京大, [2]JAEA

JAEA幌延深地層研究センターの地下水から抽出したフミン酸にガンマ線を照射し，全有機炭素（TOC）測定，電位差滴定,紫外可視分光等の分析手法により，フミン物質の酸解離定数や官能基当量をはじめとする化学的特性の照射線量の依存性を評価した．

キーワード：フミン酸，ガンマ線照射，酸解離定数，幌延地下研

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物（HLW）から地下水中に溶出した核種と種々の有機酸との相互作用は，核種の見かけの溶解度や人工・天然バリアとの収着反応に影響を及ぼす．化学構造が不均質な高分子である天然腐植有機物（フミン酸, HA）の酸解離定数 pK_a および核種との錯生成定数 β は，その影響評価に不可欠なパラメータである．これらの値は溶存 HA の HLW への近接による放射線暴露により変化する可能性が，Aldrich や IHSS など市販の HA を用いた研究で評価されてきた[1]．本研究では 3 価 4 価核種の堆積岩への収着挙動に及ぼす有機酸影響について検討を進めるため，JAEA 幌延深地層研究センターの地下水から抽出したフミン酸（幌延 HA）に着目し，幌延 HA の官能基当量や pK_a 値などの化学的特性の吸収線量依存性を評価した．

2. 実験

京大複合研 Co-60 ガンマ線照射施設で，地下 250 m で採取した幌延 HA の水溶液（I = 0.1 (NaCl), pH 8.6）に最大 100 kGy（線量率 0.1 kGy/h）のガンマ線を照射した．照射後，TOC 計（TOC-L, Shimadzu 製）を用いて TOC 量（g_C/dm^3）を，また UV-Vis 光度計を用いて 200～900 nm の範囲で吸収スペクトルを測定した．電位差滴定は，溶液を希塩酸で pH 4 程度に調整後，水酸化ナトリウム溶液を滴下し，滴定曲線からカルボキシル基とフェノール基の各官能基当量（meq/g）および見かけの pK_a を評価した．

3. 結果と考察

試料は，照射線量の増加に伴い茶色が濃くなる傾向が見られ，また TOC が減少し分解等の反応の進行が示唆された（**Fig.1**）．**Fig.2** に電位差滴定の結果を示す．未照射と比べて 100 kGy 照射後の試料では，解離官能基当量は減少した．解離官能基当量の pH 依存性をカルボキシル基（C_1^w）とフェノール基（C_2^w）の官能基当量として解析した結果，未照射で 4.98, 3.38 (meq/g), 100 kGy の照射後はそれぞれ 2.31, 3.65 (meq/g)となり，特にカルボキシル基の減少が顕著であった．発表では，幌延 HA の化学的特性について，既往研究における出自の異なる HA との比較を行うとともに，3 価金属イオン等との錯生成反応についても議論する．



Fig.1 照射線量による溶液の色の変化
(左から 0, 10, 50, 100 kGy)

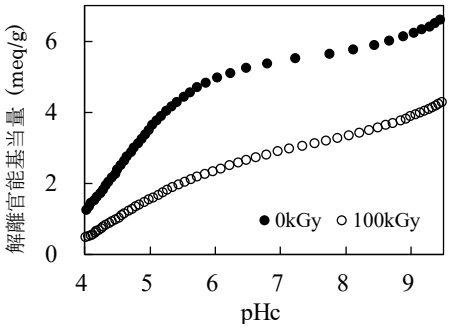


Fig.2 解離官能基当量の照射線量依存性

【謝辞】本研究には，経済産業省資源エネルギー庁受託事業「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）】」の成果の一部を使用している．

参考文献

[1] Q.Zhao ら, Chemosphere. **256** (2020) 127021.

*Kohei Chono[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Ayano Eguchi[2] and Yuki Amano[2]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

地層処分における放射性陰イオン核種の移行遅延に向けた層状複水酸化物の適用性検討

Investigation of the suitability of layered double hydroxides for delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*山下 雄大[1]，浅野彰仁[2]，新井 剛[1]

[1] 芝浦工業大学，[2] 芝浦工業大学大学院

抄録：地層処分における放射性陰イオン核種の移行遅延性能の向上に向けて，層状複水酸化物に対する陰イオン核種の吸着特性を評価した．本試験の成果から，脱炭酸イオン法により CO_3^{2-}型層状複水酸化物の層間を ClO_4^-に置換することで吸着性能が大幅に向上することが確認された．

キーワード：TRU 廃棄物，地層処分，層状複水酸化物，炭酸イオン，過塩素酸イオン

1. 緒言

TRU 廃棄物のうち，核種濃度の高いものはセメント等で固化し，地下 300 m 以深へ地層処分に資することが検討されている．地層処分では，陰イオン核種による生物圏への影響を低減させるため，陰イオン選択性の吸着材をバリア材として用いることで移行遅延性能の向上を図ることが検討されている．既往の研究成果より，吸着材には層状複水酸化物 (Layered Double Hydroxides : LDH) が有効であることが示された[1]．本研究では，陰イオン性核種の移行遅延に優れる LDH の選定のため，種々の LDH を用いて模擬陰イオン核種の吸着挙動について評価し，選定指標となる基礎データを採取した．

2. 実験方法

地下水の pH が LDH の吸着平衡特性に及ぼす影響を評価するため，バッチ式吸着試験を行った．LDH は Mg-Fe 系，Mg-Al 系，Zn-Al 系を選定し，共沈法により合成した CO_3^{2-}型 LDH，それらを脱炭酸イオン法により層間イオンを ClO_4^-に置換した ClO_4^-型 LDH，Mg-Al 系 LDH を主成分とする IXE-700F (東亞合成株式会社製) を用いた．試験溶液は所定の pH に調整した水溶液に I^-を 100 mg･dm^{-3} となるように KI を溶解し調製した．バッチ式吸着試験は，LDH と試験溶液を丸底試験管に 1 w/v%となるように添加し，25 ℃に設定した恒温振とう槽で 1～4 日間振とうした．吸着試験前後の溶液の対象イオン濃度をイオンクロマトグラフで測定し，吸着率を算出することで LDH の吸着性能の評価指標とした．

3. 結果および考察

Fig. 1 に CO_3^{2-}型 LDH，ClO_4^-型 LDH 及び IXE-700F に対する I^-の吸着平衡試験結果を示す．Fig. 1 より，CO_3^{2-}型 LDH は I^-を吸着せず，ClO_4^-型 LDH は IXE-700F と比較して高い吸着率を示すことが確認された．LDH の層間には，一般に負の電荷密度が大きく，イオンサイズの小さいイオンが取り込まれやすいこと，また層間イオンの選択性は $CO_3^{2-} > I^-$の順となることが明らかとなっている[2]．このことから CO_3^{2-}型 LDH は層間の CO_3^{2-}と比較して価数，選択性が低い I^-とはイオン交換されず，ClO_4^-型 LDH は層間イオンを CO_3^{2-}よりも電荷密度が小さく，イオンサイズの大きい ClO_4^-に置換したことで IXE-700F より高い吸着率を示したと推察される．

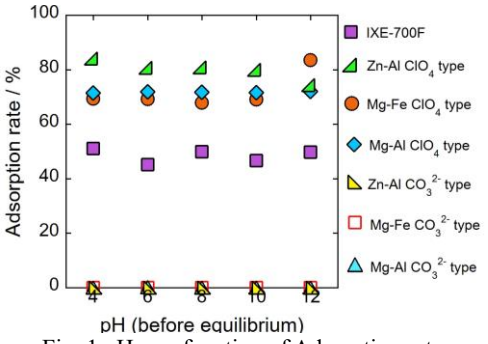


Fig. 1 pH as a function of Adsorption rate for I^- using LDHs

参考文献

[1] 浅野彰仁ら，日本原子力学会 2023 年秋の大会, 1D04

[2] 成田榮一：粘土科学, Vol. 46, No. 4, (2007), p. 210

*Yudai Yamashita[1], Akihito Asano[2], Tsuyoshi Arai[1]

[1]Shibaura Institute of Technology, Graduate school of Shibaura Institute of Technology

地層処分への実装を見据えた陰イオン核種の移行遅延性能向上に向けた吸着材の適応性検討

A study on the applicability of adsorbent materials to improve the performance of delayed migration of anionic radionuclides in geological disposal

*浅野 彰仁[1]，新井 剛[2]

[1] 芝浦工業大学大学院，[2] 芝浦工業大学

抄録：地層処分における人工バリアへの実装を見据え，無機系吸着材を緩衝材として用いられるベントナイトと混合状態で模擬陰イオン核種の基礎的な吸着特性の評価を行った．本試験の成果より，ベントナイトに吸着材を混合することで吸着性能が低下することが確認された．

キーワード：TRU 廃棄物，地層処分，ベントナイト，陰イオン吸着材

1. 緒言　TRU 廃棄物のうち核種濃度の高いものについては，セメント等で固化したうえで，地下 300 m 以深へ地層処分に資することが検討されている．安全評価において，陰イオン核種の被ばく線量は高く，地質媒体や人工バリアへの収着性に乏しいことから，陰イオン吸着材をバリア材として用いることで移行遅延性能の向上を図ることが検討されている．既往の研究成果から，地層処分環境においても吸着性能を発揮しうる吸着材が確認された[1]．本研究では人工バリアへの実装を見据え，吸着性が確認された市販の無機系吸着材を緩衝材として用いられるベントナイトへ混合した状態で模擬陰イオン核種の基礎的な吸着特性を評価し，吸着材の適応性について検討した．

2. 実験方法　緩衝材のベントナイトが吸着材の吸着速度に及ぼす影響を評価するため，吸着速度試験を行った．吸着材は IXE-500，IXE-700F (共に東亞合成株式会社製)，ベントナイトはクニゲル V1 (クニミネ工業株式会社製)とし，ベントナイトに対する吸着材混合率は 30 wt%とした．試験溶液は SeO_3^{2-}濃度が 100 ppm となるように調製したものを用いた．吸着速度試験は，吸着材混合ベントナイトと試験溶液が 2 w/v%，単体吸着材と試験溶液が 1 w/v%となるように三角フラスコに封入し，1 時間から 7 日間，所定時間振とうした．試験前後の溶液の金属イオン濃度を ICP-OES で測定し吸着分配係数を算出した．

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に SeO_3^{2-}の吸着速度試験結果を示す．Fig. 1 より，IXE-500，IXE-700F 混合ベントナイトは，各単体吸着材と比較して吸着分配係数が大きく低下することが確認された．これは，ベントナイトより発生する SO_4^{2-}の影響と推察される．本試験で用いたベントナイト中には，黄鉄鉱が含まれていることが報告されている[2]．このことから，ベントナイトより溶解した SO_4^{2-}が SeO_3^{2-}との競争吸着を起こすことで吸着分配係数が低下したと考えられる．また，IXE-500，IXE-700F 混合ベントナイトの吸着分配係数は平衡時に 10^2 cm^3/g 以上であることが確認された．核種移行解析結果より緩衝材中に吸着材を配合する際，吸着材単体には 10^2 cm^3/g 以上の分配係数が求められることが報告されている[1]．このことから，いずれの吸着材も地層処分に対する適応性が示唆された．

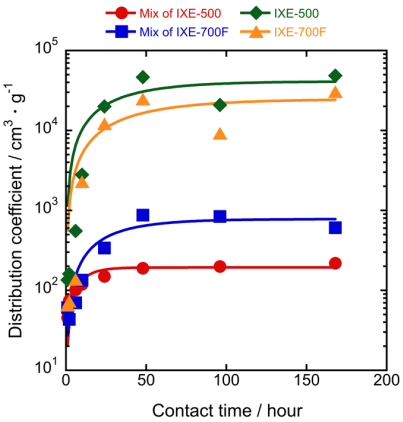


Fig. 1 Adsorption speed test results of bentonite mixed with adsorbent

参考文献

[1] 原子力環境整備促進・資金管理センター，日本原子力研究開発機構，令和 4 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業　TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発報告書, 2023, p. 2-120

[2] 動力炉・核燃料開発事業団，緩衝材の特性試験(I), 1992，p.4

---

*Akihito Asano[1] and Tsuyoshi Arai[2]

[1]Graduate School of Shibaura Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology

TRU 廃棄物の地層処分への陰イオン吸着材の適用の可能性

Potential of the application of anionic adsorbents to geological disposal of TRU waste

*大和田仁[1]，植田 浩義[1]，八木 翼[1]，齊藤 波音[2]，原崎 翔[2]，浅沼 徳子[2]，浅野 彰仁[3]，
内山 章吾[3]，新井 剛[3]
[1]原環セ，[2]東海大学，[3]芝浦工業大学

これまでに複数の吸着材について、TRU 廃棄物の地層処分で想定されるセメントやベントナイトの間隙水中でも陰イオンを吸着しうることを示した[1,2]。本報では、吸着材の利用方法を想定した感度解析によって得た要求性能とそれらの吸着試験の結果[1,2]の比較から、適用可能性について考察した結果を報告する。

キーワード：地層処分，TRU 廃棄物，陰イオン，吸着材，要求性能

1. 緒言

TRU 廃棄物の地層処分では、I-129、Cl-36、Se-79、Mo-93 などの陰イオン核種が安全評価において大きい影響を示す。その影響低減に有効な対策として吸着材の適用が考えられる。本報告では、近年市販され始めた陰イオン吸着材を対象に、緩衝材及び充填材の分配係数をパラメータとした感度解析で求めた要求性能と吸着性（既発表[1,2]）とを比較し、地層処分への陰イオン吸着材の適用可能性について考察した結果を報告する。

2. 吸着材への要求性能

2-1.感度解析

感度解析には、汎用シミュレーションソフトウェア GoldSim を用い、蛯名らの解析体系及びパラメータ設定[3]に基づいて実施した。その際、吸着材が効果を発揮するための性能を明らかにする目的で、容器内および容器間の充填材（セメント系材料）及び緩衝材（ベントナイト系材料）のそれぞれに対する各核種の分配係数（Kd）をパラメータとして 0～10^1m^3/Mg の範囲で設定した。

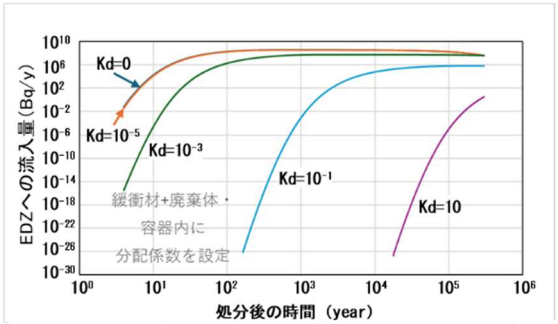


Fig.1 ヨウ素129を対象に緩衝材及び充填材のKdをパラメータとした感度解析の結果（EDZへのヨウ素129の流入量）

2-2. 感度解析の結果

Fig.1 に I-129 を対象として、緩衝材及び充填材の両方に共通に設定した Kd をパラメータとした感度解析の結果を示す。Kd に 10^{-3}m^3/Mg 以上の値を設定したケースで、吸着材の効果が見込める事が明らかになった。また、この結果は、対象とした核種に共通であり、緩衝材単独、及び充填材単独で Kd を設定した場合でも同様（Kd≧10^{-3}m^3/Mg 以上で効果が見込める）であった。

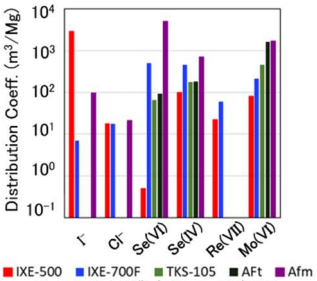


Fig.2 セメント平衡水（Region2）中での各イオンの分配係数

2-3. 吸着材の地層処分への適用可能性

吸着材が多孔質であり比表面積が大きく、吸水性が高いことを考慮して、緩衝材（ベントナイト 70%：珪砂 30%）に配合する吸着材の割合を珪砂の 5%（配合率として全体の約 1.5wt%）と仮に設定した場合に、緩衝材が 10^{-3}m^3/Mg 以上の Kd を有するために吸着材に求められる Kd は、単純計算では 10^{-1}m^3/Mg を超える値であることが分かった。同様に充填材（セメント系材料）については、吸着材の配合率を 0.1wt%とした場合の Kd は、単純計算では 10^0m^3/Mg を超える値であることが分かった。

既発表の吸着材の吸着試験の結果では、複数の吸着材において、上記各核種に対するセメント平衡水中（Fig.2）及びベントナイト平衡水中での Kd がこれらの値を上回ることが示されており[1,2]、地層処分への適用可能性のある吸着材がいくつか存在することが明らかになった。

3. 結論

吸着材への要求性能を感度解析の結果と緩衝材や充填材への吸着材の配合率の見積もりから求め、それらを吸着試験結果（既発表）と比較した結果、適用可能性のある吸着材が複数有ることが明らかになった。

本発表には経済産業省資源エネルギー庁の委託事業である「令和 4 年度高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）（JPJ007597）」の成果の一部を使用している。

参考文献

[1] 浅野 彰仁ほか,地層処分環境における陰イオン核種の移行遅延に適した無機陰イオン吸着材の選定,日本原子力学会 2023 年秋の大会,（2023）.
[2] 齋藤 波音ほか,含水酸化硝酸ビスマス及び Mg-Al 複合水酸化物によるヨウ化物イオンの吸着挙動,原子力学会 関東・甲越支部第 16 回学生研究発表会,（2023）.
[3] 蛯名 貴憲; 稲垣 学; 加藤 智子, GoldSim を用いた TRU 第 2 次取りまとめ解析モデルの構築,JAEA-Data/Code 2010-029,(2011).

*Hitoshi Owada[1], Hiroyoshi Ueda[1], Tsubasa Yagi[1], Hanon Saito[2], Sho Harasaki[2], Noriko Asanuma[2], Akihito Asano[3], Syougo Uchiyama[3] and Tsuyoshi Arai[3]
[1]RWMC, [2]Tokai University, [3]Shibaura Institute of Technology.

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

Thu. Sep 12, 2024 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:55 AM - 3:00 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F06-09] Photonuclear Reaction

Chair:Tokio Fukahori(JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2F06]

Nondestructive Quantitative Isotopic Analysis Using Nuclear Resonance Fluorescence

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2F07]

Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using trasmission nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Rryoichi Hajima[1], Mitsuo Koizumi[2], Heishun Zen[3], Hideaki Ohgaki[3], Toshitaka Taira[4] (1. QST, 2. JAEA, 3. Kyoto Univ., 4. IMS)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2F08]

Photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 MeV and 17 MeV photon energies

*Thuong Thi Hong Nguyen[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Toshiya Sanami[3,1] (1. SOKENDAI, 2. JAEA, 3. KEK)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2F09]

Investigation of model applicability for photoneutron emission in the giant dipole resonance

*Hayato Takeshita[1], Kazuaki Kosako[1], Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Yukinobu Watanabe[2] (1. Shimizu corporation, 2. Kyushu Univ.)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Nondestructive Quantitative Isotopic Analysis Using Nuclear Resonance Fluorescence

*M. Omer[1], T Shizuma[1,2], R. Hajima[2], M. Koizumi[1]

[1]JAEA, [2]QST

Abstract

A quantitative isotopic analysis of the natural metallic samples of hafnium (Hf) and tungsten (W) elements is presented. Hf and W targets were exposed to quasi-monochromatic γ-ray beams generated by laser Compton scattering (LCS) at the high intensity γ-ray source (HIγS) facility of Duke University. The γ-ray beams, in the 2.4-3.2 MeV energy range, excited multiple nuclides simultaneously via the nuclear resonance fluorescence (NRF). All excited transitions were employed to analyze the isotopic compositions of the targets. Particularly, the content of the even-mass naturally occurring isotopes of Hf and W was detected with high precision. The uncertainty of the measured abundances is $2.7-6.7\%$, while the deviation from the reference values ranges between $0.18-1.36\%$.

Keywords: Nondestructive analysis, NRF, Laser Compton scattering γ-rays

1. Introduction

The nondestructive analysis is of paramount significance to many fields, such as nuclear security and nuclear nonproliferation, where an accurate determination of the isotopic content (e.g., enrichment) is necessary without compromising the inspected samples. NRF is a resonant photonuclear interaction that provides a unique fingerprint of each nucleus. Therefore, NRF is anticipated to be one of the most powerful isotopic analyzers. However, studies that test this technique quantitatively are rare. Here, we measure the isotopic abundance of Hf and W elements to demonstrate the potential of NRF as a quantitative isotopic analyzer.

2. Materials and Methods

Hf target (purity of 99.9%, square 2.5 cm on a side and 4 mm thick) and W target (purity of 99.9%, disk 2.5^{ϕ} cm and 4 mm thick) were irradiated by LCS γ-ray beams at the HIγS facility of Duke University, USA. The NRF scattered photons were detected by an array of detectors consisting of 6 high purity germanium (HPGe) detectors [1]. The flux of the incident γ-ray beams was accurately estimated by a combination of measurements of incident γ-ray beam profiles and Monte Carol simulations [1]. The average flux used in the present measurement is approximately 400 γ/sec eV. In total, 21 and 30 transitions of Hf and W isotopes were observed, respectively. Knowing γ-ray beam flux and the NRF cross sections, these transitions were employed to estimate the abundance of 3 Hf and 3 W isotopes.

3. Results and Discussion

Fig. 1 shows the distributions of the measured abundances of the 6 detected isotopes. The smallest abundance measured in the present work is for ^{176}Hf, weight-averaged abundance, $\chi_{wav} = 0.0521(35)$, with a total uncertainty of 6.7%. The small amount of ^{176}Hf (1.75 g) in the sample produced the lowest counts, which led to high statistical uncertainty. For ^{182}W, $\chi_{wav} = 0.2614(71)$ with a total uncertainty of 2.7%, which is the best obtained uncertainty using NRF method so far. Furthermore, the results attained for ^{184}W and ^{186}W standing at $\chi_{wav} = 0.3033(91)$ and $\chi_{wav} = 0.2848(106)$, respectively, demonstrate that the NRF method could distinguish similar isotopic contents within one standard deviation.

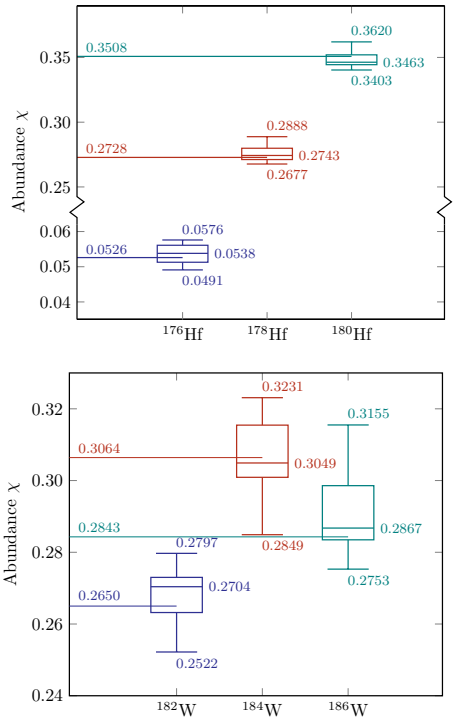


Fig. 1: Distributions of the measured abundances of Hf (top) and W (bottom) isotopes. For each isotope, the minimum, maximum, median, and reference abundances are indicated [1].

4. Summary

In summary, we demonstrated that NRF method can be used to achieve a comprehensive quantitative isotopic analysis of dense elements such as Hf and W, nondestructively. Although the uncertainties of the measured isotopic contents are still far below those provided by mass spectroscopy, the uniqueness of the signature and the nondestructive nature of the detection can be useful for nuclear security applications.

Acknowledgment: This work is a contribution of the JAEA to the International Atomic Energy Agency (IAEA) under the agreement of the coordinated research program (CRP), J02015 (Facilitation of Safe and Secure Trade Using Nuclear Detection Technology - Detection of RN and Other Contraband).

References

[1] M. Omer, T. Shizuma, R. Hajima, and M. Kiozumi, *J. Appl. Phys.*, 135, 184903 (2024).

透過型の核共鳴蛍光散乱を用いた Pb-206 の双極子遷移強度の測定

Measurements of dipole transition strength in Pb-206 using transmission nuclear resonance fluorescence

*静間　俊行[1,2]，Mohamed Omer[2]，羽島　良一[1]、小泉　光生[2]、
全　炳俊[3]、大垣　英明[3]、平　義隆[4]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]京大，[4]分子研

レーザーコンプトン（LCS）γ線を用いて、^{206}Pb の透過型の核共鳴蛍光散乱（NRF）実験を行った。観測された ^{206}Pb の遷移に対して、共鳴吸収の大きさを求め、基底状態への崩壊幅Γ_0 と分岐比 b_0 を決定した。

キーワード：レーザーコンプトンγ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移強度

1. 緒言

通常の NRF の測定では、散乱γ線の強度から崩壊幅と分岐比の積（$\Gamma_0 b_0$）が求まる。一方、透過型 NRF では、図 1 のように、吸収標的を透過したγ線ビームを吸収標的と同じ核種からなる標的（Witness Plate、WP）に照射し、WP 標的から放出される NRFγ線を測定する。この場合の NRFγ線の収量は、吸収標的における共鳴吸収の大きさに依存し、Γ_0 を求めることができる。また、通常の NRF の測定結果を基に、分岐比 b_0 を求めることも可能である。

2. 透過型 NRF 実験

^{206}Pb の透過型 NRF 実験は分子科学研究所の UVSOR-III 施設で行った。加速エネルギー746MeV の電子ビームと波長 1.896μm のレーザー（出力約 35W, CW）を正面衝突させ、最大エネルギー5.54 MeV、半値幅約 8%の LCSγ線を生成した。図 1 に、実験セットアップを示している。LCSγ線を吸収標的、WP 標的（ともに、濃縮度 99.323%、重さ 2g、直径 8mm の ^{206}Pb）に照射し、WP 標的から放出される NRFγ線を 2 台の高純度 Ge 検出器を用いて測定した。また、WP 標的のみの測定も行い、透過型 NRF 実験から得られるγ線収量との比較から共鳴吸収の大きさを評価した。

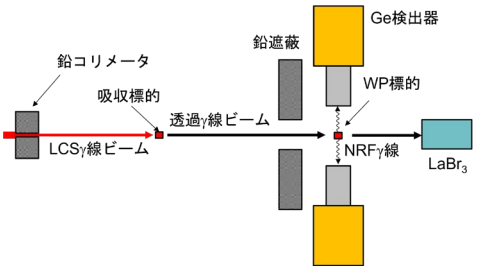


図 1. 透過型 NRF の実験セットアップ。

3. 測定結果

本実験において、^{206}Pb の 7 本の遷移が観測された。図 1 に、5037-keV 遷移に対する共鳴吸収の大きさの実験値（$R = 0.58 \pm 0.3$）と計算値を示している。これらの比較から、$\Gamma_0 = 2.43^{+0.64}_{-0.1}$ と、$b_0 = 0.96^{+0.04}_{-0.2}$が得られた。この値は、通常の NRF 実験から得られた値$\Gamma_0 = 2.33 \pm 0.16$、$b_0 = 0.92 \pm 0.05$ [1]と誤差の範囲内で一致する。その他の遷移についてもほぼ矛盾しない結果が得られている。本講演では、NRF 実験から得られるデータの特徴、透過型 NRF の実験手法、および ^{206}Pb の測定結果について報告する。

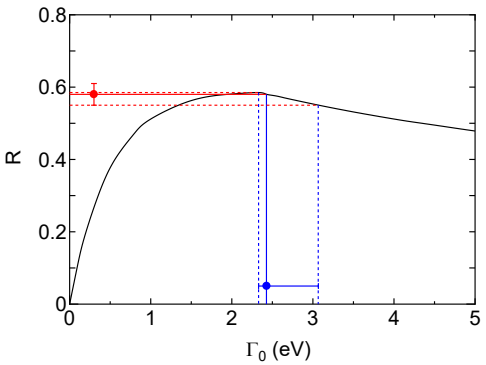


図 2. 5037-keV 遷移に対する共鳴吸収の大きさ（R）の計算値（実線）。通常の NRF 実験から得られている$\Gamma_0 b_0$=2.33eV [1]を仮定。実験値を赤丸で示している。計算値との比較から得られたΓ_0 を青丸で示している。

参考文献

[1] T.Shizuma et al., Phys. ReV. C 98, 064317 (2018).

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1], Mitsuo Koizumi[2], Heishun Zen[3], Hideaki Ohgaki[3], and Yoshitaka Taira[4]
[1]QST, [2]JAEA, [3]Kyoto Univ., [4]IMS

Photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 and 17 MeV photon energies

*T. Nguyen[1,2], N. Iwamoto[2], T. Sanami[1,3]
[1]SOKENDAI, [2]JAEA [3]KEK

The experimental and theoretical photoneutron angular distribution on ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 and 17 MeV photon energies are compared in this study. This presentation encompasses the angular distribution from the experimental data with linearly polarized photons and bremsstrahlung, and calculation results of the CCONE code.

Keywords: photonuclear reaction, photoneutron emission, angular distribution

1. Introduction

In the previous presentation [1], we pointed out that the evaluation for photonuclear data libraries, JENDL [2] by the CCONE code system for example, should be improved by using the data of energy and angular distributions of secondary particles. In the CCONE code, the angular distribution of emitted nucleons is obtained with an assumption of theoretical forward peak based on Kalbach systematics [3] modified by Chadwick et al [4] for photonuclear reactions. However, the systematics were benchmarked only for the Quasi-Deuteron (QD) regime ($E_\gamma > 30$ MeV). On the other hand, in the Giant Dipole Resonance (GDR) regime, several experimental data indicated the symmetry at 90° for photoneutron and photoproton angular distributions taken in the mid-1900s with bremsstrahlung photons [5-6] and recent studies with linearly polarized photons [7-8]. In this study, one of the data, the photoneutron angular distribution for ^{181}Ta and ^{209}Bi at 13 and 17 MeV photon energies, is compared with that obtained by the CCONE code calculation.

2. Results and discussion

Figure 1 shows the results of the comparison for 17 MeV incident photons in terms of polar angles θ defined as the angle between incident photon and emitted neutron directions. The experimental data are obtained as integrals of photoneutrons greater than 3 MeV, where the preequilibrium process predominates. As pointed out in ref [7], the angular dependence of $d\sigma/d\Omega$ is a function of not only θ but also the direction of incident photon polarization. The data presented here are obtained for a condition in which the polarization is parallel to the reaction plane. The condition gives the maximum angular dependence. The theoretical systematic is apparently inappropriate for interpreting the angular distribution of photoneutron emission in GDR. In addition to this, the comparison for 13 MeV photon energy will be presented in the meeting with detailed discussions.

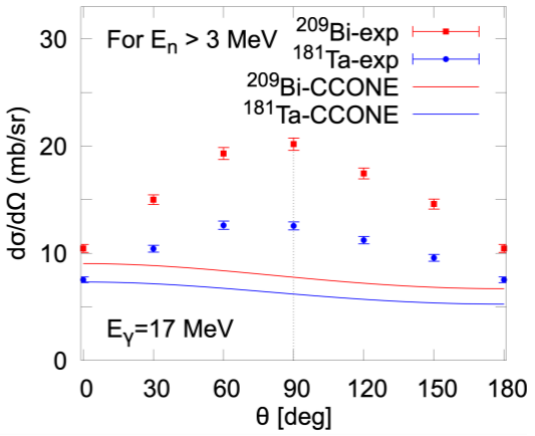


Figure 1: Angular distribution comparison for ^{181}Ta (blue) and ^{209}Bi (red) at 17 MeV photon energy.

References

[1] T. Nguyen et al., Spring AESJ Meeting, 2024, 3I01.
[2] O. Iwamoto et al., Nuclear Data Sheets, 131, 259-288 (2016).
[3] C. Kalbach, Phys. Rev. C, 37, 2350 (1988).
[4] M.B. Chadwick, et al., J Nucl. Sci. Technol., 32, 1154 (1995).
[5] F. Tagliabue and J. Goldemberg, Nucl. Phys. A, 23, 144 (1961).
[6] G.S. Mutchler, Cambridge, MIT (1966).
[7] T. Nguyen et al., J. Nucl. Sci. Technol., 61(2), 261 (2024).
[8] T. Nguyen et al., EPJ Web Conf., 292, 07004 (2024).

巨大双極子共鳴からの光中性子放出計算モデルの適用性検討

Investigation of model applicability for photoneutron emission in the giant dipole resonance

*竹下 隼人[1]，小迫 和明[1]，木下 哲一[1]，能任 琢真[1]，渡辺 幸信[2]
[1]清水建設, [2]九州大学

十数 MeV 以上の光子を利用する施設の遮蔽設計では、標的や遮蔽体などとの光核反応により発生する中性子の物理量を正しく評価する必要がある。現在利用されている光核反応の核データファイルは、巨大双極子共鳴のエネルギー領域において中性子二重微分断面積（DDX）の高エネルギー成分を過小評価することが確認されている。前回の発表では、直接過程により放出される中性子 DDX を計算するモデルを提案したが実験値再現性に課題が残ることを報告した。本発表では、改良したモデルを用いたいくつかの標的に対する実験値との比較結果を議論する。

キーワード：光核反応，中性子, TALYS，巨大双極子共鳴、DDX

1. 緒言

光核反応の核データファイルとして現在利用されている LA150 や JENDL/PD-2016.1 などは、光核反応を前平衡過程と複合核過程の二つの成分で記述しており、直接過程から放出される中性子の高エネルギー成分を過小評価している。前回の発表では、直接過程からの中性子放出に Wilkinson の resonance direct 理論[1]を適用したモデルで実験値の再現性が向上することを報告した。しかし、計算により得られた DDX のスペクトルには、実験値には無いピーク構造が見られた。今回は新たに 1 空孔状態に対する強度分布を考慮することにより実験値再現性を更に向上を図った。

2. DDX の計算

前平衡過程および複合核過程の計算には TALYS を使用し、直接過程の計算は文献[1]に基づいて計算した。resonance direct 過程の計算において、残留核の 1 空孔状態に対する強度分布から spreading 幅を考慮した DDX を求めた。ここで、spreading 幅は Mahaux らの提唱した値[2]を使用した。

3. 結果・考察

入射エネルギー16.6 MeV における ^{197}Au(γ,xn)反応の DDX の計算結果を図 1 に示す。直接過程のエネルギー幅を考慮しない計算（赤破線）は、残留核の離散準位による二つのバンプ構造が目立つ。1 空孔状態の強度分布にエネルギー依存の spreading 幅を考慮した計算（赤実線）は実験値に近い幅広のバンプ構造を持つことが示された。本発表では、前回からの理論計算方法の改良点や他の核種への適用可能性を議論する。

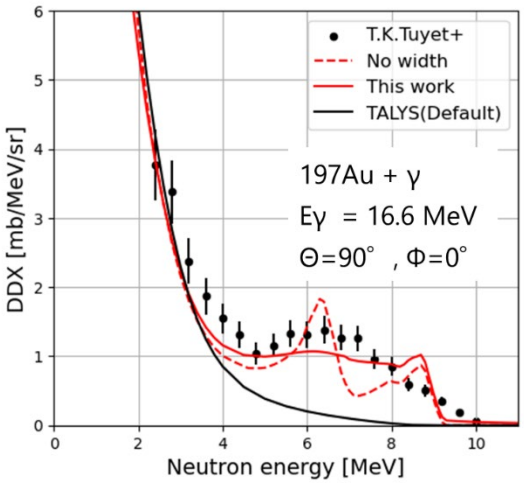


図 1. ^{197}Au(γ,xn)反応における DDX の実験値と本研究で得られた計算結果（赤の実線と実線）

参考文献

[1] D. H. Wilkinson, Physica 22, 1039 (1956)　[2] C. Mahaux, R. Sartor, Nucl. Phys. A 493 (1989) 157

*Hayato Takeshita[1], Kazuaki Kosako[1], Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Yukinobu Watanabe[2]
[1]Shimizu corporation, [2]Kyushu University,

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H07-09] 1F Accident

Chair:Koji Nishida(INSS)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2H07]

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)

-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behabior-

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical systems safety research institute)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2H08]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(1) Major targets of the development, and procedures

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4], Youko Takahatake[4] (1. IAE, 2. Former Tohoku Univ., 3. Hachinohe Inst. of Tech., 4. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2H09]

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ^{60}Co

*Shunsuke Uchida, Chiaki Kino[1], Yoshikazu Koma[2], Youko Takahatake[2], Hidetoshi Karasawa [3], Kenichi Tezuka[1] (1. Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Hachinohe Institute of Technology)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所２号機圧力抑制室下部からの地震動起因漏えい（2）
—観測された圧力挙動からの圧力抑制室水位推定—

1F NPP Unit 2 Suppression Chamber Lower Part Leak Caused by Seismic Ground Motion (2)
-Estimation of suppression chamber water level based on observed pressure behavior-

*田辺　文也[1]
[1]社会技術システム安全研究所

It is found that containment pressure decreasing behavior on March 14th afternoon was caused by gas above the suppression chamber (S/C) pool surface being cooled by cold water liquid droplets which were entrained from the pool surface. The S/C water level is estimated to have been at the lower end of quencher pipe at 18:15 on March 14th.

Keywords：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, accident, unit 2, ground motion, suppression chamber

１．緒言　前報[1)]では全交流電源喪失までのS/C水位上昇計算結果が観測とよく一致することを示した。

２．分析結果　原子炉圧力は2011/03/14 13:30頃7.5MPaを超え（Figure 1)、これ以降SRVが自動開閉を繰り返し、18:00からはSRV強制開操作が行われる。原子炉圧力容器（RPV）からS/Cに蒸気が流入するのにもかかわらず、格納容器(D/W)圧力は13:30頃から降下し始める。SRVを通してS/Cへの蒸気流入は18:40頃まで続くが格納容器圧力降下は18:15頃に止まる。これらの一見奇妙な現象は以下のように説明できる。S/C下部からの漏洩によりS/C水位は13:30時点ではT-クエンチャーアームパイプ上端(S/C底から1676.4mm)近傍にあり水温計(2900mm)よりも低くなっており、水温計が計測しているのは液相水温度ではなくてガス温度であると考えられる。RPVからクエンチャーを通じて放出される蒸気の大部分は凝縮することなくS/Cプール表面から離脱上昇する。この上昇蒸気流にプール表面の低温水が液滴として随伴される（pool entrainment)。この低温（約130℃）液滴流によって少なくとも水温計高さまでのガスは冷却されて13:30頃の約148℃(飽和温度は151℃）から低下し始めて(Figure 2)15：30には約131℃まで低下する（この時の飽和温度は約149℃)。格納容器体積を占めるガスの一部の温度が下がり収縮することにより圧力は低下する。しかしながら18:15頃にS/C水位がクエンチャーアームパイプ下端（1371.6㎜）以下にさがるとpool entrainmentは発生しなくなるので圧力低下が止まる。漏洩面積8.93cm^{2}を仮定したシミュレーション結果が上述水位挙動をよく再現する(Figure 3)。この場合原子炉隔離時冷却系（RCIC）吸い込み口高さ（ストレイナー下端）が約2000㎜であれば9:00頃に露出してRCIC機能喪失（注水停止）が発生することとなる。

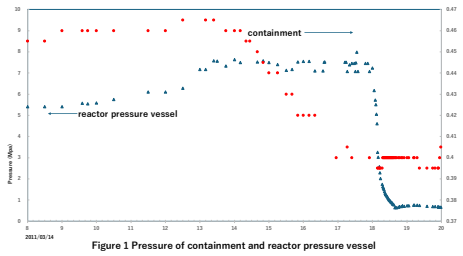


Figure 1 Pressure of containment and reactor pressure vessel

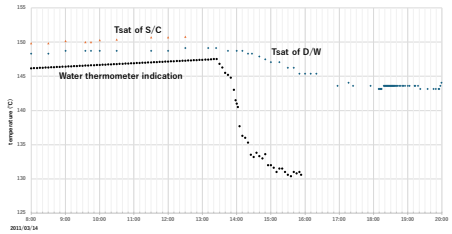


Figure 2 Water thermometer indication and saturation temperatures of containment pressure

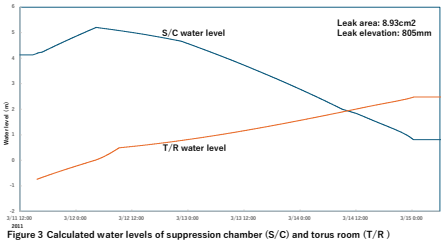


Figure 3 Calculated water levels of suppression chamber (S/C) and torus room (T/R)

参考文献

[1]田辺、日本原子力学会2022年秋の大会予稿集3L03
[2]東京電力、未解明問題に関する検討第1回進捗報告、添付資料2-6、2013年12月

*Fumiya Tanabe　/　[1]Sociotechnical Systems Safety Research Institute

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル （1）開発の狙いとそのアプローチ

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS
(1) Major targets of the development, and procedures

*木野千晶 [1]，手塚健一 [1]，内田俊介 [2]，唐澤英年 [3]，駒義和 [4]，高畠容子 [4]
[1]エネ総研，[2]元東北大学，[3]八戸工大，[4]JAEA

福島第一原子力発電所(1F)事故廃棄物のインベントリ推算の不確実性を低減するため、1F 事故中および事故後における放射性核種(RN)による汚染メカニズムの評価が可能な核種挙動モデルを開発する。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，SAMPSON，廃棄物，放射性核種挙動

1. 緒言

1F 廃棄物のインベントリ推算では、各 RN に対するセシウムやコバルトをキー核種とした輸送比（対象 RN のインベントリに対する質量比を、同じサンプルで測定されたセシウムのインベントリに対する質量比で割ったもの）を用いた評価が検討されている。本モデルでは、シビアアクシデント (SA) 解析コードおよび中長期的補正係数を用いて、事故後 10 年以上が経過した 1F 炉内における RN 分布および輸送比を評価する。

2. 核種挙動モデルの概要

2-1. SA 解析に基づく短期的 RN 挙動評価

事故中の RN 移行・沈着挙動（汚染メカニズム）について、事故中の測定値・内部調査結果に基づく事故進展シナリオ分析を実施する。推定されたシナリオを用いて SAMPSON による SA 解析を実施し、短期的な（事故発生後 1 週間程度）RN 挙動を評価する。SA 解析では補足できない局所的な流動場に関する情報は CFD 解析などを用いて補う。解析結果は放射線モニタ測定値・内部調査結果などを用いて妥当性を確認する。

2-2. 補正係数に基づく中長期的 RN 挙動評価

事故中に壁面に付着した水溶性 RN の一部は、凝縮水などを通じて滞留水へ再移行すると考えられる。また、放射線場においてヨウ素は揮発し、環境へ放出されることが知られている。これらの現象を考慮するために、SA 解析より得られた RN 分布に対し、中長期的な移行挙動を考慮した補正係数[1]を掛け合わせることで、事故後 10 年以上が経過した現在における 1F 炉内における RN 分布および輸送比を評価する。

3. これまでの成果および今後の課題

これまでに 2 号機を対象としたインベントリ推算の試解析を実施した。短期的 RN 挙動評価については、エアロゾルの再浮遊などを考慮することで、内部調査で判明しているシールドプラグの汚染状況も再現した RN 分布を得ることができた。また、中長期的補正係数を掛け合わせることで、インベントリ推算を実施した。トーラス室内について内部調査結果と比較し、妥当な結果が得られた（表 1）。今後は、解析モデルの不確かさに起因する課題を抽出し、その不確かさを低減する。また、1F 事故進展分析および核種挙動モデルを用いて、汚染分布・メカニズム、核種濃度比・汚染に係る影響因子を評価する。

表 1 インベントリ推算結果と分析データの比較

核種	推算結果 (Bq)	分析データ (Bq)
Cs137	6.30E15	8.76E15
Sr90	1.0E14	4.98E14
I129	9.10E8	5.52E8

※本報告は経済産業省による「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含みます。

参考文献

[1] 木野，手塚，唐澤，内田，日本原子力学会 2023 年春の年会 2G01 (2023).

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4] and Youko Takahatake[4]
[1]IAE, [2]Atom Research Lab, [2]Former Tohoku Univ., [3]Hachinohe Inst. of Tech., [4]JAEA

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount
in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(2) ^{60}Co の炉心インベントリに及ぼす燃料棒付着クラッドの影響

(2) Effects of fuel deposits on initial core inventories of ^{60}Co

*内田 俊介[1]、木野 千晶[2]、手塚 健一[2]、唐澤 英年[3]、駒 義和[4]、高畠 容子[4]

[1]元東北大、[2]エネ総研、[3]八戸工大、[4]原子力機構

プラントの運転中に燃料表面に沸騰析出していた Co、^{60}Co を、薄膜蒸発乾固モデルを用いて定量化し、燃料表面の ^{60}Co の存在量が ORIGEN2 で求められた構造材の放射化量の約 300 倍に達することが示された。

キーワード：福島第一原子力発電所、炉水、燃料被覆管、Co、^{60}Co

1. 緒言

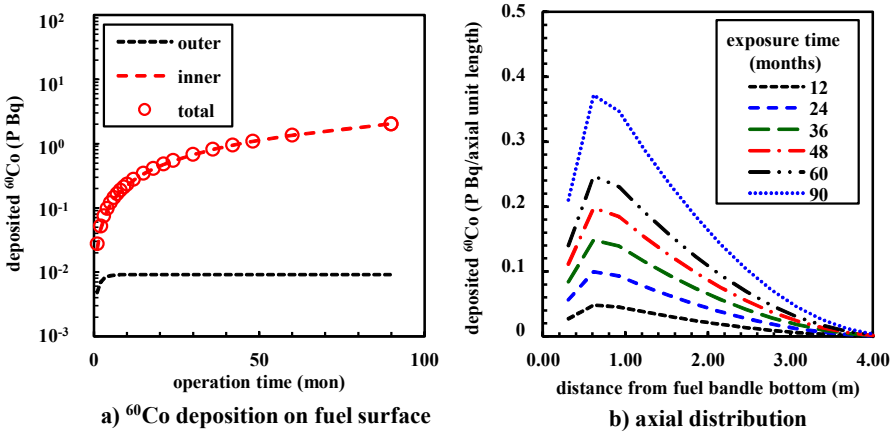
1F の放射性廃棄物の核種組成評価に当たっては、^{90}Sr、^{63}Ni、^{129}I などの長寿命非ガンマ線放出核種の評価が課題の一つである。^{137}Cs を指標とする輸送比[1]による核種組成の推算が有力であるが、低揮発性の Sr や非揮発性の Ni などの挙動評価を揮発性の Cs を指標とするには限界があり、^{60}Co の採用が検討されている。

2. 薄膜蒸発乾固モデル

BWR の水化学で採用されてきた冷却系での腐食生成物の発生、燃料表面への沸騰析出のマスバランス評価[2]に基づいた試算で、燃料表面には炉心構成材料の 100 倍近くの ^{60}Co が蓄積されることが示された。このため、沸騰析出に関する薄膜蒸発乾固モデル[3]を用いた詳細解析を実施した。本解析では蒸発濃縮のみでなく、二相流のせん断力による剥離、溶出も加えて、長期的な蓄積と放射化を評価した[4]。

3. 燃料表面付着量の評価

各号機、燃料集合体ごとに沸騰濃縮による鉄クラッド、Co、Ni などの燃料棒表面への析出、剥離・溶出による脱離を運転履歴に沿って計算し、放射化生成物である ^{60}Co、^{63}Ni の蓄積量を求めた（**図 1**）。Co の付着蓄積量は、沸騰開始点よりやや下流側をピークとして蓄積する（図 1 b)）。また、^{60}Co は燃料表面に比較的強固に付着する内層に蓄積される（図 1 a)）。同様の計算を 2, 3 号機にも実施し。各号機の原子炉停止時の Co、Ni 量及び ^{60}Co、^{63}Ni 放射能量を求めた。^{60}Co については、総放射能は ORIGEN2 の評価値の約 300 倍、評価誤差は約ファクター1.5 と評価された。



a) ^{60}Co deposition on fuel surface　　b) axial distribution

図1　燃料表面での^{60}Co付着量の経時変化および軸方向分布（ 1号機全体での計算結果）

4. 結論

燃料表面での ^{60}Co 放射能の再評価の結果、低/非揮発性核種の廃棄物含有量評価には非揮発性の ^{60}Co に基づく輸送比を用いることも有効と考えられる。

※本報告は経済産業省による「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含みます。

参考文献

[1] Koma Y, et al., *Nucl. Mat. Energy*, **10**, 35-41 (2017),　[2] Uchida S, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, **69**, 78-85 (1979).,
[3] Asakura Y, *et al.*, *ibid.*, **67**, 1-7 (1978).　[4] Uchida S. *et al. J. Nucl. Sci. Technol.*, **24**, 385-392 (1987).

*Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[2], Kenichi Tezuka, Hidetoshi Karasawa[3], Yoshikazu Koma[4] and Youko Takahatake[4]
[1]Tokoku University-retired, [2]IAE, [3]Hachinohe Institute of Technology, [4]JAEA,

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N07-09] Pyroprocessing, and Scenario Evaluation

Chair:Kouichi Uozumi(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2N07]

Precipitation behavior of Mn(II), Fe(II), Co(II), and Ni(II) in molten chlorides

*Yuri Yamamoto[1], Yuki Yokoi[1], Kazuki Minowa[1,2], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masahiro Nakamura[2], Haruaki Matsuura[1] (1. TCU, 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2N08]

Impacts of the Introduction of Metal-Fuel Fast Reactor Cycle on the Sustainable Use of Nuclear Energy

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2N09]

Mass balance analysis of nuclear usage scenario with recycle of beneficial elements in high level radioactive waste

*Takumi Abe[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

溶融塩化物中における Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)の沈殿挙動

Precipitation behavior of Mn(Ⅱ), Fe(Ⅱ), Co(Ⅱ), and Ni(Ⅱ) in molten chlorides

*山本 由理[1]，横井 悠輝[1]，箕輪 一希[1,2]，高畠 容子[2]，渡部 創[2]，中村 雅弘[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大，[2]JAEA

LiCl-KCl 共晶塩又は NaCl-2CsCl 塩に、Mn、Fe、Co、Ni の放射化物の代わりとなる安定同位体、沈殿剤を添加し沈殿評価実験と化学平衡計算によるシミュレーションを実施した。沈殿物及び上澄み塩について XAFS 等の測定、解析を行った。放射化物の代替は酸化物として浴塩から分離した。

キーワード：乾式再処理法，溶融塩，分離，沈殿，放射化生成物，XAFS

1. 緒言

使用済み核燃料の乾式再処理法では、浴塩を繰り返し使用するが、最終的には核燃料物質等をわずかに含む使用済み塩が発生する。核物質管理上、この使用済み塩に含まれる核燃料物質は単離回収されることが望ましい。これには沈殿法と蒸留法にて核燃料物質を回収する手法を提案している。本研究では、原子炉及び燃料構造材、溶融塩電解槽等から由来する放射化物である Mn、Fe、Co、Ni の沈殿時の挙動に関して検討を行った[1]。

2. 実験

Ar 循環グローブボックス (GB) 内で石英管に LiCl-KCl 共晶塩又は NaCl-2CsCl 塩を入れた。そこに、$MnCl_2$ もしくは、$CoCl_2$、$FeCl_2$、$NiCl_2$ をそれぞれ浴塩に対し 10 wt%入れた。沈殿剤の Li_2O は、Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)それぞれの物質量に対し化学量論的に 50 %、100 %、150 %、200 %にてそれぞれ投入した。石英管を GB 内の電気炉に入れ、LiCl-KCl 浴では 700 ℃、NaCl-2CsCl 浴では 800 ℃で加熱し、試料を溶融させた。石英管ごと試料を自然冷却、固化したのち、沈殿物と上澄み塩をそれぞれ採取した。沈殿物は粉砕し、BN と混合した。混合物はペレット状に成形し、XAFS 測定に供した。XAFS 測定は、KEK PF BL-27B にて行った。上澄み塩は一部を採取し純水に溶解させたものを AAS にて分析を行った。分析結果から、含有する Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)それぞれの濃度を求め、沈殿率を算出した。また、実験で想定される反応については、熱力学データベース MALT と多元素化学平衡計算ソフト gem を用いた化学平衡計算による沈殿生成割合シミュレーション評価も行った。

3. 結果及び考察

塩化物の比較対照試料と沈殿物の EXAFS 動径構造関数を図 1 に示す。沈殿物の EXAFS 動径構造関数では、各元素の沈殿物において、約 2.7 Åに第一近傍構造ピークが確認された。これは塩化物の比較対照試料の第一近傍構造ピークと比較すると大きく異なっており、Li_2O を添加することで塩化物とは異なる生成物が沈殿したと考えられる。第一近傍構造ピークの類似性から、各元素における沈殿物は似た構造であることが想定される。発表では、gem による沈殿生成割合シミュレーション評価、AAS 分析結果から算出した沈殿率、XRD 測定による沈殿物と比較対照試料の XRD パターンについて説明する予定である。

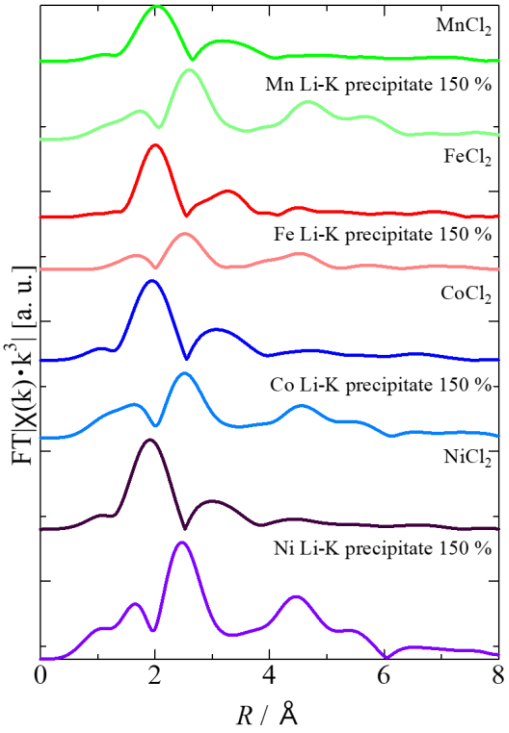


図 1; 塩化物の比較対照試料と沈殿物の EXAFS 動径構造関数

実験の結果、Mn(Ⅱ)、Fe(Ⅱ)、Co(Ⅱ)、Ni(Ⅱ)の塩化物は Li_2O を添加することにより生成物を形成することがわかった。検討中のプロセスでは核燃料物質は酸化物として回収することを望んでいるため、これらの元素は核燃料物質に同伴する可能性が高く、Mn、Fe、Co、Ni と核燃料物質を分離する工程の検討が必要であると考える。

謝辞

本研究は東京都市大学及び日本原子力研究開発機構との共同研究によって行われた成果の一部である。

参考文献

1. Y. Yamamoto, K. Minowa, Y. Takahatake, S. Watanabe, M. Nakamura, and H. Matsuura, *Electrochemistry*, **92**, 043019 (2024).

*Yuri Yamamoto[1], Yuki Yokoi[1] Kazuki Minowa[1,2], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masahiro Nakamura[2] and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

持続的原子力エネルギー利用における金属燃料高速炉サイクル導入の効果

Impacts of the Introduction of Metal-Fuel Fast Reactor Cycle on the Sustainable Use of Nuclear Energy

*竹下　健二，岡村　知拓、中瀬　正彦
東京工業大学　ゼロカーボンエネルギー研究所

金属燃料高速炉の導入を想定し、高速炉導入期における核燃料サイクルの諸量評価を行った。幾つかの高速炉サイクル導入シナリオを想定し、最終処分場面積を指標として高速炉サイクル導入の影響を評価した。
キーワード：高速炉サイクル、金属燃料、乾式再処理、核変換、最終処分場

1. 緒言

2050 年までにわが国では高速炉の実証を目指す計画であり、今後、高速炉および高速炉サイクルに関連する研究開発が加速されるものと思われる。この状況を踏まえ、動的核燃料サイクルシミュレータ NMB4.0 を用いて、将来における高速炉を含む多様な原子力利用シナリオを解析している。本研究では、金属燃料高速炉の導入を想定し、今世紀中の高速炉導入期における核燃料サイクルの諸量評価を行った。幾つかの高速炉サイクル導入シナリオを想定し、最終処分場面積を指標として高速炉サイクル導入の影響を評価した。

2. 高速炉サイクル導入シナリオ

2105 年までの原子力による発電容量の変化を図 1 に示す。全発電容量は 33GWe を想定し、2045 年に最初の金属燃料高速炉（60 万 kWe）が導入され、2065 年以降の炉のリプレースのタイミングで順次導入される。使用済み燃料の再処理については、800t/y の六ケ所再処理工場が 2025 年から運転され、40 年間操業される。2065 年からの第 2 再処理では、600t/y の軽水炉燃料再処理と 200t/y の金属高速炉燃料用の乾式再処理を想定した。プルサーマルは使用済み UO_2 燃料由来の Pu を使った MOX で実施される。将来シナリオとして、(1) 使用済み MOX 燃料と高除染 MOX を金属還元した後、高速炉サイクルに移行させる M0 シナリオ、(2) 使用済み MOX 燃料及び高レベル廃液から分離された MA を混合させた高除染 MOX を金属還元した後、高速炉サイクルに移行させる M1 シナリオ、(3)高速炉サイクルに酸化物燃料を用いた Ox0 シナリオについて検討した。

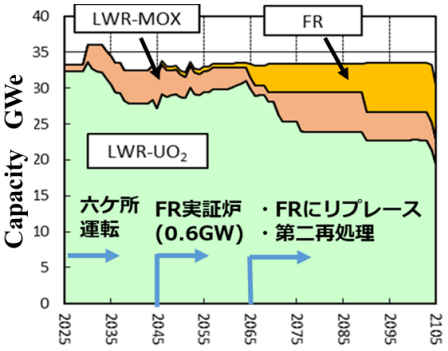


Fig.1 Electric power generation

3. 解析結果と考察

図 2 には核燃料サイクル中の MA の移行先とその蓄積量の時間変化を示す。酸化物燃料を用いた OX0 シナリオでは大部分の MA はガラス固化体に移行し、ガラス固化体への MA 移行量は時間と共に増加した。それに対して M1 シナリオでは使用済み MOX に含まれる MA が高速炉サイクルに移行して核変換されることから、MA のガラス固化体への移行量は減少した。M1 シナリオでは、ガラス固化体への MA の移行は、2065 年の MA 分離プロセス導入以前に六ケ所再処理で発生したものだけになる。

次いで、2105 年までに必要になる最終処分場面積を評価した。Ox0 シナリオでは大部分の MA がガラス固化体に入るのでガラスの発熱量が大きく、かつ六ケ所由来と二再由来のガラス固化体を処理するのに広い処分場面積（2.6km^2）が必要である。それに対して M0 シナリオでは MOX 由来の MA が高速炉で核変換されるために処分場面積は 40%以上減少する(1.5km^2)。M1 シナリオでは軽水炉サイクル由来の MA も高速炉サイクルで核変換できることから、処分地面積は 2065 年以前に六ケ所由来のガラス固化体の処分に必要な処分地面積とほぼ同等にまで低減する（0.75km^2）。

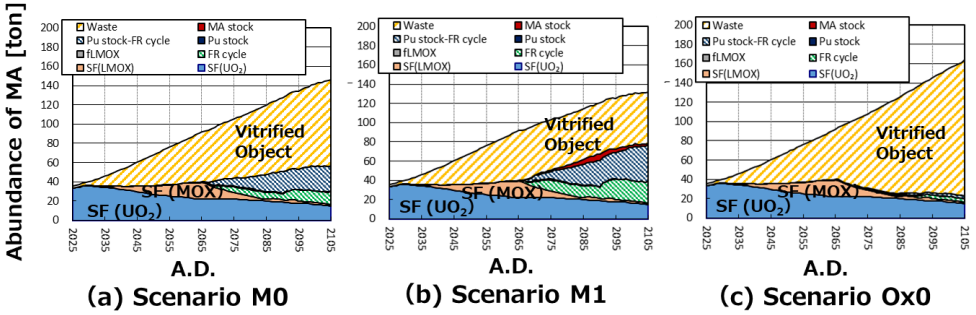


Fig.2 Destination of MA in assumed 3 nuclear fuel cycle scenarios

*Kenji Takeshita, Tomohiro Okamura and Masahiko Nakase
Tokyo Institute of Technology

高レベル放射性廃液中の有用元素を再資源化する原子力利用シナリオの諸量評価

Mass Balance Analysis of Nuclear Usage Scenario
with Recycle of Beneficial Elements in High Level Radioactive Waste

*阿部 拓海[1]，菅原 隆徳[1]
[1]JAEA

原子力機構では高レベル放射性廃液に含まれる Sr、Cs、Am といった発熱元素及び Mo、Pd、希土類元素などを有用元素として回収し、再資源化する技術の開発を行っている。本報告では核燃料サイクルシミュレータ NMB4 を用いて有用元素再資源化時の諸量評価を行い、回収元素の組成等を調査した結果を述べる。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，再資源化，諸量評価，核燃料サイクル，NMB code

1. 緒言

使用済み燃料の再処理時に発生した高レベル放射性廃液には、有用と考えられる元素が含まれている。例えば Sr や Cs、Am は発熱量が高いため処分場負担を増加させる原因となる一方、原子力電池のように長期的に使用可能な熱源・線源として活用できる。また、白金族元素や希土類元素は産業界で価値が高い。再処理事業はこのような有用元素の新たな供給源となる可能性を秘めており、原子力機構では核種分離をはじめとした放射性廃棄物を再資源化する技術の開発を進めている。そこで、核燃料サイクルシミュレータ NMB4[1]を用いた諸量評価によって、核種分離・再資源化技術の導入による処分場負担の軽減量や回収元素の量・組成を調査した。

2. シナリオ設定

第 6 次エネ基をもとに、原子力発電容量が将来に渡って 30 GWe 程度に維持されるとした。軽水炉、六ヶ所再処理工場については既存の実績・稼働計画を反映させ、第二再処理工場は 2064 年度から稼働し、U・Pu・MA に加えて有用元素の回収を行うとした。また、2070 年度から高速炉が本格導入されるとした。

3. 諸量評価結果

諸量評価結果の一例として、第二再処理工場稼働年における Sr、Cs、白金族元素の回収量を表 1 に示す。Sr、Cs は需要量よりも回収量がはるかに多く、医療・産業利用とは別で熱源利用に十分な量が供給できる。加えて、Co-60 の年間需要は 1×10^{11}MBq 程度[2]であるため、Cs は Co-60 の代替線源としての活用も期待できる。白金族は年間需要の 3%~12%程度の量が回収できるとわかった。これは 2024 年 5 月の平均相場[4]をもとに計算すると、260 億円に相当する。また、本発表では、これら元素のクリアランスレベルを満たす貯蔵年などに関しても述べる。

表 1. 第二再処理工場稼働年の有用元素回収量

元素	Sr [MBq]	Cs [MBq]	Ru [t]	Rh [t]	Pd(偶) [t]
回収量	1.4×10^{12}	4.7×10^{12}	2.6	0.61	1.0
国内年間需要量	1.0×10^{4}[2]	1.1×10^{6}[2]	19.8[3]	8.4[3]	33
回収量/需要量 (二再開始時)	1.4×10^{8}	4.2×10^{6}	0.12	0.07	0.03

参考文献

[1] T. Okamura, et al., EPJ Nuclear Sci. Technol., 7, 19, (2021).
[2]アイソトープ等流通統計 2023
[3] 鉱物資源マテリアルフロー 2022 5.白金族 (PGM) [4]田中貴金属グループ産業用相場情報(2024 年 5 月)

*Takumi Abe[1], Takanori Sugawara[1]
[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O06-08] Reactor Pressure Vessel Steels 2

Chair:Takumi Terachi(INSS)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2O06]

Development on processing and testing techniques for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels in hot cells

*Masaya Watanabe[1], Yoosung Ha[1], Naoya Matsumoto[2], Kazutoyo Hoshino[2], Naruto Sano[1], Susumu Tagami[1], Koji Usami[1], Hata Kuniki[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA, 2. NECO)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2O07]

Improvement of master curve fracture toughness test techniques using Mini-C(T) specimens

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Yasuo Morishima[2], Kohei Otomo[2], Shuhei Matsunaga[3], Takahiro Ishizaki[4] (1. NFD, 2. TOSHIBA ESS, 3. HGNE, 4. Hitachi)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2O08]

Prediction and Extension of Lifetime of Reactor Pressure Vessel

(2) Status and Challenges of Phase Diagrams Related to Ni-Si-Mn Precipitates

*Yoshitaka Matsukawa[1], Hideki Yuya[5], Minako Endou[5], Hiroaki Muta[2], Fumihiro Nakamori[2], Ryuta Kasada[3], Kenta Yoshida[3], Mitsutaka Sato[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Masatake Yamaguchi[6] (1. Kumamoto University, 2. Osaka University, 3. Tohoku University, 4. Kyoto University, 5. Chubu Electric Power Inc., 6. Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ホットセルにおける中性子照射された原子炉圧力容器鋼の加工及び試験技術開発

Development on processing and testing techniques for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels in hot cells

*渡邊　勝哉[1]，河　侑成[1]，松本　直弥[2]，星野　一豊[2]，佐野　成人[1]
田上　進[1]，宇佐美　浩二[1]，端　邦樹[1]，知見　康弘[1]
[1]JAEA，[2]原子力エンジニアリング

原子炉圧力容器（RPV）鋼の中性子照射後の破壊靭性等の機械的特性を調べるため、廃棄物安全試験施設（WASTEF）に加工機械及び試験装置を整備し、照射後試験の技術開発を行っている。非照射材料を使ったモックアップ試験により試験技術を検証するとともに、照射材を用いた各種試験片の加工、試験及び試験後評価までの実績を積み上げている。

キーワード： WASTEF，材料照射試験，照射後試験，原子炉圧力容器鋼，照射脆化

1. 緒言

RPV 鋼は長期間の中性子照射を受けて徐々に脆化する。RPV 鋼の機械的特性、照射条件等の種々のパラメータにより脆化の傾向が異なるため、脆化量を適切に把握するにあたっては照射材のデータの蓄積が不可欠である。JAEA では WASTEF のホットセルに照射後機械試験を行うための試験設備を整備し、試験技術の確立を進めている。

2. WASTEF での設備構築

WASTEF では、近年原子力材料の機械試験や腐食試験等による研究成果を創出している。今般、ホットセル内に切断機、数値制御フライス盤、放電加工機等の試験片加工機器及び機械的特性を取得するための万能試験機等を整備し、試験片製作から機械試験までを一貫して実施できる体制を構築した。照射材はマスタースレーブマニプレータを用いた遠隔操作により取扱うため、上述の装置類に加え様々な治具を駆使し、試験技術の向上や作業員の被ばく低減を図っている。

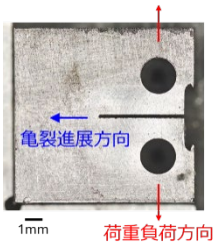


図 1　製作した試験片

3. 機械試験の実施

RPV 鋼材は破壊靭性試験片（図 1）や SS-3 引張試験片等として加工し、デジタルマイクロスコープを用いて試験片の寸法が試験規格の許容範囲であることを確認してから試験に着手する。非照射材料を用いたモックアップ試験（試験片製作から破壊靭性試験までをホットセル内で実施）を行い、一般区域で実施した試験結果と同等の結果が得られたことから、試験技術が検証された。照射材の試験片加工及び破壊靭性試験を行った結果（図 2）、得られた破壊靭性参照温度 T_0 が同じ照射材のシャルピー遷移温度 T_{41J} と相関が良く、既往知見と一致することを確認した。これまでに多数の実績により照射脆化評価に貢献している。

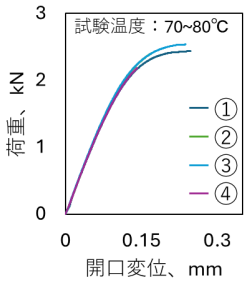


図 2　照射材を用いた試験結果の例

謝辞

本研究は、原子力規制庁からの受託事業、平成 29～31 年度「軽水炉照射材料健全性評価研究」及び令和 2 年度～4 年度「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」の成果の一部である。

---

*Masaya Watanabe[1], Yoosung Ha[1], Naoya Matsumoto[2], Kazutoyo Hoshino[2], Naruto Sano[1], Susumu Tagami[1], Koji Usami[1], Kuniki Hata[1], Yasuhiro Chimi[1]

[1]JAEA, [2]NECO

Mini-C(T)試験片を用いた MC 法破壊靭性試験技術の高度化

Improvement of master curve fracture toughness test techniques using Mini-C(T) specimens

*櫻谷誠司[1]，橘内裕寿[1]，大友康平[2]，森島康雄[2]，松永修平[3]，石嵜貴大[4]
[1]日本核燃料開発株式会社，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社，
[3]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社，[4]株式会社日立製作所

Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ(MC)法破壊靭性試験において、限られた試験片数で参照温度(T_0)を取得するための試験要領について検討した成果を報告する。

キーワード：監視試験、圧力容器、RPV、Mini-C(T)試験片

1. 緒言

原子力発電プラントの運転期間延長による監視試験の追加実施に向けて、十分な監視試験片数を確保するため、JEAC4216[1]に規定されているマスターカーブ(MC)法の適用が検討されており、試験の歩留まり向上を目的として、試験治具の改良[2]や合理的な試験温度決定法の開発[3]等が報告されている。JEAC4216[1]では、破壊開始点の J 積分より導かれる弾塑性等価応力拡大係数(K_{Jc})が K_{Jc} の許容最大値($K_{Jc(limit)}$)を超過した場合、K_{Jc} は無効データとして扱われる。その際、延性亀裂長さが閾値(約 0.2 mm)以上の場合は K_{Jc} が他の試験片から得られた有効データの K_{Jc} 最大値に置き換えられ、それが試験初期に生じた場合は結果として参照温度(T_0)評価が困難となり、試験歩留まりが低下する懸念がある。一方、文献[3]の手法では合理的な試験温度決定により歩留まりを向上できるが、延性亀裂長さに関わらず無効データが全て $K_{Jc(limit)}$に置き換えられることとなっている。つまり文献[3]の試験温度決定法では、延性亀裂長さが閾値以上の無効データ取得が考慮されていない。

上記から、$K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$の場合、Mini-C(T)試験片の延性亀裂長さが閾値に達する前に試験を終了することができれば、JEAC4216[1]の規定と整合しつつ無効データの K_{Jc} を全て $K_{Jc(limit)}$に置き換えることができ試験歩留まりの向上に繋がると考えられるが、設定すべき試験終了条件が不明である。本研究では、設定すべき試験終了条件として開口変位に着目し、Mini-C(T)試験片の開口変位と K_{Jc} の関係について調査した。

2. 試験方法

圧力容器鋼(低合金鋼)溶接金属部の破壊靭性試験データから、J 積分より導かれる弾塑性等価応力拡大係数(K_J)-開口変位関係を整理した結果を図 1 に示す。K_J-開口変位関係は試験温度に依らずほぼ一つの曲線で近似され、開口変位 0.32～0.34mm にて K_J は $K_{Jc(limit)}$に到達した。このため、0.34mm 以上の開口変位が無効データ($K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$)となる試験終了の目安となると考えた。そこで、開口変位 0.4mm を試験終了条件とし破壊靭性試験を行い、$K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$となること、延性亀裂長さが閾値以下であることを確認した。

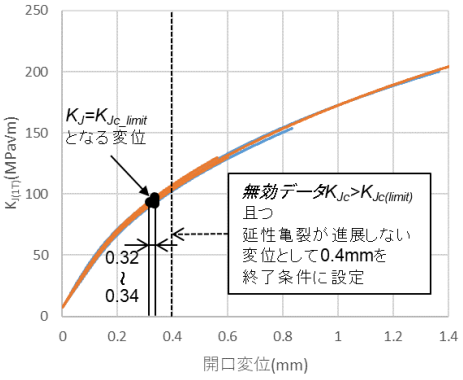


図 1　K_J-開口変位関係

3. 結果

いずれの試験片においても $K_{Jc} > K_{Jc(limit)}$であり、破面に閾値を超える延性亀裂は観察されなかった。K_J-開口変位関係から適切な破壊靭性試験の終了条件を設定することにより、試験温度設定法に基づいて限られた試験片数で T_0 を評価できる見込みを得た。

参考文献

[1] “フェライト鋼の破壊靭性参照温度 T_0 決定のための試験法”　JEAC4216-2015、日本電気協会(2015)
[2] “Proposal of stiff fixture for better fatigue-pre-cracking of Mini-C(T) fracture toughness specimens”,S.Sakuraya, et.al, Fontevraud10,(2022)
[3] “PRACTICAL PROCEDURE OF TEST TEMPERATURE SELECTION FOR MINI-C(T) MASTER CURVE EVALUATION”,　M.Yamamoto, et.al, Pressure Vessels & Piping(PVP) Conference 2022,(2022)

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Kohei Otomo[2], Yasuo Morishima[2], Shuhei Matsunaga[3], and Takahiro Ishizaki[4]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. and [4]Hitachi, Ltd.

軽水炉圧力容器の寿命予測と延命処理ついて
（2）Ni-Si-Mn 析出物に関する状態図の現状と課題

Prediction and Extension of Lifetime of Reactor Pressure Vessel
(2) Status and Challenges of Phase Diagrams Related to Ni-Si-Mn Precipitates

*松川 義孝[1], 藤枝 秀斗[1], 寺尾 公志[1], 連川 貞弘[1], 牟田 浩明[2], 中森 文博[2], 笠田 竜太[3], 吉田 健太[3], 佐藤 充孝[3], 藪内 聖皓[4], 山口 正剛[5], 遠藤 美奈子[6], 熊野 秀樹[6]
[1]熊本大学, [2]大阪大学, [3]東北大学, [4]京都大学, [5]原子力機構, [6]中部電力

Validity of existing phase diagrams related to Ni-Si-Mn precipitates in the RPV steel has been examined in depth using experimental data obtained from single-phase ingots of Ni-Si-Mn intermetallic compounds fabricated by means of arc-melting.

キーワード： 軽水炉, 圧力容器, 脆化, 析出, 状態図, 予測式, 化合物, 再固溶, 延命, アニーリング

圧力容器鋼の照射脆化の要因である析出物の内訳は、不純物濃度が規制される前は Cu であったが、規制後は合金元素（Ni, Si, Mn）である。合金元素が析出するようになった理由は、不純物を減らしたことによって低下した材料強度を補う目的で合金元素の添加量を増やしたためであるが、増やした元素が 1 種類の場合でも三元素が揃って析出するという特徴がある。しかもその組成比は G 相 $Ni_{16}Si_7Mn_6$ や Γ_2 相 Ni_3SiMn_2 といった金属間化合物の化学量論組成と一致する場合が多い。照射下の析出のモデリングでは、非平衡状態における析出という観点から熱力学の影響を考慮しない場合が多いが、圧力容器鋼では析出の駆動力として三元系化合物の熱力学が関与していると考えるのが自然である。

そのようなシナリオを念頭に置きつつ、我々は数年前から Ni-Si-Mn 三元系状態図あるいはそれに Fe を加えた四元系状態図に関連する基礎研究を行ってきた。具体的な研究内容は、三元系化合物の単相インゴットをアーク溶解で作製し、それを純鉄のインゴットと組み合わせることで、析出物とマトリックスの界面を模擬した拡散対とし、析出物が分解してマトリックスに再固溶する際の拡散挙動について調査するというものである。これは必ずしも状態図を作製することを意図した研究ではないが、既存の状態図の問題点についてかなり多くの知見が蓄積された。断片的な情報はこれまでにも何度か報告しているが、状態図の問題点という観点で包括的な議論をするのは本報告が初である。

既往研究の実験状態図は、三元系が一つあるだけで四元系は皆無である。三元系の化合物は全部で 10 種類あるが、物性データは皆無である。Thermo-calc を用いて三元系と四元系の計算状態図を作成し、上述の単相インゴットから得られた実験データと比較した。これらの状態図は（1）化合物の融点、（2）化合物の組成範囲、（3）化合物の熱力学が拡散に及ぼす影響に関して実験データと合わないことが判明した。（1）に関しては Thermo-calc のデータベースが更新される度に改善されているが、（2）に関しては 50 年以上前に出版された実験状態図よりもむしろ、最新のデータベースを用いた計算状態図の方が不正確であることが判明した。

This work has been supported by the MEXT Grant-in-Aid (24K08306, 23H01152G1), the ZE Research Program, IAE, Kyoto Univ. (ZE2024A-21) and the GIMRT Program, IMR, Tohoku Univ. (202312-CRKKE-0019, 202312-RDKGE-0023, 202312-IRKMA-0006).

---

*Yoshitaka Matsukawa[1], Hideto Fujieda[1], Masashi Terao[1], Sadahiro Tsurekawa[1], Hiroaki Muta[2], Fumihiro Nakamori[2], Ryuta Kasada[3], Kenta Yoshida[3], Mitsutaka Sato[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Masatake Yamaguchi[5], Minako Endou[6] and Hideki Yuya[6]
[1]Kumamoto Univ., [2]Osaka Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Kyoto Univ., [5]JAEA, [6]Chubu Electric Power Inc.

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A_GM] The 61st General Meeting of Radiation Science and Technology Division

[2A_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B_GM] The 63rd General Meeting of Fusion Engineering Division

[2B_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F_GM] The 50th General Meeting of Nuclear Data Division

[2F_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G_GM] The 29th General Meeting of Advanced Reactor Division

[2G_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_GM] The 64th General Meeting of Thermal Hydraulics Division

[2H_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I_GM] The 15th General Meeting of Risk Division

[2I_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J_GM] The 51st General Meeting of Social and Environmental Division

[2J_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N_GM] The 47th General Meeting of Reprocessing and Recycle Technology Division

[2N_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 12, 2024 12:05 PM - 12:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 3:05 AM - 3:55 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O_GM] The 49th General Meeting of Materials Science and Technology Division

[2O_GM]
General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A_PL] Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

Chair:Jun Kawarabayashi(TCU)

[2A_PL01]

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

[2A_PL02]

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*Tetsuo Sakamoto[1] (1. Kogakuin Univ.)

[2A_PL03]

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

[2A_PL04]

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*Hideki Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開

Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

レーザーによる同位体レベルでの運動制御による展開

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*長谷川 秀一[1]

[1]東京大学

1. 背景

光と物質の相互作用において、光は２つの性質を持っている。1 つ目はエネルギーであり、もう１つは運動量である。次の 2 式でそれぞれ表すことができる。

$$E = \frac{hc}{\lambda}, \qquad p = \frac{h}{\lambda}$$

通常、相互作用において、光は物質にエネルギーを付与する形となる。レーザー分光の優れている点は、光のもつエネルギーをきわめて精密に制御することが可能であることを利用して、物質との相互作用をエネルギー選択的に「きれいに」誘起することで、その構造を高精度で明らかにできることである。これにより、原子・分子を同位体レベルの精度で選択的に励起することが可能であり、広くレーザー分光分析[1)]として応用が進んでいる。

一方、光にはもう１つの性質として、運動量がある。放射線でのコンプトン効果など量子力学の発展においても、大きな役割を果たした。レーザー光の波長領域では、この運動量は極めて小さいことから、その利用については、原子ビーム偏向[2)]など提案としても限られていたが、レーザー冷却の実現により、今や原子・イオンだけなく、分子へも広がりを見せている。ここでは、レーザー冷却を用いた同位体分析を中心に紹介する。

2. レーザー冷却を利用した同位体分析

同位体分析に用途を絞った場合、原子を対象にしたレーザー冷却の原理（磁気光学トラップ：Magneto-Optical Trap）を用いて、希ガスを対象にした ATTA（Atom Trap Trace Analysis）[3)]がすでに実用化の域に達している。近年ではさらに、^{41}Ca を対象とした極微量同位体分析[4)]にも成功しており、その範囲を広げている。

これに対して、我々のグループではイオンを対象にしたレーザー冷却を検出部分に利用することで同様に極微量同位体分析への応用[5)]を目指している。中性原子と比較して、イオンの場合は電磁場による制御を利用できることから優位性があると考えているが、逆にイオンは外場に対して非常に敏感であることから、電磁場の設定が非常に重要である。

本講演では、我々の研究室で行っているイオンのレーザー冷却を用いた研究について紹介する。

参考文献：

1) 長谷川秀一，レーザー共鳴励起を利用した同位体制御による極微量同位体分析手法の開発 RADIOISOTOPES **72,** 197（2023）

2) Nellessen, J., et al., Large-angle beam deflection of a laser cooled sodium beam, J. Opt. Soc. Am., B **6**, 2149 (1989)

3) Chen, C. Y., et al., Ultrasensitive isotope trace analyses with magneto-optical trap, Science, **286**, 1139 (1999)

4) T.-Y. Xia, et al., Atom-trap trace analysis of ^{41}Ca/Ca down to the 10^{-17} level, Nature Phys. **19**, 904 (2023)

5) Jung, K., et al., Laser cooling and imaging of individual radioactive $^{90}Sr^{+}$ ions, Phys. Rev. A, **96,** 043424 (2017)

*Shuichi Hasegawa[1]

[1]Utokyo

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers
and their applications to nuclear engineering

レーザー共鳴イオン化質量顕微鏡の開発

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*坂本　哲夫[1]
[1]工学院大学

福島第一原発の廃炉において、建屋内のダストや燃料デブリの性状把握は喫緊の課題である。元素や同位体の分析には ICP-MS などのバルク分析が用いられることが多いが、マイクロメートルレベルの微小粒子や微小部位には適用できない。我々は PM2.5 を１粒子ずつ分析できる高い面分解能の飛行時間型二次イオン質量分析(TOF-SIMS)装置を開発した[1]。面分解能 40 nm は TOF-SIMS として世界記録であり、また、狙った粒子を断面加工し、内部分析もできることが特長である。

一方、廃炉工程に関連するダスト・デブリの分析は簡単ではない。一つの大きな問題は質量ピークが重なり、識別ができなくなる「同重体干渉」である。とくにダストやデブリは放射性同位元素や核分裂生成物が多種混在しており、同重体干渉の問題は避けては通れない。

そこで、我々は、TOF-SIMS 分析においてイオンビーム照射した際に同時に表面から放出されるスパッタ中性原子に着目し、特定の元素に固有の励起エネルギーに相当するレーザー光を照射し、イオン化させるレーザー共鳴イオン化法を TOF-SIMS 装置に組み込んだ。これをレーザー共鳴イオン化質量顕微鏡と呼んでいる。同重体干渉の例として、^{137}Cs と ^{137}Ba があり、それぞれ、質量は 136.9070895、136.9058274 であり、高い質量分解能の質量分析計を用いても分離が難しい。しかしながら、Cs と Ba はそれぞれ固有の内部励起準位を持っているため、Cs の励起準位に正確に波長を合わせたレーザーにより共鳴イオン化させれば Cs のみが検出されるため、同重体干渉が回避できる。実際に、原発敷地外で採取した放射性 Cs を含有する微粒子において、^{133}Cs, ^{134}Cs, ^{135}Cs, ^{137}Cs それぞれを検出・イメージングすることに成功した[2]。同重体干渉がないため、それぞれの質量ピーク強度が同位体比を表しており、同位体比パターンはシミュレーション結果と一致した。

本手法には波長可変のレーザーが必要であるが、従来であれば色素レーザーが用いられるが、繰り返し率が低く、イメージング分析のためには 10 kHz が必要であり、また、劣化のない全固体レーザーが望ましい。そこで、名古屋大学と共同で波長可変 Ti:Sapphire レーザーを 2 台備えた共鳴イオン化イメージング用レーザーシステムを開発した。その技術があればこそ、前述の Cs イメージングができたと言える。

本装置は現在、建屋内ダストの元素・同位体イメージングに活用されているが、分析のスループット向上のためには、レーザーシステムの遠隔操作、自動調整機構が必要である。また、元素ごとに最適なイオン化スキーム（基底状態からイオン化に至るまで、2 台のレーザーの波長をどのように選定するのか）をデータベース化する必要もあり、現在もその開発を進めている。これらの詳細について当日報告する。

参考文献

[1] T. Sakamoto et al., Appl. Surf. Sci., 255(4), 1617-1620, (2008).
[2] T. Sakamoto et al., Anal. Sci., 34(11), 1265-1270, (2018).

謝辞 本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21465814 の助成を受けたものです。

*Tetsuo Sakamoto[1]
[1]Kogakuin Univ.

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

レーザー誘起ブレークダウン分光法を用いた過酷環境下における遠隔その場分析

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*若井田 育夫[1]，大場 弘則[1]，赤岡 克昭[1]，狩野 貴宏[1]，
坂本 寛[2]，中西 隆造[3]，柏倉 俊介[4]，平等 拓範[5]，池田 裕二[6]，出口 祥啓[7]
[1]JAEA，[2]NFD，[3]QST，[4]立命館大，[5]分子研，[6]i-Lab. Inc.，[7]SL&PS Co.

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（１F）の廃炉においては、過酷事故炉内から溶融燃料デブリ等を取り出すという世界的に類例のない作業を安全かつ円滑、迅速に実行することが求められている。このためには、まず、圧力容器や格納容器内に存在する燃料デブリがどのような状態なのか、どんな組成構成となっているかを事前に知り、これを取り出し計画に反映させることが重要となる。また、中、長期的展望に立てば、取り出し作業時におけるデブリや構造材などの現場スクリーニングとそれに基づく分別採取、作業自身のモニタリング、そして最終的には、燃料デブリ等の取り出し完了確認のための炉内残存核燃料物質等のサーベランス等が不可欠であり、遠隔でのその場分析技術は、廃炉工程において重要な役割を持つものと考えられる。

レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）は、非接触・その場・迅速分析が可能な手法の一つであり、光ファイバーによる伝送を組み合わせることで（図１）、遠隔その場分析を可能とする技術として耐放射線性等を含む基礎的な性能実証を重ね、実機適用に向けた技術開発に発展させてきた。本報告では、LIBS によるレーザーモニタリング分析手法開発の一連の取り組みと、１F への適用を目指した技術開発の現状について紹介する。

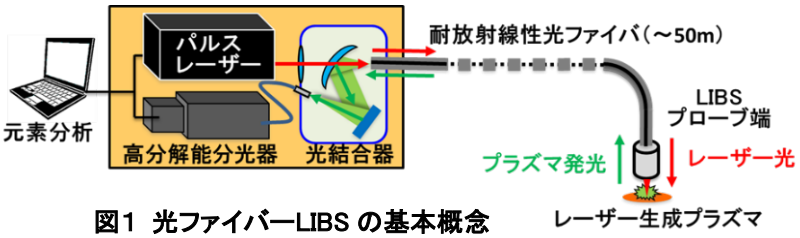


図１ 光ファイバーLIBS の基本概念

2. 技術開発の現状

2.1 光ファイバーLIBS の特性

高線量率環境での利用を前提に、耐放射線性光ファイバーを利用した可搬型 LIBS 装置を開発し[1] 光ファイバー長さ 50 m、線量率 10 kG/h、積算線量数 2 MGy の耐放射線性を有すること、図２に示すように、線量率 0 ～ 10 kGy/h の環境でも、検量線に変化がなく、原理的に LIBS 法自体が放射線の影響を受けにくいことを実証した[2]。なお、水没試料に対しても、プローブ部からのガスによるバブリングにより、明瞭なスペクトル取得と気中同様の検量線が取得でき、定性・定量分析が可能であることも確認されている。

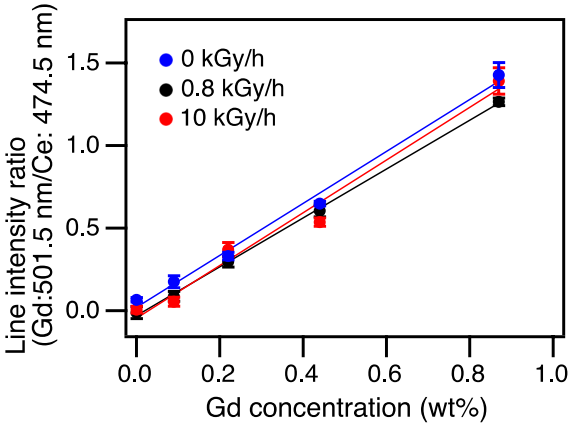


図２ ガンマ線照射下での Ce 酸化物中の Gd 濃度に対する発光強度比（Gd/Ce）の検量線例

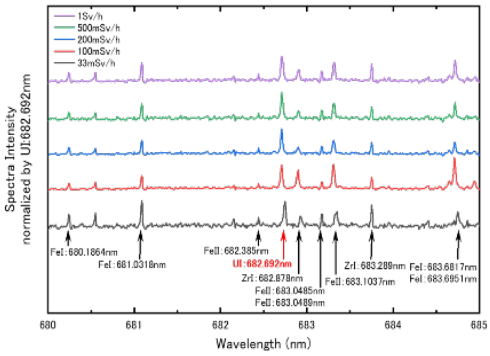
さらに、より現実的な燃料デブリへの適用性を実証するために、LIBS プローブのみをホットセルに導入し、使用済み燃料を含有した模擬燃料デブリを対象とした実証試験を行った。試験の様子を図３に、取得されたスペクトル例を図４に示す。使用済み燃料と Zr、Fe の

*Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Kan Sakamoto[2], Ryuzo Nakanishi[3], Shunsuke Kashiwakura[4], Takunori Taira[5], Yuji Ikuda[6], Yoshihiro Deguchi[7]
[1]JAEA, [2]NFD, [3]QST, 4Ritsumeikan Univ., [5]IMS, [6]i-Lab., Inc., [7]SL&PS Co.

酸化物混合試料に対し、雰囲気の線量率を 33 mSv/h～1.0 Sv/h に変化させた。その結果、スペクトル形状も、評価される混合比も、線量率に依らず計測・評価が可能であった。この結果は、実際の燃料デブリにおいても分析できる可能性が高いことを示している。なお、簡易分析手法として比較される携帯型 XRF では、15 mSV/h を超える試料に対して計測が困難となっており、光ファイバーLIBS の有用性が示されている[3]。



図3 使用済み燃料での試験[3]



典型的なU、Fe、Zrスペクトル（U:682.692nmで規格化）

線量率：33mSv/h～1.0Sv/h での分析評価値の比較

	LIBSでの計測	実際の混合比
U/Zr	1.25	1.43
U/Fe	2.28	2.29

線量率に依存しない

図4 Zr、Fe,酸化物混合使用済み燃料での計測例[3]

2-2. マイクロチップレーザーの導入

光ファイバーLIBS では、パルスレーザー光を光ファイバーに入射することから、光ファイバーの長さとして 50 m 程度の制限がある。一方、1F での適用を考えると、100 m 級の超遠隔分析も求められてくる。そこで、発想を転換し、近年、その開発が目覚ましい手のひらサイズのマイクロチップレーザーを利用し、レーザー光源そのものを光ファイバーの先端に位置するマイクロチップレーザーLIBS の導入を図った。分析性能はファイバーLIBS とほぼ同様以上であり、耐放射線性も 1 kGy/h、1 MGy と十分であること、光ファイバー長さ 100 m であっても、問題なくスペクトルが取得できることが確認され、超遠隔分析の実現性が示された。実機適用に向け、より過酷な環境での利用実現を図る。

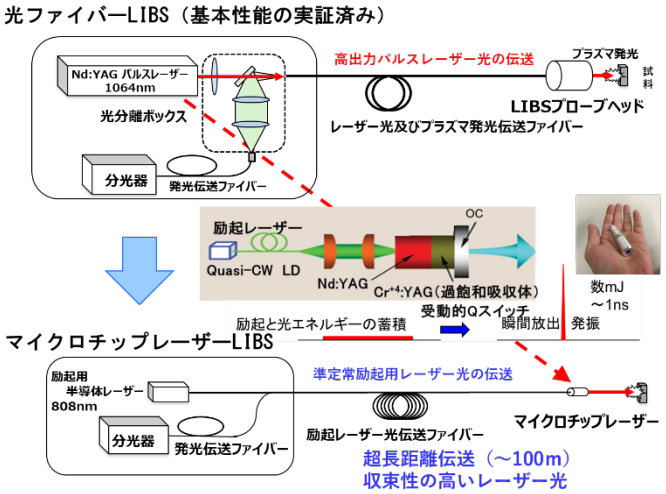


図5 マイクロチップレーザーLIBS の導入

3-3 LIBS システムの拡張

光ファイバーLIBS、マイクロチップレーザーLIBS を基本とし、可搬型で使いやすい従来システム、超長尺対応のマイクロチップレーザーLIBS、プラズマ寿命の延長に伴う信号強度の増倍を図るマイクロ波重畳 LIBS、そして水没試料、含水試料対応のレーザー二重照射 LIBS 等、適用場面に応じたシステムの拡張を図る計画である。

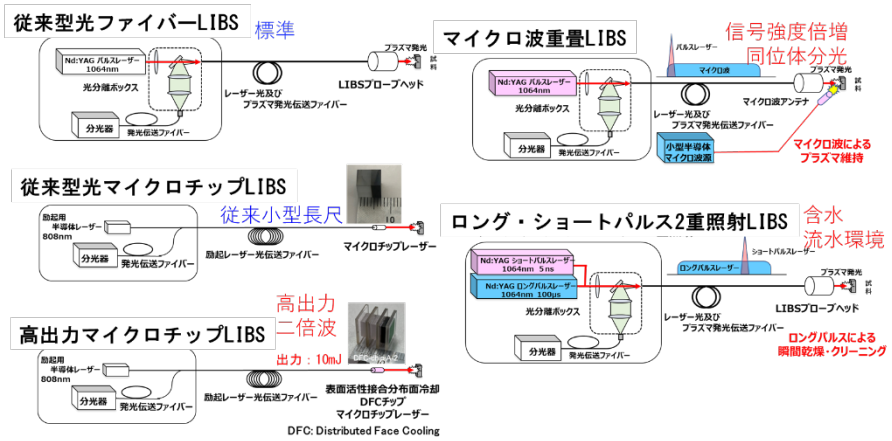


図6 拡張していく各種光ファイバーLIBS システムの概要[3]

[1] Morihisa Saeki, et.al, J. Nucl. Sci. Technol. 2014, 51, 930–938
[2] Ryuzo Nakanishi, et. al., Appl. Sci. 2020, 10, 8985
[3] https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20231117_JAEA.pdf

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁「令和３年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発））」[3] および文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA20P20337946 の成果の一部が含まれます。

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers
and their applications to nuclear engineering

共振器増強レーザー吸収分光による微量同位体分析とその応用

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*富田　英生[1]
[1]名古屋大学

トリチウムと放射性炭素同位体（^{14}C）は共にβ壊変核種であり、かつ、放出されるβ粒子のエネルギーが低いため、液体シンチレーションカウンティングなどの放射線計測に基づく定量分析が広く行われている。一方、極めて高いアバンダンス感度が必要とされる ^{14}C 分析においては、加速器質量分析を用いるのが一般的である。トリチウムや ^{14}C の生体・環境トレーサーとしての応用や放射性廃棄物分析などにおける分析においては、前処理が簡便で、測定による有機廃棄物が生じない迅速・簡便かつ高感度な分析システムが求められている。

近年、迅速かつ高感度な ^{14}C 分析法として、レーザー吸収分光に基づく手法が開発され[1]、注目が集まっている。本手法は、分子のエネルギー準位がその分子を構成する同位体により異なることを利用し、炭素を含む試料を燃焼酸化して CO_2 ガスを発生させ、^{14}C を含む CO_2 分子の光吸収量を狭帯域なレーザーにより選択的に測定することで、^{14}C を定量するものである。^{14}C 同位体比が低くごくわずかにしか $^{14}CO_2$ 分子が存在しない試料の分析には、CO_2 の基本音吸収のある中赤外領域と光共振器で増強したレーザー吸収分光（キャビティーリングダウン分光： CRDS）を用いる必要がある。

これまでに、講演者らは ^{14}C を含む CO_2 を ppt レベルで分析する装置の開発と薬物動態分析などへの応用などを進めてきた[2]。また、本手法のトリチウム分析への適用に向けた開発にも着手している[3]。本講演では、共振器増強レーザー吸収分光による ^{14}C およびトリチウム分析法の開発状況について説明するとともに、カーボンニュートラル社会の実現に向けた有機資源分析・環境計測への応用などへの展望についても紹介する予定である。

参考文献

[1] I. Galli *et al.* : Phys. Rev. Lett., 107, 270802 (2011).
[2] R. Terabayashi *et al.* : *J. Appl. Phys.,* **132**, 083102 (2022).
[3] K. Iwamoto *et al.* : *Jpn. J. Appl. Phys*., **62** 036001 (2023).

謝辞 本研究の一部は、JST さきがけ「量子生体」JPMJPR19G7、CREST JPMJCR2104、JSPS 科研費・学術変革領域研究 B 22H05021 の支援を受けて行われたものです。

*Hideki Tomita
[1]Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL01]

Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*Hiroko Kondo[1] (1. Matrix K)

[2B_PL02]

Status of Research Advisory Committee in AESJ

*Takumi Hayashi[1] (1. QST)

[2B_PL03]

Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*Yoji Someya[1] (1. QST)

[2B_PL04]

Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*Sumi Yokoyama[1] (1. Nagasaki Univ.)

[2B_PL05]

Potential risks on laser fusion facilities

*Keisuke Shigemori[1] (1. Osaka Univ.)

[2B_PL06]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

(1)フュージョンエネルギー安全確保検討 TF の状況

(1) Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*近藤　寛子[1],
[1]マトリクス K

1. はじめに

フュージョンエネルギーに関する国内外における急速な変化を背景に、日本では、2023 年 4 月にフュージョンエネルギー分野初の国家戦略である「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を策定した。続く、2024 年 3 月には、安全規制の検討の前提となり得る「安全確保の基本的な考え方」を検討するためのタスクフォース（以下.TF）が、内閣府の核融合戦略有識者会議の下に設置された。

本稿では、同 TF における検討状況を扱う。

2. 国内におけるフュージョンエネルギー関係の規制の現状について

原子力基本法において、「原子力」とは「原子核変換の過程において原子核から放出されるすべてのエネルギー」と規定されており、原子核変換には、核分裂反応や核融合反応が含まれる。また、「原子炉」とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質(核燃料物質)を燃料として使用する装置とされている。

同法の精神に則り、原子炉等による災害を防止するための 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)」 と、放射性同位元素等による放射線障害を防止するための放射性同位元素等の規制に関する法律(RI 法) 」 が制定されている。

原子力規制委員会設置法に基づき、「原子力利用における安全の確保に関すること」については、原子力規制委員会の所掌事務である。(原子炉等規制法、RI 法等に基づき、原子力規制委員会が規制を実施。)

国内の重水素(DD)運転を行う装置(QST の JT-60SA、NIFS の LHD)については、RI 法に基づく放射線発生装置として規制されている。一方、重水素-三重水素(DT)運転を行う装置については規制対象がまだ存在していないため、規制基準がない。なお、LHD(大型ヘリカル装置)については、重水素運転の終了に伴い、2023 年、RI 法に基づく重水素(DD)運転を行う装置としての規制から除外された他、放射性同位元素である三重水素(T)の取扱いや、中性子線等の放射線による放射性汚染物の廃棄その他の取扱いは、RI 法に基づく。

3. フュージョンエネルギーをめぐる海外の状況

フュージョンエネルギーを巡っては、各国の動きが活発化している。2023 年 10 月には、参加政府間の革新的な規制の実践に関する協力を促進することを目的とした政府間規制協力ネットワークである Agile Nations Fusion Energy ワーキンググループが、フュージョンエネルギーの規制枠組み構築に関する共同勧告を行った。同ワーキンググループの構成は、メンバー国が英国、日本、カナダ、オブザーバー国がシンガポール、バーレーンである。フュージョンエネルギー施設に関する規制枠組みをどのように構築するかについて、5 つの勧告と、それを裏付ける 2 つのケーススタディをまとめた。

表. 5 つの勧告

1. フュージョンエネルギーが気候変動とエネルギー安全保障という世界的な課題に対して重要な貢献ができることを認識すること。
2. フュージョンエネルギー技術とは無関係に、フュージョンエネルギー施設に適用される規制の枠組みについて、すべての国が明確化に向けた取組を開始すること。
3. フュージョンエネルギーの規制に対する調和されたアプローチが、複数の国で採用されることの利点を各国が認識すること。

4. **透明性を保ち、イノベーションを促進しながら、フュージョンエネルギーの危険性に見合った、人々と環境に対する適切な保護を維持するフュージョンエネルギーの規制枠組みを策定すること。**
5. **防護レベルが適切であることを国民に保証することの重要性を各国が認識し、これを達成する方法を検討すること。**

最近の動きとして、2024 年 4 月には、イタリア・トリノで開催された、G7 気候・エネルギー・環境大臣会合の成果文書において、フュージョンエネルギーに関する記載が盛り込まれ、将来的に気候変動とエネルギー安全保障上の課題に対して永続的な解決策を提供する可能性があることを認識し、開発と実証に向けた国際協調を促進することや、研究開発協力を強化する G7 作業部会を設立するとともに、規制に対する一貫したアプローチを推進するための情報交換を実施していくことが謳われた。

4. TF における検討の現状と今後

日本国内に目を向けると、TF が 2024 年度より、安全規制の検討の前提となり得る「安全確保の基本的な考え方」の検討を開始し、設備・装置の安全規制の検討に向けて、その前提となりうる、「安全確保の基本的な考え方」の策定を目指している。その方針は、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的な考え方を産業化に乗り遅れないように検討することにある。TF では、国内、海外(米国・英国等)の状況や、設備・装置の特徴について当事者に直接ヒアリングし、変化する情勢や課題に関する的確な情報把握に努めると共に、検討方針に関する議論を重ねてきた。

2024 年 8 月現時点における最近の議論は、TF の検討対象に関わるもので、これまでの 4 か月弱の検討や情勢変化を踏まえ案をまとめた。

○　将来想定される、フュージョンの様々な炉型、出力、放射性物質のインベントリ、使用燃料等にも対応できるよう、「技術中立的」な安全確保フレームワークの在り方を検討していく。
○　その際は、米国・英国等の方針も参考に、想定されるハザードや、設計の熟度に応じて、段階的に規制の在り方を検討していくアプローチの採用可否についても議論する。

TF では、より具体的なイメージを持った上で議論を行うため、今後、現在検討されている原型炉や国内スタートアップが構想する核融合装置についてもヒアリングを行っていく予定である。さらに、今後の検討は、日本原子力学会に発足した研究専門委員会「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」をはじめ、各学会との連携を図りながら効果的な検討を進める。

6. おわりに

今後のフュージョンエネルギー安全確保に関する検討は、持続可能なエネルギー供給と気候変動への対応という観点から極めて重要である。本稿で示した TF の活動や国際的な動向は、規制枠組みの策定において大きな指針となる。日本としても、これらの議論を踏まえつつ、安全性の確保と技術革新の促進を検討し、国際的な連携を強化しながら、フュージョンエネルギーの実用化に向けた取り組みを進める必要がある。今後も、TF として多角的な視点からの検討を継続し、フュージョンエネルギーの安全かつ効率的な利用に向けて、実践的な規制の在り方を追求していく所存である。

*Hiroko Kondo[1]
[1]Matrix-K.

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

（2）原子力学会での研究専門委員会の状況

(2) Status of Research Advisory Committee in AESJ

*林　巧[1]
[1]量子科学技術研究開発機構　六ヶ所フュージョンエネルギー研究所

1. 委員会設立の趣旨（背景と目的）

日本政府において、内閣府統合イノベーション戦略推進会議が「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略（令和 5 年 4 月 14 日）」を決定し、フュージョンエネルギーを新たな産業として捉えるとともに、実用化に向けて加速する方針が提示されている。この戦略の中で社会実装に向けた研究開発や産業育成の考え方が示されており、「内閣府に技術者や規制の専門家、一般市民を構成員とするタスクフォースを設置し、関係省庁の協力を得ながら、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的考え方を産業化に乗り遅れないように検討する。なお、その際に、核融合は核分裂とは原理が異なることから、規制を検討する体制も含めて議論を行う」とされている。

本研究専門委員会では、政府における上記の議論と並行し、原子力研究者の立場から、核融合炉の潜在的リスクを、既存の核融合原型炉概念や既設の核融合関連施設を例にして再確認するとともに、社会に受容される核融合炉の「安全や安心」のあり方、その評価手法の考え方などについて議論し、専門家の知見を集約してエネルギー利用としての核融合の安全指針を示すことを目的とする。

2. 研究活動項目

2-1. 委員構成

日本原子力学会の核融合工学部会を中心として、原子力安全部会や社会環境部会からも参画いただき、大学、研究機関、産業界など幅広い層の方々のご意見をいただけるよう配慮した委員構成（26 名）とした。

2-2. スケジュール

2024年度中に、4回程度の委員会(Web会合)を設定し、各専門家から以下の情報を提供いただき議論する。2025年度にも4回程度のWeb会合を開催し、可能な限り諸外国の検討状況も反映して報告書（中間及び最終報告）を作成し、ホームページで公開するほか、年会・大会における企画セッション等で報告する。

2-3. 研究内容

以下の項目について、具体的確認、議論を行い、上記の目的に沿った報告書をまとめる。

① 既設の核融合研究関連施設等（JT-60, TPL, ITER）における潜在的リスクとその対応
② 日本の核融合原型炉の基本概念（JA DEMO）と潜在的リスク及びその対応
③ 諸外国（特に英国、米国など）での検討例
④ 原子炉施設と核融合の安全確保策の比較
⑤ 大型施設における、安全・安心のあり方と社会的受容性

3. これまでの検討結果

本委員会は R6/6/1 付で設立され、既に 2 回の Web 会合（6/25, 7/19）を開催し、委員会の趣旨及び核融合炉（磁場閉じ込め方式）の概念を確認して上記の①について議論した。総じて、過去の議論を参考に核融合炉の安全上の特徴を考慮しつつも、現状の原型炉の概念設計における具体的なリスクの違いを確認していくことが重要との意見が出されている。なお、8/19 には②の議論を予定しており、当日は合わせて報告する。

---

*Takumi Hayashi[1]
[1]QST, Rokkasho Institute for Fusion Energy

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

（3）磁場閉じ込め核融合施設のリスクと対応検討

(3) Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*染谷　洋二[1]
[1]六ヶ所フュージョンエネルギー研究所

原型炉設計合同特別チームの安全設計グループでは、トカマク型磁場閉じ込め核融合原型炉プラント（JA DEMO）の安全確保方針の策定に向けて、主にソースタームの同定、重要な想定起因事象に対する事故防止・緩和方策の構築、並びに安全要件を策定すると共に原型炉で発生する放射化物の埋設区分の同定と廃止措置計画の策定を進めている。講演では JA DEMO の安全上のリスクと対策案について報告する。

JA DEMO における主なソースタームは燃料である三重水素、プラズマ対向壁の材料であるタングステンの損耗により発生する放射化ダスト、冷却配管内での腐食によって発生する放射性腐食生成物（ＡＣＰ）、及びダイバータターゲット部での熱負荷低減のために注入する不純物ガス（アルゴン）の放射化ガスである。原型炉の安全確保はこれら放射性物質を閉じ込めることに尽き、負圧管理した一次障壁である真空容器や二次障壁である建屋によって閉じ込める方針である。

次に JA DEMO の想定起因事象の同定に向けて、実験炉イーターや設置される増殖ブランケットを対象に機能故障モード影響解析（FFMEA）を実施し、プラズマ制御異常による出力過大やポンプ・電源異常による冷却能力の低下/喪失などの 17 つのシステム異常やブランケットやダイバータなどの冷却配管の大規模破断などの想定される 5 つの最大事象が抽出された。原型炉では加圧水型軽水炉（PWR）と同等の運転条件（水温：343℃、圧力：15.5 MPa）で発電実証することを想定しており、これら冷却配管が破断した際に障壁を加圧することが障壁破損の最大の脅威である。これより、抽出された起因事象の大部分が冷却配管破断事象（LOCA）時の加圧影響に帰着する。従って、原型炉の安全設計では LOCA 時に各障壁を守るために圧力緩衝システムを備えている。さらに、JA DEMO を対象とした安全解析から得られた安全上の特徴に基づき、抽出された最大事象の備えとして、保護リミターの導入、冷却系統内への逆止弁の設置、及び配管破断した際に発生する大量の蒸気の移行経路を工夫することにより、環境への漏洩を大幅に抑えられる見通しである。

最後に講演当日には、具体的な安全解析の結果を通して、JA DEMO の安全上の特徴を整理すると共に想定される起因事象に対して対策を進めた安全システムについて報告する。

---

*SOMEYA Youji[1]
[1]Rokkasho Institute for Fusion Energy

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

（4）施設外でのＲＩの環境動態

(4) Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*横山 須美[1]
[1]長崎大学

核融合発電は、二酸化炭素排出量を低減できる点で、環境への負荷が比較的小さく、実現すれば地球温暖化へ貢献も大きいものと考えられる。また、長半減期の放射性同位元素が生成されないことから廃棄物管理の面でも原子力発電よりも安全性が高いといえる。しかしながら、燃料として水素の放射線同位元素であるトリチウム（三重水素）を使用する。また、核融合反応で生成される中性子による構造体の放射化等により ^{41}Ar や ^{13}N 等の短半減期の放射性同位元素の生成は避けられない。これらの環境放出をできるだけ低減するため、放出低減と閉じ込め対策が必要である。中でも、燃料に使用されるトリチウム量は、これまで研究等で利用されてきたレベルを大きく上回ることが予想される。トリチウムの放射性同位元素としての特徴は、β線放出核種であること、その最大エネルギーは 18.6 keV であること、そして物理学的半減期が 12.3 年と比較的長いことである。エネルギーが低いβ線放出核種であることから、体内での飛程は平均 0.6 μm、最大でも 6 μm である。このため、他の核種を同量摂取した場合に比べ線量は低い。たとえ環境中に放出された場合でも環境やヒトへの影響は小さいと考えられるが、核融合発電の早期実現に向けて、社会に受容してもらえるエネルギー源となるよう、施設から環境へ放出される主となる放射性同位元素であるトリチウムの環境及びヒトへの影響評価をあらかじめ行っておくことが重要であると考える。

燃料のトリチウムはガス状のものが利用されると考えられることから、環境に放出される際の化学形としては、主に、ガス状（HT）またはこれが酸化した水（HTO）であろう。トリチウムは、同量摂取しても化学形により線量が大きく異なる。化学形が HTO の場合、HT に比べ線量係数（1Bq 摂取したときの線量 Sv）が 10,000 倍も高い。その環境挙動も特徴的である。環境中（大気中）に放出されたトリチウムの化学形が HT の場合、ヒトが直接それを経口または吸入摂取した場合は、HTO を摂取した場合に比べて線量は著しく低い。しかし、環境中（大気中）に放出された HT は土壌表面に接触（沈着）すると、土壌表面上に存在する細菌により、直ちに酸化されて HTO となる。このため、その後、土壌下層への移行、地下水や河川への流出、動植物への移行、そして大気への再放出は HTO として評価する必要がある。また、植物へ移行した場合、二酸化炭素と水（HTO）から光エネルギーを用いて有機物（有機結合型トリチウム，OBT）を合成する。この OBT は水と交換しやすいもの（交換型 OBT）のほか、一部は、セルロースのような交換が起こりにくい成分（非交換型 OBT）となる。この OBT の線量係数は、HTO の約 2 倍となっており、HTO として摂取した場合よりさらに線量への寄与が高くなる。環境やヒトへの影響を過大評価しすぎないためには、施設から放出されたトリチウムの化学形、評価地点の大気での拡散状態（地形や気象条件）、土壌表面での酸化のしやすさや土壌内での移行、そして大気への再放出割合（土壌の種類）、植物内での移行や OBT としての蓄積（植生）等を十分に把握しておく必要がある。

本発表では、主にこのようなトリチウムの環境挙動のほか、施設内で生成される主な放射性同位元素の特徴についても、紹介したい。

---

*Sumi Yokoyama[1]
[1]Nagasaki Univ.

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

（3）レーザー核融合施設での潜在的リスク

(3) Potential risks on laser fusion facilities

*重森 啓介
大阪大学

レーザー核融合炉を中心としたレーザー核融合施設においては，（方式によらない）核融合炉に共通の存在するリスク，およびレーザー方式における特有のリスクが存在し，それぞれを定量的に評価する必要がある．

DT 反応ベースとしたレーザー核融合炉は，他の方式と同様にトリチウムを軸とした安全性の確保が重要であり，その安全対策を逸脱した事象が潜在的なリスクとなる．レーザー核融合炉はパルス運転炉であり，1 回（1 ショット）あたりに消費する燃料ペレット中はμg オーダーであるものの，冷却系やトリチウム回収系の炉システム内，そして貯蔵燃料ペレットを含めたインベントリーは相当量となる．例えばレーザー核融合炉「光陽」の設計例では，トリチウム増殖比が 1.1，燃焼率が 30%の場合，炉システム全体でのトリチウムインベントリーは 0.24 kg である．炉システムのインベントリーを減らすためには，核融合燃焼率の高効率化，トリチウム回収から燃料ペレットの生成までの工程・時間の短縮などが挙げられ，これらの項目を解決することが安全性向上に繋がる．

レーザー核融合炉では，磁場核融合とは異なりブランケット設計に磁場の影響を考慮する考慮する必要がないことから，液体（金属）を第一壁とする設計が多く提案されている．プラズマと接する面に液体金属流をブランケットと冷却材の役割を持たせ，中性子などによる照射損傷を提言する効果がある．一方で高温の液体金属を自由表面に曝すことになることから，その取り扱いには十分な注意を要する．特にレーザー核融合炉を水素製造に活用する場合，IS 法などの熱化学法を想定すると冷却系の温度を 850℃以上に設定する必要がある．この条件はこれまでの核融合炉設計では考慮されていなかった領域であり，最適な材料設計について高温ガス炉の知見などを参考にする必要がある．さらに冷却系に含まれるトリチウムの拡散係数は温度の関数で増大するため，トリチウムに関する安全確保という意味でも重要な課題である．

更に磁場核融合炉との違いとして，核融合反応がパルス的に起こることから，放射線の遮蔽という観点でも異なる考え方で設計を行う必要がある．点滴的にはナノ秒以下の時間スケールで 10^{19} の反応が点光源的に集中して発生するため，これを踏まえた空間・時間的遮蔽方法を実施する必要がある，過去のレーザー核融合炉設計においても，これらを考慮した最終光学系の配置や炉本体の遮蔽などが検討されてきたが，装置の保護や長寿命化，環境に対する影響をより詳細に評価した設計が必要となる．

上記に挙げた例は既にリスクとして認識されている項目であり，「潜在的」リスクという意味では検討不足な面が多い．レーザー核融合炉はエネルギー変換システムとして未だ実機を想定したスケールダウンモデルを製作した実績が無いため，設計段階における想定外のリスクを予見することが困難である．今後，フュージョンエネルギーの実用化という観点では，発電実証という大きなマイルストーンと同時並行して安全性に関する技術的検討・解決策の提示することが求められる．

*Keisuke Shigemori[1]
[1]Osaka Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL06] Discussion

日本政府は内閣府統合イノベーション戦略会議にて「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を決定し、フュージョンエネルギー実用化に向けた加速方針を示した。これに基づき、内閣府は技術者や規制の専門家、一般市民から成るタスクフォースを設置し、フュージョンインダストリーの育成や原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的考え方の検討を開始した。並行して原子力学会ではエネルギー利用としての核融合の安全指針を示すことを目的として「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会を設立し、議論を開始した。これらの議論をコミュニティーに広く紹介し、会員から意見を募ることで、今後の議論の参考とする。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors[Co-organized by Nuclear Safety Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E91_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Lessons from the Noto Peninsula Earthquake -

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL01]

Assessments and long-term evaluation of earthquakes in Japan since the 2011 Great East Japan Earthquake Disaster

*Kenji Satake[1] (1. UTokyo)

[2E91_PL02]

Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*Fumihiko Imamura[1] (1. Tohoku Univ.)

[2E91_PL03]

Current state of seismic and tsunami resistance at nuclear power plant based on the 2024 Noto Peninsula earthquake

-

*Susumu Nakamura[1] (1. Nihon Univ.)

[2E91_PL04]

Discussion

All Presenters, Hiroyuki Oigawa[1], Akio Yamamoto[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

理事会セッション

地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～

Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis
- Lessons from the Noto Peninsula Earthquake-

（1）東日本大震災以降の我が国の地震の想定・長期評価

(1) Assessments and long-term evaluation of earthquakes in Japan since the 2011 Great East Japan Earthquake Disaster

*佐竹健治[1]
[1]東京大学地震研究所

1. はじめに

1995 年阪神淡路大震災を契機に設置された地震調査研究推進本部では、全国地震動予測地図を作成する（2005 年に刊行、その後改訂を続けている）ために、全国の主要活断層（内陸部の約 100 個）及び海溝型地震の長期評価を行ってきた。活断層や海溝付近では、ほぼ同じ規模の地震が繰り返し発生するという固有地震モデルを仮定し、過去の地震発生履歴がよくわかっている場合には更新過程（BPT モデル）を採用、過去の発生履歴データが十分に得られない場合にはポアソン過程（地震は時間的にランダムに発生するというモデル）を用いて、長期的な発生確率を計算する。2011 年 3 月の時点では、全国で最も高い発生確率は、宮城県沖地震（M7.5 程度）で 30 確率が 99%とされていた。2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震は、宮城県沖で発生したが、その規模は M 9.0 と想定を大きく上回るものであった。

2. 東日本大震災以降の地震調査研究推進本部の長期評価

2-1. 海溝型地震

東北地方太平洋沖地震が、それまでの長期評価の想定外の規模であったことから、海溝型地震の長期評価の見直しが行われ、南海トラフ（2013 年）、相模トラフ（2014 年）、千島海溝（2017 年）、日本海溝（2019 年）、日向灘及び南西諸島海溝（2022 年）で発生する海溝型地震の長期評価が改訂された。これらの改訂に当たっては、以下の 3 点が考慮された。

①それまで考えられてきた固有地震モデルに基づく評価ではなく、発生しうる最大クラスも含めた地震の多様性を考慮した評価。
② 不確実性が大きくても防災に有用な情報は、これに伴う誤差やばらつき等を検討した上で、評価に活用。
③ データの不確実性などにより、地震の発生確率などは、解釈が分かれる場合がある。そのように解釈が分かれるものについては、複数の解釈について併記。

その結果、千島海溝では超巨大地震（17 世紀型、M 8.8 程度以上）の 30 年確率が 7～40%、根室沖地震（M 7.8～8.5 程度）が 80%程度、青森県東方沖及び岩手県沖北部では M 7.9 程度が 10～30%、南海トラフでは M8～9 クラスが 70～80%程度と評価されている。

2-2. 活断層の地域評価

地震調査研究推進本部では、M7 以上の地震を発生する可能性のある全国主要活断層について評価を行ってきたが、それ以外の内陸の地震によっても被害が生じたことから、「地域評価」を導入し、より小さな（M6.8 程度以上）の活断層も含め、地域ごとの活断層を総合的に評価している。これまでに、九州地域（2013 年）、関東地域（2015 年）、中国地域（2016 年）、四国地域（2017 年）について公表し、現在は中部地域（近畿地方）について審議を行っている。これらの地域評価では、個別の活断層ごとの評価（発生確率）に加え、各地域を細分した地域ごとに、活断層評価ならびに地震活動に基づいて地震の発生確率を算定している。

2-3. 海域活断層の評価

M7.0 以上の地震を引き起こす可能性のある断層長さ 20km 程度以上の海域活断層を主な評価対象とし、対象とする海域ごとに「海域活断層の長期評価」を実施しており、2022 年に日本海南西部の海域活断層の地域評価を発表した。現在、日本海側の海域活断層について審議を進めているが、令和 6 年能登半島地震の発生を受けて、8 月に兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖の海域活断層について、評価の一部（位置・長さ・形状・発生する地震の規模）を公表した。ただし、地震発生確率については評価を行っていない。

3. 内閣府の最大クラス地震の想定

中央防災会議では、「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」において、想定できなかった M9 の巨大地震により甚大な人的・物的被害が発生したという反省と教訓に基づき、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討することとした。津波に関しては二つのレベルを想定し、発生頻度が高く、津波は低いものの大きな被害をもたらす津波（Ｌ１津波）に対しては、人命・財産・経済活動の保護のためのハード対策で、発生頻度は極めて低いものの甚大な被害をもたらす最大クラスの津波（Ｌ２津波）に対しては、生命を守ることを最優先してハザードマップ・防災教育などのソフト対策で対応することとした。

最大クラスの地震として、南海トラフでは、地下構造や深部低周波地震などの地震学的知見に基づき M 9.1 の地震を、日本海溝・千島海溝においては、津波堆積物などの古地震学的痕跡に基づき、それぞれ　M 9.1, M 9.3 の地震を想定した。これらの想定地震による震度分布や津波高さを計算、それにもとづく被害想定を行い、被害を軽減するための防災対策を推進している。

4. 日本海東縁部の地震の評価

4-1. 日本海における大規模地震に関する調査検討会

日本海東縁に沿って、海域活断層が確認されている。2014 年、国土交通省、文部科学省、内閣府による「日本海における大規模地震に関する調査検討会」（以下では MLIT モデル）は、その時点までの研究をまとめ、60 個の海底活断層を想定した。能登半島北側には F42（富山トラフ西縁断層）、F43（能登半島北岸断層帯）の活断層があり、これらはそれぞれ 2 つのセグメントに分かれている。これらの断層において発生する地震の規模はそれぞれ M 7.3、 M 7.6 とされ、それらによる津波の高さや浸水域の想定がなされ、ハザードマップなどとして公表されていた。

4-2. 日本海地震・津波調査研究プロジェクト

2013 年～2020 年にかけて、文部科学省によって「日本海地震・津波調査プロジェクト」が実施され、反射法地震探査などによって海底・沿岸断層モデル（以下では JSPJ モデル）が提案された。能登半島北部では NT2～NT9 断層が指摘されていた。能登半島北東沖の NT2 と NT3 断層（富山トラフ西縁断層）は北西に傾斜した逆断層であり、それ以外の断層は南東に傾斜した逆断層である。NT2-NT3 断層による地震規模は M 7.1、津波高さは最大 3.2m、NT4-NT5-NT6 断層の連動による地震規模は M 7.3、津波高さを 2.9 m と想定された。

5. 令和 6 年能登半島地震

令和 6 年能登半島地震の津波は、能登半島北岸断層帯で想定された断層モデル（JSPJ モデルの NT4+NT5+NT6 断層、MLIT モデルの F43 断層）からの予測とほぼ一致していた。震源域の北東に隣接する富山トラフ西縁断層（JSPJ モデルの NT2＋NT3、MLIT モデルの F42 断層）のすべり量は、これらの断層における最大規模の地震に比べて小さく、より大きな地震としてすべる可能性をまだ持っている。そのような地震が発生した場合、新潟県沿岸や佐渡島に影響を与える津波が発生する可能性がある。

---

*Kenji Satake[1]

[1]Earthquake Research Institute, the University of Tokyo.

2024年秋の大会

理事会セッション

地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～

Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis
- Lessons from the Noto Peninsula Earthquake-

(2) 能登半島地震による津波の発生と影響

(2) Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*今村文彦[1]，増田英敏[1]，菅原大助[1]，サッパシー・アナワット[1]，鄭　安棋[1]
[1]東北大学災害科学国際研究所

１．はじめに

３年前から連続地震が生じていた能登半島において，今年１月１日午後４時10分にMj7.6の大地震が発生し，観測された最大震度は石川県羽咋郡志賀町や輪島市で震度７が記録された．この地震の２分後には，気象庁から山形県・新潟県上中下越・佐渡島・富山県・石川県能登・加賀・福井県・兵庫県北部の各津波予報区に津波警報，その他日本海沿岸各地の津波予報区にも津波注意報が発表になった．その10分後には，石川県能登では津波警報が大津波警報に切り替えられた．

本文は，能登半島地震による津波の発生について，得られた痕跡データを元に波源モデルを選定し，志賀原発サイト周辺での観測波形との対応を確認した上で，波源からの詳細な伝播過程を推定する．現在，周辺での詳細地形や構造物データが未入手のために，沖合での波形の再現に留まるが，周辺での津波の特性について報告するものである．

２．日本海側での津波の特徴　―早い到達と長時間の継続

2011年3月11日に発生した東日本大震災では，日本列島陸側の北米プレートとその下に潜り込むように動いている海側の太平洋プレートの境界付近で発生したタイプであり震源は陸地からも遠く，津波が沿岸部に到着するまでに一定での時間猶予があった．一方で，日本海側での地震は，陸地に近い海域の活断層で起こることが多く，震源も比較的浅いため，津波が起きればすぐに沿岸部に到達することになる．実際に，2024年能登半島地震による津波では，珠洲市，輪島市，能登町，七尾市などでは，１から２分以内に津波の初動（沿岸での影響開始）が到達したと数値シミューレンで推定されている（Pakoksung et al.，2024;Masuda et al.，2024；今村，2024）．

我が国での大津波警報の発表は，2011年（平成23年）3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（東日本大震災を引き起こした巨大地震）以来になる．大津波を起こすような大地震は，一般的には，太平洋側に多く発生しているが，過去６回の事例の中で，1983年日本海中部地震津波，1993年北海道南西沖地震津波を含めて，実に半数が日本海側で発表されている．また，日本海という閉鎖空間で発生した津波であるので，発生から収束までの継続時間が長く，最大波出現時間も遅れる傾向がある．

今回の能登半島地震では，図―１に示したように，今回の地震断層は主に２つが推定されており，半島陸部の西側と半島東部沖の東側に分かれる．主に東側での断層が津波を発生したと考えられるが，志賀原発周辺の半島西側では，もう１つの断層による津波の影響も考える．そのため，全体での分布に加えて，特にサイト周辺での半島西側での津波痕跡記録および観測波形を説明出来る波源モデルを選定することとした．

*Fumihiko Imamura[1] , Hidetoshi Masuda[1], Daisuke Sugawara[1], Suppasri Anawat[1], and Anchi Cheng[1]
[1]IRIDeS, Tohoku Univ.

能登半島の地形特性としては，概ね標高 300m 以下の低山地と丘陵地が大部分を占めており，能登外浦は各所に海岸段丘が発達し，一方で，能登内浦は沈降性の入り組んだ静かな海岸線が続く海岸地形がみられる（産総研，2019）．また，能登半島沿岸の海底地形は，能登外浦では島や瀬といった天然礁も存在し，舳倉島までの水深が 100m 程度と比較的浅い海域であり，一方で，能登内浦は急激に深くなっており，1,000m より深い海盆になっている．



図ー１　推定された能登半島地震の東西断層モデル

３．津波による被害状況—震源付近　珠洲市沿岸での事例

国土交通省(2024)によると，震源に近かった石川県珠洲市，能登町，志賀町では，津波で浸水した面積が少なくとも計 190 ヘクタールになったと報告している．特に浸水範囲の広い珠洲市における津波浸水深は航空写真から約４m に達したと想定され，実際に土木学会海岸工学の令和６年能登半島地震津波調査グループによれば，約 2-5m の浸水高が報告されている．

石川県能登半島を中心に津波が来襲したが，他に，富山湾，新潟県上越や佐渡の周辺でも痕跡が残されている．日本海沿岸では，2m から 5m 程度の津波浸水高が報告されており(Yuhi et al., 2024a;2024b)，津波警報レベルの規模であったことが判断できる．なお，新潟県中越市では 7m 以上の痕跡も得られている．

沿岸への被害を見ると，珠洲市飯田湾，能登町，志賀町，上越市などが挙げられる．特に，珠洲市沿岸（宝立地区）では，津波被害が大きく，海岸線にはえぐられたような痕跡があり，津波が侵食したことがわかる（写真—１）．強いパワーがある津波が海岸に押し寄せた証拠になる．さらに，船や車を持ち上げ(写真—２)，弱い建物を壊し（写真—３），瓦礫を押し流していった．流れが早かった証拠の１つが削られたアスファルトであり道路も壊れている．さらに，液状化によるマンホールの隆起（写真—３）なども見られ，津波避難時に道路上がかなり悪い状況であったことが推察される．このように複合的な災害の代表事例となった(Suppasri et al., 2024)



写真ー１　航空写真による珠洲市宝立町での沿岸の様子（BOIS 提供）



写真ー２　珠洲市宝立地区での漁港付近（著者撮影）



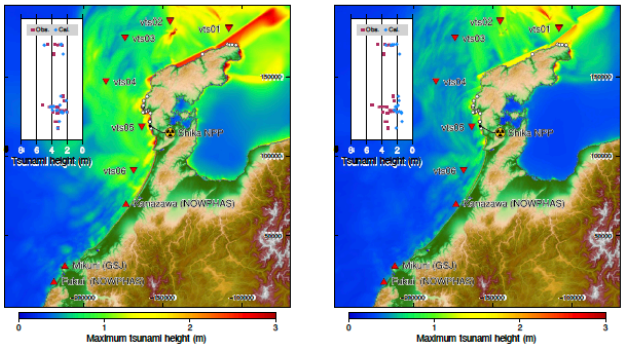
写真ー３　珠洲市宝立地区での住宅域（著者撮影）

４．志賀原発周辺での津波挙動解析について

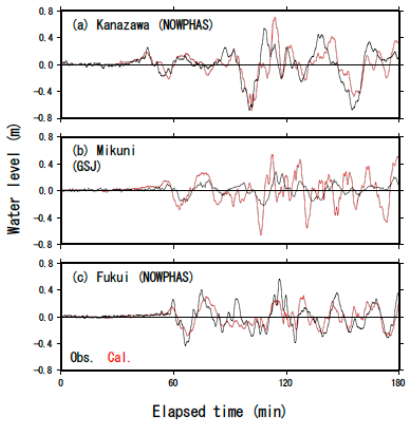
4.1　津波の解析モデル選定と津波痕跡データ比較

地震断層が半島陸部の西側と半島沖の海域の東部に分かれおり，志賀原発には位置的には近い西部の影響があり，一方で今回の津波を起こした断層は東部が主であるので両方を考慮する必要がある．特に，西部の断層は主に陸上にあり，その位置関係によっては海域にも広がるため，津波の発生に影響する．現在まで有力な津波モデルとしては，Masuda et al.(2024)およびFujii・Satake(2024)があり，このモデルによる結果を半島西部で調査された津波痕跡データ（土木学会海岸工学委員会能登半島地震津波グループによる津波浸水高や遡上高(Yuhi et al.，2024a;2024b）との比較により，選定する事とした．津波数値解析の詳細は，Masuda et al.(2024)を参照されたい．

この結果を図―２（津波高の比較では，赤が実測値，青が計算値になる）に示す．Masuda et al.(2024）およびFujii・Satake(2014)の再現性を見ると，半島西側(n=29)ではK=1.02，κ=1.31，および，K=1.64，κ=1.37 さらにサイト周辺に絞ると(n=23)ではK=1.02，κ=1.23，および，K=1.71，κ=1.32 となった．半島西部の比較を見ると，前者の方が再現性が高いと判断できる．この後の津波解析ではものモデルを用いて，津波の伝播過程と波形の変化を見る．



図ー２　２つの断層モデルによる最大津波高と痕跡高比較



図ー３　Masuda et al.(2024)断層モデルによる解析波形(赤線)と観測波形(黒線)の比較

4.2　志賀原発付近（金沢，三国，福井）での津波の沖合い観測波形と解析波形の比較

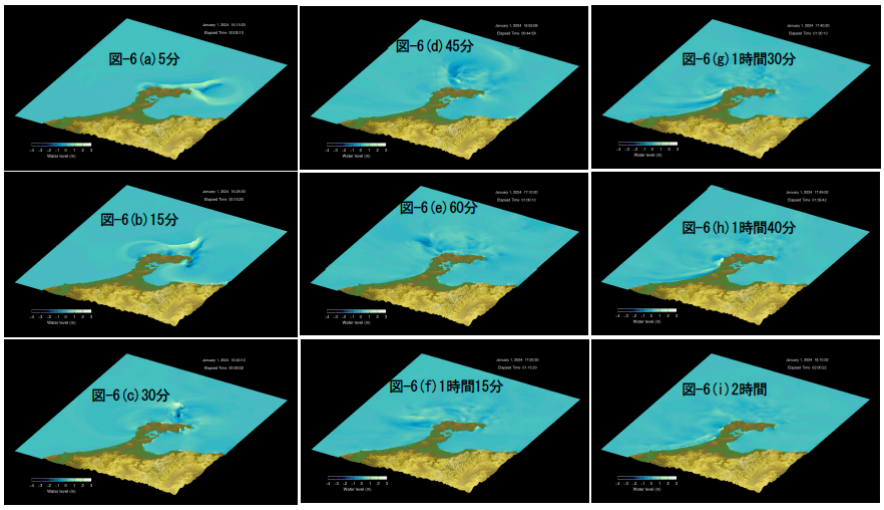
図―３には，志賀原発付近（金沢，三国，福井）で入手できる津波の観測波形と解析波形の比較を示す．この３点は志賀原発の西側に位置しており，発生場所から遠い地点になるが，ここでの波形が再現できるということは途中地点の結果の信頼性も高いと判断できる．なお，金沢と福井は NOWPHAS システム（超音波式波高計）による観測値であり，沖合での短周期の成分も精度高く計測できる．一方で，三国はフロート式検潮儀による観測値であり，短周期成分については若干精度は低くなる．いずれも，3 時間の波形において良好な

一致を示していると判断出来る．第一波の押し波から，第二，第三，第四など後続波形の再現性も高いと考えられる．特徴としては，初動より後続波の波高が大きくなり，境界波的な挙動を示している．最大波高の出現は津波発生から 2 時間前後となる．

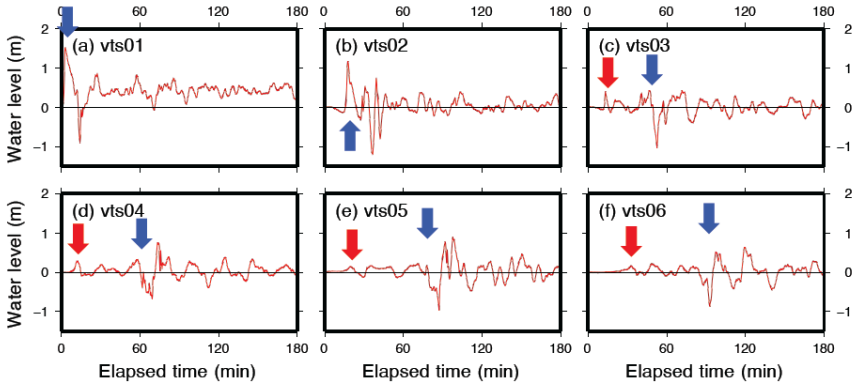
4.3　志賀原発への津波伝播の過程

今回の解析結果を一定の時間間隔で再現した空間波形を図―４に，時間波形を図―５に示す（図―２に示す代表点 6 点での結果であり，東断層に近い地点から番号付けている．vts05 が発電所サイト手前になる）．今次津波は，半島西部で発生した津波成分が直接に志賀原発サイトに向かう成分と，東側断層により生じた津波が能登外浦（半島北側）での浅い陸棚を通じて伝播してくる成分が確認できる．前者は，発生から 15 分程度でサイト沖に到達しており，図―５の vts05 地点での波形でも第一波の押し波（赤色の矢印）を確認いただきたい．後者は，能登半島を東から北の陸棚を通じて回り込み，サイトに複雑に伝播している過程が示されている．発生 15 分，30 分，45 分と見て頂きたいが，舳倉島付近に集中する押し波の津波が確認できる．その後，60 分後以降になると押し波成分から引き波成分が卓越し，サイトには，少し沖から回り込む成分と一緒になり，集中効果による波形増幅が 1 時間半及び 1 時間 40 分当たりに見られる．この様子は，図―５（青色の矢印）の vts02 から 04 の時間波形でも確認できる．

今回は，サイトの周辺での詳細な海底および陸上地形や防波堤などの構造物を含んだ数値解析ではないので，北陸電力(2024)が報告している津波観測（最高水位上昇や最高水位下降）と比較することはまだ出来ない．データや情報を得た後での課題としたい．



図ー４　能登半島周辺での津波伝播の様子



図ー５　能登半島西岸沖での津波波形（数値解析）
赤矢印が西側断層からの初動，青色矢印が東側断層からの初動

5. 今後の志賀原発オペレーションへの提言

北陸電力からの報告によれば，サイト内での津波は防波堤内での波高計と取水ピット内での水位計で観測された．ここでは，水位上昇と水位下降の観測値および計測値が示されており，いずれも施設の安全性に影響を与えるものではないと判断できる．なお，このような観測値は，実際に津波来襲後に確認出来るのであって，今後は，地震発生後で津波来襲前に，一定の津波情報を得ておきたい．公的には気象庁による津波情報になるが，広域での代表値であり，発電所サイトでの詳細情報にはならない．独自の予測情報を持ちたい．

そこで，今回のような周辺でのリアルタイム情報を活用しながら，その規模の程度や到達予想を行い，津波来襲前にオペレーション対応の参考とすることを提案したい．今次津波も含めて，複数のシナリオの下，サイト周辺（NOWHPAS などの詳細なリアルタイム情報）とサイトでの津波波形の関係を把握しておくことができる．実際，津波発生した時に，沖合からの状況については監視カメラなども活用も有用である（Shirai T. et al.,2024）．最後に，様々なシナリオの下に，津波の影響を事前に把握することも重要である．どの位の規模の津波が，サイト内へどのような場所（防波堤，物揚場，敷地，取水ピット，防潮壁）を通じて影響を与えるのか？，さらに継続時間も一定予測できれば，緊急対応時の作業マニュアル作成にも役立つはずである．

参考文献；

国土交通省(2024)，令和6年能登半島地震 津波による浸水および海岸保全施設の被害状況（速報）https://www.mlit.go.jp/river/bousai/240101_noto/pdf/tsunamishinsui_higai_240423.pdf

産総研（2019），能登半島北部周辺に刻まれた日本海発達の歴史，https://www.aist.go.jp/aist_j/new_research/2019/nr20190823/nr20190823.html

土木学会海岸工学委員会(2024)，令和６年能登半島地震津波調査情報 https://coastal.jp/info/library/noto20240101/

北陸電力(2024)，令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について(3月 25 日現在)https://www.rikuden.co.jp/nw_press/attach/24032599.pdf

Fujii Y, Satake K (2024), Slip distribution of the 2024 Noto Peninsula earthquake (MJMA 7.6) estimated from tsunami waveforms and GNSS data. Earth Planets Space 76:44. https://doi.org/10.1186/s40623-024-01991-z

Masuda H. et al., Modeling the 2024 Noto Peninsula earthquake tsunami: implications for tsunami sources in the eastern margin of the Japan Sea, Geoscience Letters 11(1) 2024年6月14日,https://doi.org/10.1186/s40562-024-00344-8

Pakoksung, K., Suppasri, A. & Imamura, F.(2024), Preliminary modeling and analysis of the Tsunami generated by the 2024 Noto Peninsula earthquake on 1 January: Wave characteristics in the Sea of Japan.

Shirai T. et al. (2024), , Potential for tsunami detection via CCTV cameras in northeastern Toyama Prefecture, Japan, following the 2024 Noto Peninsula earthquake, Geoscience Letters 11(1) 2024年6月5日,ttps://doi.org/10.1186/s40562-024-00343-9

Suppasri A. et al. (2024),The 2024 Noto Peninsula Earthquake: Preliminary Observations and Lessons to be Learned, International Journal of Disaster Risk Reduction 104611-104611 2024年6月,https://doi.org/10.1016/j.ijdrr.2024.104611

Yuhi M.et al. (2024) ,Dataset of Post-Event Survey of the 2024 Noto Peninsula Earthquake Tsunami in Japan,Scientific Data volume 11, Article number: 786

Yuhi M.et al.,, Post-event survey of the 2024 Noto Peninsula earthquake tsunami in Japan, Coastal Engineering Journal 1-14 2024年7月2日,https://doi.org/10.1080/21664250.2024.2368955

2024年秋の大会

理事会セッション

地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～

Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis
- Lessons from the Noto Peninsula Earthquake-

(3) 原子力発電所の耐震・耐津波の現状　～能登半島地震を踏まえて～

(3) Current State of Seismic and Tsunami Resistance at Nuclear Power Plant based on the 2024 Noto Peninsula Earthquake

*中村　晋[1]
[1]日本大学工学部

1. はじめに

マグニチュード(Mj)7.6 の令和 6 年能登半島地震が 2024 年 1 月 1 日に発生した。ハザードとして能登半島における地震の特徴は、輪島市や志賀町の震度 7 を含み広い範囲で 6 強や 6 弱の揺れが生じたこと、津波により能登町などの浸水高 4m 以上を含み広い範囲で浸水が生じたこと、さらに、輪島市西部で最大 4m 程度の隆起などの地殻変動が生じたことである。

志賀原子力発電所は、震源から 70km の位置に立地している。近年の地震が原子力発電所に及ぼす影響として、2007 年新潟県中越沖地震による事例や 2011 年東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所の事故が挙げられる。ここでは、原子力発電所の耐震安全性評価のこれまでの経緯を示した上で，令和 6 年能登半島地震の志賀原子力発電所への影響を踏まえた耐震・耐津波の現状について示す。

2. 原子力発電所の耐震安全性評価の経緯

原子力発電施設に対する耐震安全性の観点からの要求事項を明確化したものとして､1978 年 9 月 29 日に、はじめて「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定された。1995 年兵庫県南部地震後、海外の基準類や文献の収集整理等や検討を踏まえて、2006 年 9 月 19 日に耐震設計審査指針の改訂を決定した。主な改定の内容は、①活断層の活動性評価に係る期間を 5 万年前から 12～13 万年前に拡大する、②基準地震動の評価方法を高度化する、③「残余のリスク」の存在を認識し、それを小さくする努力を行うなどである。2011 年東北地方太平用沖地震後，事故を踏まえ、新規制機関として設置された原子力規制委員会の規則に関連する内規として新規制基準を決定し、2013 年 7 月 8 日に施行された。耐震を含む新たな要求事項として、基準津波の設定、耐震設計上考慮する活断層の認定基準，シビアアクシデント対策等を加えている。

3. 令和 6 年能登半島地震の志賀原子力発電所への影響を踏まえた耐震・耐津波性能の評価

志賀原子力発電所では、 1 号原子炉建屋地下 2 階で最大値 399gal の揺れを観測した。その分析より、観測波は､新規制基準を踏まえて 2014 年に申請された基準地震動の加速度応答スペクトルより全周期で下回ることを確認している。原子炉建屋の耐震健全性確認より、各階の耐震壁に発生した層せん断力が許容値以下であることなどが確認された。また，基準津波として敷地高さ+11m の津波を設定しており、取水ピット内で観測された津波高さ+3.3m は基準値内であった。さらに、放水槽の周囲に設置した防潮壁の南側壁が数 cm 傾いていることを確認したが，変形は軽微であり、機能に影響はないことが確認されている。一方、耐震重要度区分が C クラスの変圧器からの絶縁油漏れが発生した。変圧器等の被害の影響により、外部電源 5 回線のうち 2 回線が使用できないものの、電源の信頼性確保の対策により、3 回線が使用可能となっている。さらに，高圧電源車のアクセスルートに数箇所段差の発生を確認したが、通行に支障ないことが確認されている。

これまでの地震の影響も合わせると、新規制基準への対応による頑健性の向上などの効果は認められるものの､懸案の耐震重要度区分の見直し(立地地点ごとのリスク情報の利活用など)､残余のリスクの有効活用、さらに今回は健在化していない多数基立地への対応など不断の安全性向上への見直しが必要である。

*Susumu Nakamura[1]
[1]College of Engineering, Nihon Univ.

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors[Co-organized by Nuclear Safety Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E91_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Lessons from the Noto Peninsula Earthquake -

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL04] Discussion

All Presenters, Hiroyuki Oigawa[1], Akio Yamamoto[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

2024年1月1日に発生した能登半島地震により、我が国が地震の多発する地域であり、原子力発電所における地震・津波対策がきわめて重要であることがあらためて認識された。一方で、東日本大震災以降、原子力発電所の地震対策及び津波対策は大幅に強化されている。そこで、本セッションでは地震・津波の専門家を招いて、最近の我が国における地震・津波の発生状況や、原子力発電所における地震対策・津波対策の現状をご講演いただくとともに、総合討論にて議論を深める。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F_PL] Nuclear data for future -Toward next generation JENDL-

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

[2F_PL01]

Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*Shin Okumura[1] (1. IAEA)

[2F_PL02]

Muon Nuclear Data

*Megumi Niikura[1] (1. RIKEN)

[2F_PL03]

Nuclear data for reactor licensing

*Hiroami Yamamoto[1] (1. MHI)

[2F_PL04]

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

*Chikako Ishizuka[1] (1. Tokyo Tech)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～
Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

（1）核分裂核データ評価手法の高度化

(1) Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*奥村 森[1]，石塚 知香子[2]，千葉 敏[3]
[1]国際原子力機関，[2]東工大，[3]NAT

1. はじめに

原子力で必要とされる核データは、核分裂生成物収率のみならず即発中性子やガンマ線のスペクトル、遅発中性子数など多岐にわたる。これらの物理量は全て核分裂直後の分裂片を起源として相互に関係している。しかし、今後、幅広い核種・エネルギー領域に対して核分裂に伴う物理量を統一的に核データとして評価するのに十分な実験値が揃っているとは言えない状況がある。このため、核分裂核データの評価には、理論・現象論的アプローチによるデータ補完が不可欠である。

2. 核分裂過程

図 1 に核分裂の時間発展の様相を示す。核分裂過程を説明するには、（1）原子核が断裂し分裂片ができるまで、（2）核分裂片が即発中性子・ガンマ線を放出して脱励起するまで、（3）それらがベータ崩壊し安定核に向かうまでの少なくとも 3 つの物理過程を組み合わせる必要がある。（2）、（3）の過程で観測される物理量や収率は全て断裂時点の（1）で形成された核分裂片の励起エネルギーやスピン等の状態によって決定される。しかし、（1）の実験的観測は困難を伴う。このため、実験値は主に（2）及び（3）の過程におけるもので、核分裂生生物の収率がよく測定されているのは（3）に至ってからである。また、例えば ^{235}U の熱中性子入射による核分裂では、500 を超える核種が生成されると言われており、全核種が精度良く観測されているわけではない。

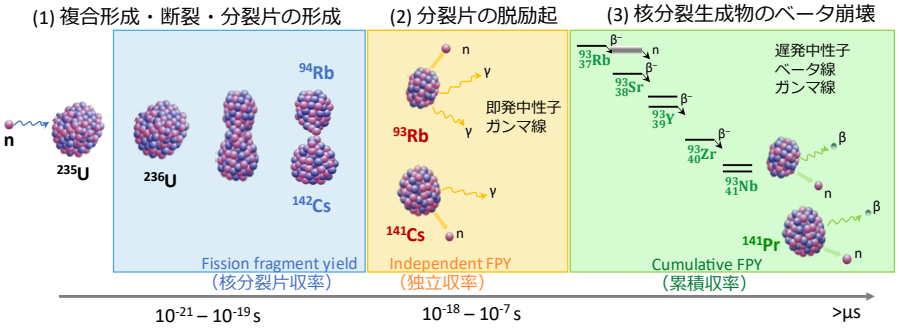


図 1 核分裂過程

3. 核分裂核データの評価の高度化

JENDL-5.0 で更新された核分裂収率データでは、新たな実験データの評価及び従来用いられてきた現象論的モデルを物理理論に基づいたデータへの置き換えなどの工夫を取り入れた新たな評価手法[1]が採用された。しかしながら、核分裂収率データ以外の核分裂に伴うデータは、収率とは別に評価作業が行われている。この評価手法は、実験値が充実している核種やエネルギー領域においては可能だが、実験値が乏しい領域においては困難である。このため、核分裂核データの評価の高度化に向けて、実験値の充実のみならず、現象論的手法と核分裂理論を組み合わせた「核分裂片ジェネレータ」とよばれる（1）の過程における核分裂初期の分布を生成するモデルの開発と、既にある（2）脱励起及び（3）ベータ崩壊過程を一貫して計算できるフレームワークの開発が求められている。特に（1）については、Langevin モデル[2]をはじめとした理論計算のサンプリングイベントのデータベース化や、実験・理論的に得られた系統性を核分裂片ジェネレータに組み込むことなどが検討されている。本発表では、これまでに行われてきた取り組み例を紹介し、評価手法の高度化に有用な理論・現象論的アプローチについて議論する。

[1] K. Tsubakihara et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 58 151 (2021)
[2] C. Ishizuka et al., *Phys. Rev. C*, 96, 064616 (2017)

*Shin Okumura[1], Chikako Ishizuka[2], and Satoshi Chiba[3]
[1]IAEA, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]NAT

2024年秋の大会

総合講演・報告　シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～

Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

ミューオン核データ

Muon Nuclear Data

*新倉 潤[1]

[1]理化学研究所

1. はじめに

近年ミューオンによる核反応は、ミューオン非破壊元素分析、核変換、医療用 RI 製造、放射線安全、半導体ソフトエラー、地球惑星科学等の様々な研究分野でその重要性が指摘されている。一方で、これらの研究の基盤となるミューオンと原子核の核反応データを網羅的に収録したデータベース（ミューオン核データ）は存在しない。そこで、2023 年に理化学研究所・九州大学・JAEA・東京大学を中心としたミューオン核データ開発チームを立ち上げ、次世代 JENDL への収録に向けた核データ整備を進めている[1]。

ミューオン核データの開発のキックオフとして、2023 年 12 月 14 日にシグマ専門調査委員会および理化学研究所仁科センター核変換データ研究開発室の共催で「ミューオン核データ研究会」を開催した[2]。この研究会では、ミューオン核データに関連する様々な分野での研究の現状を共有し、今後の核データ開発に向けた課題について議論した。研究会では下記 6 件の講演が行われた。

- 「ミューオン核データ」新倉潤（理化学研究所）
- 「ミューオン原子核捕獲反応からの放出粒子の測定」川瀬頌一郎（九州大学）
- 「J-PARC 物質・生命科学実験施設における放射線安全と放射性核種生成確率の測定」山口雄司（JAEA）
- 「放射線挙動解析コード PHITS のミューオン輸送計算機能」安部晋一郎（JAEA）
- 「ニュートリノ原子核反応の精密理解を目指した原子核実験」中島康弘（東京大学）
- 「ミューオン捕獲反応後の放出粒子エネルギーの分布と反跳エネルギー」湊太志（九州大学）

また、2024 年 3 月 27 日には、日本原子力学会 2024 年春の年会において核データ部会主催・シグマ調査専門委員会共催で企画セッション「ミューオン核データの進展」が開催された[3]。この企画セッションでは主に関連する実験・理論それぞれの研究成果が報告され、また将来の核データ整備に向けた展望を議論した。企画セッションでは、下記 4 件の講演が行われた。

- 「インビーム放射化法によるミューオン核データの測定」新倉潤（理化学研究所）
- 「ミューオン原子核捕獲反応の実験研究」川瀬頌一郎（九州大学）
- 「ミューオン捕獲反応の理論計算から見えた核データの新たな可能性」湊太志（九州大学）
- 「PHITS のミューオン輸送計算機能とその応用」安部晋一郎（JAEA）

上記二つの研究会では、これまで比較的独立して行われてきた研究間の協力体制の構築、実験と理論の相互連携、今後の核データ評価手法や核データ開発指針等について活発な議論が行われた。

2. ミューオンと原子核の相互作用とミューオン核データ

負の電荷を持つミューオン(以下単にミューオンと記す)が物質中に停止すると、原子核のクーロン場に捕われてミューオン原子を形成し、基底準位の 1s 軌道までオージェ電子やミューオン原子 X 線を放出して段階的に遷移する。1s 軌道にあるミューオンは一定の寿命を持ち、自然崩壊または原子核捕獲反応（以下、単にミューオン捕獲と記す）によって消滅する。ミューオン捕獲の素過程は、主に原子核内の陽子とミューオンが弱い相互作用によって結びつき中性子とニュートリノを生成する反応

$$\mu^- + p \rightarrow n + \nu_\mu$$

*Megumi Niikura[1]

[1]RIKEN

であり、原子番号 、質量数を持つ原子核(A,Z)に対してミューオン捕獲が起こると、原子番号が一つ小さい原子核$(A,Z-1)$を形成する。

$$\mu^- + (A,Z) \rightarrow (A,Z-1) + \nu_\mu$$

この反応においてミューオンの静止質量（106 MeV/c^2）の殆どはニュートリノが運動エネルギーとして持ち去り、残りのエネルギーは 5-50 MeV 程度の励起状態にある原子核（複合核）の形成に使われると考えられている。反応により生成した複合核は、中性子・陽子・アルファ粒子などの粒子放出やガンマ線脱励起を伴い残留核へと変化する。

現在開発中のミューオン核データは、ミューオンによる核反応に関連する下記の 5 つのサブライブラリから構成される。

(1) ミューオン原子 X 線のエネルギーと強度
(2) ミューオン原子の寿命（ミューオン捕獲確率）
(3) ミューオン捕獲による核種生成確率
(4) ミューオン捕獲から放出される粒子の放出確率
(5) ミューオン捕獲から放出される粒子のエネルギースペクトル

それぞれのサブライブラリに関連する先行研究や、近年の実験手法・理論モデルの開発状況については文献[1]を参照されたい。

本講演では、はじめにミューオン核データの概要を紹介したのちに、特に研究会や学会での議論を通じて進展した最新のミューオン核データ開発状況について報告する。

参考文献

[1] M. Niikura et al., Proc. Symp. Nucl. Data 2023, arXiv:2403.19965.
[2] https://indico2.riken.jp/e/muon2023
[3] 核データニュース No. 138, 1-31 (2024), ISSN 0385-4876.

2024年秋の大会

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～

Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

原子炉許認可のための核データ

Nuclear data for reactor licensing

*山本 弘明 [1]

[1]MHI

1. はじめに

原子炉施設の許認可評価において、核データとして JENDL の利用が促進されれば、国内の核データ高度化のモチベーションが上がり、優れた核データの生産につながると期待される。2023 年 12 月 21 日に開催した「原子炉と規制」に関する将来の核データワークショップでは、規制・新型炉・JENDL の取り組みについて講師の先生にご講演を頂き、JENDL 利用促進のための取り組みについて議論を行った。

本発表では、ワークショップでの講演概要を報告すると共に、ワークショップ内及び当委員会内での議論を踏まえた JENDL の利用促進に向けた提言について紹介する。

2. 将来の核データワークショップ「原子炉と規制」の講演概要

ワークショップでは、表 1 に示す 3 つのテーマについてご講演頂いた。各講演の概要について以下のとおり紹介する。

- 「規制における核データの取扱」: 許認可の審査では、核データ自体が審査の対象になるものでは無く、核データを解析コードに合わせて多群化・近似等の処理を行った炉定数ライブラリと、解析コードがセットで精度等の議論がなされる。規制における核データの選択は、規則・ガイド等で指定されるものではなく、許認可申請者の裁量であることから、許認可申請者にとって JENDL を採用しやすい環境を整備することが重要。
- 「新型炉開発、アイソトープ製造、原子力宇宙応用からの核データニーズ」: 原子力技術の積極的活用の促進により、これに付随して新たな核データニーズが生まれる可能性がある。昨今では、GX 実現に向けた新型炉開発のほか、アイソトープ製造分野における軽水炉や高速炉を活用した RI 製造技術開発、宇宙応用分野における原子力推進ロケット、宇宙電源用小型原子炉、原子力電池開発のように、多方面の分野において原子力技術活用が進められている。各分野での核データのニーズに対する受容性・即応性に加えて、これらのニーズに対する優先順位等のマネジメントも重要。
- 「これまでの JENDL 開発の取り組み」: 最新の JENDL-5 における JENDL-4.0 からの改善点・特徴等の概要を中心に JENDL 開発について紹介。JENDL-5 では中性子反応データにおける収録核種数を JENDL-4.0 から大幅に拡充（406→795 核種）したほか、JENDL の独自性の観点から、核分裂収率では測定データと理論的なモデルを組み合わせて導出した新たな評価データを反映した点、熱中性子散乱則では従来 ENDF データを採用してきたが初めて JENDL の独自評価データを収録した点を紹介。

表 1　将来の核データワークショップ「原子炉と規制」 講演題目

日程・開催形式	講演題目	発表者 (敬称略)・所属機関
2023/12/21 (Web 開催)	1. 「規制における核データの取扱」 2. 「新型炉開発、アイソトープ製造、原子力宇宙応用からの核データニーズ」 3. 「これまでの JENDL 開発の取り組み」	藤田 達也 (JAEA) 高木 直行 (東京都市大) 岩本 修 (JAEA)

3. ワークショップ・委員会での議論を踏まえた提言

原子炉施設の許認可申請における JENDL の利用は、ENDF/B 系統が主流の既許可から核データを変更するケースが少ない背景により、バックアップ等の補助的なものである場合が多いと考えられる。国産核データである JENDL が原子炉施設の許可申請において広く利用されることは、JENDL の存在価値を国内外に高め、将来にわたって核データの高度化を進める体制を維持していくことに資することからも重要である。

JENDL の利用促進に向けて、ワークショップ内及び当委員会内での議論を踏まえた提言 3 点を以下に示す。

- JENDL を採用しやすい環境の整備： 許認可申請での議論（解析コード＋炉定数ライブラリが、解析対象とする体系について十分な精度を有しているか、等）に必要な参考情報やエビデンスといった情報が参照可能な文献の形で整備されていることが望ましい。
- JENDL の付加価値の提示： 新たな核データの需要拡大にあたり、これらをタイムリーに掬い上げ、他国のライブラリに先んじた核データの整備に繋げられる仕組みが構築されれば、JENDL を採用する大きな動機付けになると考えられる。（上記のニーズ調査の一環として、当委員会ホームページには核データに関するリクエストページを設置）
- 核データ評価者とユーザーが連携したさらなる高度化： 近年、核データで重点化が図られる一例として、共分散データの充実化が挙げられる。今後、共分散データを原子炉特性における核データ由来の誤差定量化などに適用していくためには、優先すべき核データの選定や積分実験データの評価への反映方法などを、核データ評価者とユーザーが密に議論していくことが必要であり、国産核データである JENDL の強みを活かせる分野と考えられる。

いずれの提言に関しても、核データ評価者と炉物理研究者、許認可解析実務者の 3 者間での緊密な連携が必要であると考えられる。各提言の実現に向けて核データ評価者と炉物理研究者、許認可解析実務者の 3 者間での連携のあり方を模索していく。

---

*Hiroaki Yamamoto[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2024年秋の大会

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～

Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

医療用同位体生成と放射線治療線量評価

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

合川 正幸[1]，*石塚 知香子[2]，片渕 竜也[2]，新倉 潤[3]，深堀 智生[4]，福田 茂一[5]

[1]北大，[2]東工大，[3]理研，[4]原子力機構，[5]量研機構

1. 緒言

この 20～30 年ほどで核医学分野が飛躍的に発展し、それに伴って医療用同位体製造に必要な核データや放射線照射治療の一次被ばく量評価のための核データも急ピッチで整備されてきた。医療同位体の中でも特にαエミッターは難治性癌の治療に高い効果が期待されることから現在も基礎データの取得が重要なテーマとなっており、現在も国内外で基礎データの収集が進められている。医療用同位体製造に関して不足している核データや照射治療にあたる医療従事者の被ばく線量評価などのより高度な核データの整備が次のステップとして重要になってくる。そこで我々はこのような現状を踏まえ、医療同位体・照射治療被ばくに関する話題を中心として、今後広い意味での医療業界で重要と成り得る核データについて検討することを目的としたワークショップを 2024 年 2 月 29 日に開催した。この際の議論に端を発し、二次被ばく線量評価や半導体のソフトエラーの要因として今後重要性を増すであろう「残留核の反跳」に関して、更に測定・評価手法の可能性やあり方を広く議論することを目的としたワークショップを 2024 年 8 月 5 日に開催した。本講演では、これらの二つのワークショップの講演内容の概略や将来の核データを見据えた議論のポイントを共有する。

2. 医療用同位体・照射治療被ばくに関するワークショップ

整備されつつある医療関連の核データとして、医療用同位体（特にα放出核）製造に必要な核データおよび放射線照射治療の被ばく線量評価の高度化のための核データに着目した。また今後整備が必要な医療関連の核データとして、医療用同位体製造に関して不足している核データおよび照射治療にあたる医療従事者の被ばく線量評価について検討した。

2-1. 医療用同位体の製造に関する話題

「医療法同位体の製造に関する核データへの要望」と題した永津弘太郎氏（QST）の講演では、現在利用されている医療用 RI や QST における RI 生産施設の紹介の後、Cu-67 および Ac-225 を例に製法の現状や難しい点に関する情報提供がなされた。講演では特に核データとして Ra-226 (p,2n)Ac-225 の断面積が非常に少ないとの指摘があった。特に陽子の入射エネルギーEp≦30MeV での Ra-226 (p,2n)Ac-225 の断面積データの拡充が重要であるだけでなく、Ra に関しては 30-110 MeV の陽子入射反応など生成される核種についての核データ整備が必要との報告があった。

2-2. 遮蔽・放射線治療時の被ばく線量に関する話題

全 6 件の講演のうち、残りの 5 件の講演は放射線治療時の被ばく線量評価や遮蔽計算に関するものであった。

「医療分野における核データ利用促進に向けた提案-PHITS-」と題した佐藤達彦氏（JAEA）の講演では、PHITS コードで JENDL-5 を用いた場合の吸収線量計算の問題、粒子線治療の生物学的線量評価や炭素線治療計画への応用例の紹介があった。特に荷電粒子や高エネルギー中性子ライブラリを使った計算では、荷電粒子を明示的に放出するためのカーマ近似はそのまま使えないため、現状では JENDL5 を用いた吸収線量計算を JENDL5 ベースで行うことができないとの報告があった。また粒子線治療の生物学的線量評価への応用を

Masayuki Aikawa[1], *Chikako Ishizuka[2], Tatsuya Katabuchi[2], Megumi Niikura[3], Tokio Fukahori[4] and Shigekazu Fukuda[5]

[1]Hokkaido Univ., [2]Tokyo Tech, [3]RIKEN, [4]JAEA, [5]QST

考えると、核反応により生成される（残留核を含む）全ての二次粒子の収率およびエネルギースペクトルが必要となるが、低エネルギーで各残留核の二重微分断面積の ACE ファイルが整備されていないことや、各反応チャンネルの断面積が高エネルギー中性子および荷電粒子ライブラリで整備されていないことが問題点として指摘された。PHITS の炭素線治療計画への応用に関する議論としては、H, C, N, O だけでよいので CCONE による核反応イベントリストの作成を検討すべきとの提案があった。

「医療分野における核データ利用促進に向けた提案-Geant4-」と題した坂田洞察氏（阪大）の講演では、医療応用が進んでいる原子核反応として、原子核の崩壊、核破砕、ホウ素捕獲、光核反応の紹介があった。また Geant4 と PHITS で用いられる核反応模型の対応付けについて詳説いただいた。なお、中性子入射反応や中エネルギーの核反応では、Geant4 よりも JENDL ベースの PHITS のほうが良く、特に断面積が加速器中性子源で非常に重要な　Be-9(p,xn)　反応に関しては JENDL5 が圧倒的に良いとの報告があった。JENDL を Geant4 のデフォルトオプションとするには時間が必要であるが、ENDF 形式から G4NDL 形式への converter は存在しており JENDL5 を用いて Gean4 を流すことは可能であるとの現状報告があった。核データ分野への要望として医療用途では C-12 ビームを H, C, O, Al, Cu, Ti, Sn, Pb 標的に 400MeV/u 以下であてるような実験データが有用となるが、角度分布についての情報や 200-400 MeV/u の軽元素(A<50)の微分断面積の実験データが不足しているとの報告がなされた。また陽子ビームを用いた実験では標的核が O や Ca の場合に実験データ間のばらつきが大きく、特に Ca 標的に関しては実験データ自体が古く、かつ少ないという問題が提示された。

「粒子線治療時に体内で発生した二次中性子の線量評価」と題した松本真之介氏（都立大）の講演では、粒子線治療中に発生する中性子の空間線量分布について実測値および臓器線量の評価値についての紹介があった。当初我々が懸念していた血液中の鉄の放射化などは実際には無視できる程度であるものの、二次被ばくの線量評価では Fragment の線量についての情報はやはり重要であるとの共通認識を得た。以上の 3 件が放射線治療に関する核データの高度かに関する話題であり、続く 2 件は許認可のための遮蔽計算で重要となる核データについての話題提供である。

「放射線施設許認可のための遮蔽計算における問題点」と題した田中鐘信氏（理研）の講演では、加速器施設の線量評価では En≧150MeV でのみ妥当な Moyer の式が使用されており、減衰効果については遮蔽計算の高度化が必要であろうとの指摘があった。また、最近理研で行われた U ビーム入射の Cu 標的の中性子生成量データ測定についての紹介があった。一方で、理研 RIBF で使用している Be や W 標的、また将来ビームダンプで活用される物質の中性子生成量データはまだ存在しておらず、これら中性子生成量の核データを揃えてほしいとの要望があった。（医療用）RI 生成には大強度ビーム施設が不可欠であり、遮蔽も厚くなるため線量の減衰など線量評価が難しい。ビームダンプで生成される中性子の遮蔽評価のためには数 MeV から 20 MeV の中性子散乱の高精度な核データが必要であるという指摘があった。

「高エネルギーγ線による光核反応の測定核データ、遮蔽設計」と題した佐波俊哉氏（KEK）の講演では、加速器施設で評価すべき放射線や相互作用について概説があり、KEK でも理研でも放射線の評価のために必要な事項には共通部分が多いものの、KEK は電子加速器が主であるため電子の制動放射の計算が必要になる点が異なるとのことであった。なお加速器施設の許認可で重要となる核データに関しては、核断面積の精度が必要になるのは小型の加速器の場合に限定的であるとの指摘があった。また高エネルギーγ線による光核反応の測定結果と PHITS や MCNP などの計算値との比較では。Cu(γ,xn), Sn(γ,xn), Pb(γ,xn), Au(γ,xn),のいずれの場合でも特に En>2MeV 以上で実験値の再現性が非常に良くないという現状の課題点が示された。

3. 残留核の反跳に関するワークショップ

2023 年度に開催した上記ワークショップでの議論を受け、2024 年度 8 月 5 日に二次被ばく線量評価や半導体のソフトエラーの要因として今後重要性を増すであろう「残留核の反跳」に関するワークショップを開催し、PHITS における残留核の取扱い・原子核の反跳の測定手法・計算手法・評価手法についての以下に示す 6 件の講演を通して、残留核の反跳に関する核データ整備の問題点の洗い出しを試みた。

「PHITS と JENDL-5 を組み合わせた医学物理計算の問題点」と題した佐藤達彦氏（JAEA）の講演では、最近の PHITS の開発動向の紹介の後、PHITS と JENDL-5 を組合わせた医学物理計算における問題点が指摘された。吸収線量の計算をする場合に粒子飛程が短い場合にはカーマでも可能であるが、二次荷電粒子の飛

程が 5mm ほどになるとカーマでは対応できないため、現状では PHITS で吸収線量を出すことはできない。JENDL-5 の各残留核の生成断面積を PHITS に取り込んで放射化計算することはできる。なお JENDL-5 では、主要な残留核ごとにエネルギー分布は入っているが、角度分布は入っていないため今後整備が期待されるものとして、残留核のエネルギーや角度の情報が重要であるという議論がなされた。また医学物理計算では残留核だけ決められたら良いが、半導体エラーの計算ではエネルギー保存がイベントごとに成立していることが不可欠であるとの議論があった。

「アクティブ標的 TPC を用いた残留核の測定」と題した川畑貴裕氏（阪大）の講演では、時間射影型検出器（TPC）の動作原理から始まり、荷電粒子の三次元的な飛跡を検出できる MAIKo アクティブ標的と MAIKo プラスの開発状況の解説があった。また高密度環境下における 3α反応の MAIKo を用いた測定を例にアクティブ標的での反跳核の測定ではシリコン検出器での測定に比べて作業量が膨大となることが示された。次にα非弾性散乱を例に反跳核からの崩壊粒子の同時計測手法について報告があった。反跳核からの崩壊粒子の測定は解析が非常に煩雑になりがちな TPC の他に、シリコン検出器でも行われており、最近開発された従来よりも大きな立体角で検出可能なシリコン検出器および波形解析を利用した粒子識別の手法についての解説があった。

「逆運動学法を用いた終状態の同定と核データへの寄与」と題した大津秀暁氏（理研）の講演では、逆運動学手法を用いた残留核の粒子同定の可能性について報告があった。重粒子線入射で生成された高速軽粒子によるドーズの評価には反跳原子核の情報は重要であるが、逆運動学手法では入射エネルギーが高いほど、残留核のチャネル候補が増えて扱いが難しくなる。また残留核が放射性で長寿命であれば放射化法により生成粒子の識別は可能であるがエネルギー情報は失われてしまう。一方、残留核が放射性で短寿命の場合には In beam gamma などの工夫が必要となる。逆運動学での測定では、残留核がローレンツブーストされ、比較的前方に集中するため角度の情報は乏しくなる半面、磁気スペクトルメータの併用により、残留核の粒子識別はよくできるという特長がある。先ほどの川畑氏の講演とは逆で、逆運動学手法では陽子入射は扱えるのが、中性子入射反応の逆運動学はできないという手法による得手不得手が共有された。

「ミューオン捕獲反応における反跳エネルギー計算について」と題した湊太志氏（九大）の講演は 2024 年度春の年会にて開催さてた企画セッション「ミューオン核データの進展」での講演に準じ、半導体ソフトエラーと原子核の反跳との結びつきの解説に始まり、PHITS を用いたシリコンがミューオンを吸収して放出される粒子の組成と、より詳細な原子核理論（STDA+MEC）に基づく計算での組成について比較について報告があった。その結果、STDA+MEC+CCONE と PHITS（QMD+GEM）の定性的傾向がよく一致していることが示された。なお、ソフトエラーの評価には出ていく粒子のエネルギー情報だけでは不十分であることやエキシトンモデルによる前平衡の計算が不可欠あることが指摘された。

「PHITS を用いた PKA スペクトルと弾き出し断面積」と題した岩元洋介氏（JAEA）の講演では、PHITS による PKA スペクトルお計算と弾き出し損傷計算および検証実験についての報告があった。PHITS と核データを用いることで広いエネルギーに対応したあらゆる粒子に対する材料の PKA エネルギースペクトル弾き出し損傷計算が可能であり、弾き出し断面積の実験データとの比較から PHITS の計算結果が実験を良く再現できることが示された。しかしながら、20 MeV~100 MeV の中性子・陽子照射による材料の PKA スペクトルの核データ整備や、PKA エネルギースペクトルの測定、２核種以上からなる合金や半導体のはじき出し損傷計算などが核データとしての課題として指摘された。

「JENDL における反跳核エネルギースペクトルの評価」と題した岩本修氏（JAEA）の講演では、反跳核のスペクトルが JENDL-5 から提供されるようになった経緯から始まり、反跳核のスペクトルデータが 20MeV 以上と以下で入れ方が違うことやその理由などが解説された。20MeV 以下では反応ｃｈごとに区別していれているが、エネルギーが高くなるとチャンネルが増えすぎてしまうため区別していない。二体反応や 20MeV 以下の反応であれば、残留核の運動エネルギーも与えられる。CCONE では方位角も扱える。JENDL-5 では C 以上の安定核を中心に 200 以上の残留核反跳エネルギー分布が収録されているが、残留核がターゲットと大きく異なる場合には信頼性の問題からエネルギーを収録していない。また CCONE で上手く計算できるのは重い核であり、人体や半導体など軽めの核については実験データの整備が重要であるとの指摘があった。

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G_PL] New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[2G_PL01]

Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[2G_PL02]

Advanced reactors and energy mix

*Ryoichi Komiyama[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03]

Annual simulation of fast reactor with thermal energy storage based on price following model

*Shoma Fujii[1] (1. UTokyo)

[2G_PL04]

Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*Kazuya Takano[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

（1）再エネ協調技術開発の国内外動向

(1) Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and foreign countries

*山野 秀将[1], 豊岡 淳一[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

2022 年 12 月、「GX（グリーン・トランスフォーメーション）実行会議」が開かれ、「GX 実現に向けた基本方針 ～今後 10 年を見据えたロードマップ～」が取りまとめられ、2023 年 2 月、閣議決定された。同基本方針は、エネルギー安定供給の確保に向け、徹底した省エネに加え、再生可能エネルギー（再エネ）や原子力などのエネルギー自給率の向上に資する脱炭素電源への転換など GX に向けた脱炭素の取組を進めるとともに、GX の実現に向け、「成長志向型カーボンプライシング構想」の実現・実行を行うとされている。2023 年 7 月、それらを具体化した「脱炭素成長型経済構造移行推進戦略」（GX 推進戦略）が閣議決定され、2023 年 12 月、GX 分野別投資戦略が策定された。GX 経済移行債を活用した投資促進策により、GX の取組が加速している状況にある。2024 年 5 月、GX 実行会議にて、今後、経済社会の大変革と脱炭素の取組を一体的に検討し、2040 年を見据えた国家戦略「GX2040 ビジョン」を策定する方針が示された[1)]。2024 年からは年度内をめどとした次期エネルギー基本計画の改定のため、基本政策分科会にて議論が進められている[2)]。

2021 年 10 月の第 6 次エネルギー基本計画の閣議決定以降、ロシアによるウクライナ侵略や、中東情勢の緊迫化など、地政学リスクの高まりを受け、エネルギー安全保障の重要性が増している。また、カーボンニュートラルに向けて、エネルギー安定供給や脱炭素化に向けたエネルギー構造転換を、自国の経済成長につなげるための政策を強化する必要がある。原子力については、エネルギー安全保障に寄与し脱炭素効果の高い電源とされ、最大限活用することが期待される。GX 基本方針には、「エネルギー基本計画を踏まえて原子力を活用していくため、原子力の安全性向上を目指し、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設に取り組む。そして、地域の理解確保を大前提に、廃炉を決定した原発の敷地内での次世代革新炉への建て替えを対象として、六ヶ所再処理工場の竣工等のバックエンド問題の進展も踏まえつつ具体化を進めていく」と記述されている。原子力（次世代革新炉）の分野別投資戦略では、高速炉（実証炉）と高温ガス炉（実証炉）に GX 先行投資支援がなされるとともに、原子力サプライチェーンや原子力人材などの基盤強化支援を行っている。

2030 年度の電源構成は再エネを 36～38%程度、原子力を 20～22%程度を見込んでおり、残りを天然ガスや石炭といった火力とする計画である。2022 年時点の電源構成は、再エネ 22%、原子力 6%、化石火力 73%となっている[3)]。再エネ・原子力共に引き上げる必要がある一方、火力発電については、2050 年カーボンニュートラルに向けて火力発電の比率をできる限り引き下げる方針である。しかしながら、当面の間、化石燃料による火力発電は太陽光発電や風力発電のもつ再エネの変動性を補う調整力としての役割を果たす必要がある。次世代革新炉（新型炉）は、再エネの変動性を補う調整力という新たな価値[4)]を有しており、原子力の新たな活用方法を提起することができる。本報では、再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発として、IAEA と GIF の取組を中心に、再エネ協調技術開発の国内外動向を紹介する。

*Hidemasa Yamano[1], Junichi Toyooka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2. 国際機関の取組

2-1. IAEA 報告書

2018 年 10 月、IAEA では、Technical Meeting on Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogeneration を開催し、各国における原子力ー再エネ協調システムについて紹介され、開発資金や戦略、計画管理、技術的な課題が議論された [5]。それを基に、包括的に整理された報告書が 2023 年に発行された [6]。ここでは、その報告書内の再エネ協調技術を紹介する。

2-1-1. 熱

原子力発電は熱エネルギーを電気エネルギーに変換しており、再エネ集光型太陽熱発電やバイオマス発電といった再エネ発電技術と同じである。調整力を備えた原子力エネルギーと再エネを組み合わせることで、変動性再エネのエネルギー損失を最小化でき、従来型化石燃料火力発電と比肩できる。このような原子力ー再エネ協調システムは主要国で表明している二酸化炭素排出削減に貢献できる。また、発電以外にも、産業界での高温熱利用や地域暖房での低温熱利用という利点を有している。食料サプライチェーンにもエネルギーは重要な役割を果たしており、農業や食料市場においても原子力ー再エネ協調システムは貢献できる。

2-1-2. 水素

世界の水素製造は、天然ガスの改質によるものが主流であり、2019 年に 60 Mt/year (8.5 EJ/year)を超えている。加えて、40 Mt/year (5.7 EJ/year)が石油精製や製鉄といった産業での副生成物として生産され、ほぼ全てがプロセス内で使用されている。水素はエネルギー貯蔵の役割を担うことも可能であり、エネルギーキャリアとして活用していくことが期待される。2050 年には、世界で 550 Mt/year (78 EJ/year) の潜在的な需要が見積もられており、蓄電、運輸、産業エネルギー、炭素利用プロセスの原料、鉄鉱石の還元等への利用が想定される。

JAEA はガスタービン発電と水素製造を可能とする GTHTR300C を検討済みであり、45-50%の高効率発電を達成し、他電源と競合できる技術を有している。負荷追従運転も可能であり、変動性再エネと協調できる技術である。また、水素製造法として、化石燃料を用いた製造法に加え、熱化学法による水分解、低温水電解や高温水蒸気電解があり、原子力ー再エネ協調システムとして高温水蒸気電解との組み合わせを検討したものが多い。軽水炉でも 800℃まで過熱した水蒸気を用いる方法も検討されている。原子力ー再エネ協調システムによる水素製造は市場と適合さえすれば有力な技術オプションである。

2-1-3. その他

世界では浄水を必要とする国が多い。既存原子力発電所では 250 炉年の水浄化（海水脱塩化）の経験がある。我が国でも、大飯、高浜、伊方、玄海の各原子力発電所で淡水化装置が運転されていると報告されている。世界の水浄化問題に対して、原子力ー再エネ協調システムは貢献できる。

セメント製造過程や化学産業に必要な熱エネルギーを原子力ー再エネ協調システムで賄うことが期待される。また、集光型太陽熱発電や海洋温度差発電との組み合わせが考えられる。

2-2. GIF ワークショップ

第四世代原子力国際フォーラム（GIF）では、原子力熱の非電力利用（Non-Electric Applications of Nuclear Heat: NEANH）に関するタスクフォース（NEANH-TF）を立ち上げ [7]、2022 年 10 月に第 1 回ワークショップをカナダで開催した。GIF では様々な炉型があり、柔軟性を活用することで再エネ主流のエネルギー市場での共存と統合を可能にし、送電網の安定性や品質を高めることができる。ワークショップでは、第 4 世代原子炉と組み合わせた非電力利用に関する進行中の活動の紹介、可能性のある利点を追求した研究について技術開発者とエンドユーザーといった利害関係者による議論が行われ知識レベルの向上が図られた。2024 年 4 月には第 2 回ワークショップを韓国で開催した [8]。参加者は、ネットゼロの未来に向けた技術の進歩を追求するため、原子力エネルギーを産業用途に結びつける際の具体的なニーズ、要件、潜在的な課題や懸念事項に関する情報を共有した。主要な結論は以下のとおり。

- 原子力の非電力利用には有益な歴史があるが、それは軽水炉技術を用いた低温用途に限られる。より高温の産業用途では、異なる点に考慮が必要であるが、第四世代原子炉技術の利用により、多くのメリッ

トを受けられる可能性がある。
- より高い温度を必要とする産業では、燃料転換（fuel switching）が容易ではなく、既存のプロセスに大幅な変更が必要である。この移行を可能にするには、統合システム分析と財政的支援が必要と考えられる。
- 産業の脱炭素化のための熱と電力の需要は増加すると考えられる。
- エンドユーザーが事業活動に原子力を活用する機会や可能性を評価するための報告書やツールが存在する。原子力業界と産業界との関わりを深めることが推奨される。
- 産業部門での排出削減のために原子力を利用する大きなチャンスがあり、システムが商業的に利用可能となれば、エンドユーザーはすぐにでも原子力を導入するだろう。
- 水素製造は特に関心が高く、水素製造における原子力の競争力を理解するためにはバリューチェーン分析が必要である。
- NEANH には規制上の不確実性があり、リスク情報に基づいたグレーデッドアプローチによるケースバイケースのシステム分析が必要である。他方、明らかに克服できない技術的障壁はない。
- 特有の規制環境、国内政策、代替エネルギーオプションの利用可能性、産業ユーザーのエネルギー需要およびサプライチェーン能力により、NEANH のビジネスチャンスは、地理的な差異が明確である。
- この分野の進捗状況を伝えることも含め、原子力部門を超えた協力体制の強化が不可欠である。規制当局、投資家、一般市民の信頼を築くためには、コミュニケーションと透明性が重要である。
- 今後のワークショップには、エンドユーザーや、金融機関、投資家、保険会社など、関連性のあるステークホルダーを追加で参加させるべきである。

3. 国内外の再エネ協調技術

3-1. 統合エネルギーシステム

再エネによる電力供給の急速な拡大に伴い、その変動性を補完する制御可能な電力、熱の供給源としての原子力、特に SMR への関心が拡大している。再エネ、原子力、炭素回収付化石燃料等のエネルギー源による電力、熱、水素等エネルギー供給全体の最適化を図る「統合エネルギーシステム（IES）」[9]の検討が各国で開始されている。

統合エネルギーシステム (IES) は、複数のエネルギー源 (再生可能エネルギー、原子力、化石燃料、バイオエネルギー) を組み合わせ、複数のベクトル (電気、熱、水素、燃料) に変換して、複数のユーザー (建物、産業、輸送) に提供する。統合アプローチにより、各国はさまざまな技術の利点を活用して、環境への影響を最小限に抑えながら、信頼性が高く低コストのエネルギーを提供できる。統合エネルギーシステムの個々のコンポーネントは成熟している可能性があるが、多くの場合、これらを一貫性のある機能的なシステムに統合するには、さらなる研究、開発、および実証が必要になる。

ネットゼロの未来への移行には、再生可能エネルギーや原子力などの多様なエネルギー源と、クリーンな電気、熱、水素などを供給するためのエネルギー貯蔵の統合が必要である。この必要性を認識し、カナダ、フランス、日本、英国、米国の 8 つの国立研究所等が力を合わせ、統合エネルギーシステムの進歩を先導し、年次報告書(2023)としてまとめた [10]。2022 年 1 月、8 つの国立研究所等が初のサミットを開催し、世界中の大幅な脱炭素化に向けた統合エネルギーシステムの極めて重要な役割を強調した。2023 年 1 月、国立研究所等はロンドンで会合し、今後の協力計画を議論するとともに、各産業エネルギーの脱炭素化、ガス供給網の水素への転換、電解装置の開発に関する洞察が共有された。

3-2. 蓄熱

2020 年に米国エネルギー省により支援が決定された Natrium™ は 2030 年頃までに運転開始を目指して開発が進められており、熱利用として硝酸系溶融塩を有した蓄熱システムを備えている（定格 345MWe に対して、5.5hr の間に 500MWe への発電量の増大を実現する蓄熱が可能）[11]。蓄熱技術そのものは硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電（500℃前後の温度範囲）等で既に実用化されており、技術開発の余地は小さい [12]。仏国でもスタートアップ企業が溶融塩蓄熱を備えた高速炉開発に着手すると 2023 年 3 月に発表された [13]。我が国でも、2023 年 3 月に次世代革新炉に必要な研究開発基盤として新たな高速中性子

照射場を提案しており、蓄熱システムとの組合せによる再生可能エネルギーを補完する調整電源としての役割に期待が高まっている[14]。

電力・熱供給を目的として、米国では、X-energy はテキサス州シードリフトの Dow プラントへの Xe-100（4 基）を導入することを計画している。中国では、2023 年 12 月、HTR-PM（高温ガス炉）の運転を開始し、2024 年 3 月、HTR-PM による地域暖房プロジェクトを開始した。また、海陽原子力発電所（PWR）からの熱利用プロジェクトを開始した。ポーランドでは、化学工場への熱供給の目的での高温ガス炉の活用を検討している。

3-3. 水素製造

米国では、既存の原子力発電炉を利用した水素製造の実証プロジェクト 4 件を国がサポートしている。

- Nine Mile Point Nuclear Station（ニューヨーク州）（2023 年 3 月：低温電気分解による水素製造を開始）
- Davis-Besse Nuclear Power Station（オハイオ州）（低温電気分解）
- Prairie Island Nuclear Generating Station（ミネソタ州）（高温電気分解）
- Palo Verde Generating Station（アリゾナ州）（低温電気分解）

2023 年 10 月、DOE は「地域クリーン水素ハブ」として 7 地域（16 州をカバー）を選定したことを発表した。超党派のインフラ投資・雇用法に基づき計 70 億 US $ を投資するものである。

ロシアでは、2023 年、コラ原子力発電所に電解装置を設置し、初めて水素製造の実証に成功した。

韓国では、2024 年 6 月、Hyundai E&C、韓国水力・原子力会社（KHNP）他韓国企業 8 社は 2027 年までに原子力水素製造実証プラント（10MW）を建設するための MOU を締結した。

英国では、2021 年 8 月、「水素戦略」を発表した[15]。原子力に関する記載には、脱炭素電源として、小規模原子力技術に投資しつつ、新規大規模原子力技術を追求するとし、2030 年代半ば以降の水素製造源として原子力（SMR 及び AMR による熱、電力供給）が記載された。具体的には、水電解、高温水蒸気電解、熱化学法に原子力を想定しており、それぞれ、2020 年代、2030 年代及び 2030 年代後半の適用を想定している。

我が国でも、2023 年 6 月、「水素基本戦略」を発表した[16]。全体方針、水素産業戦略（水素の産業競争力強化に向けた方針）、水素保安戦略（水素の安全な利活用に向けた方針）が記述されている。また、HTTR による水素製造実証試験を進めている[17]。

4. おわりに

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発として、IAEA と GIF の取組を中心に、再エネ協調技術開発の国内外動向を紹介した。世界中で再エネ導入拡大を目指している中、統合エネルギーシステム、蓄熱、水素製造といった再エネ協調技術により、原子力の新たな価値が生み出される。高速炉や高温ガス炉といった新型炉は高温域の熱エネルギーを提供でき、原子力ー再エネ協調システムとして活かしやすい。ただし、諸外国に比べて、日本は再エネ協調技術開発が遅れている。民間の活力を活かした革新炉開発を国が支援していき、日本の原子力の人材・技術・産業基盤の維持・強化に繋げていくことが重要である。

参考文献

1) https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/gx_jikkou_kaigi/dai11/index.html
2) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/
3) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/2024/058/058_004.pdf
4) 大野、山野, “社会動向を踏まえた新型炉の価値　再生可能エネルギーと共存できる新型炉によるカーボンニュートラルへの貢献”, 日本原子力学会誌 Vol.65, No.7, pp.438-442 (2023).
5) https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1885web.pdf
6) IAEA, Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems, NR-T-1.24, Dec. 2022. https://www.iaea.org/publications/15098/nuclear-renewable-hybrid-energy-systems
7) https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_207897/task-force-on-non-electric-applications-of-nuclear-heat

8) NEANH-TF, Workshop on Non-Electric and Hybrid Applications of Nuclear Energy, April 26, 2024, Busan, Korea.
9) https://ies.inl.gov/SitePages/Home.aspx
10) https://www.nnl.co.uk/wp-content/uploads/2023/09/GNL_IES_Annual_Report_23.pdf
11) Natrium™ Reactor and Integrated Energy Storage, https://www.terrapower.com/downloads/Natrium_Technology.pdf
12) NEDO 再生可能エネルギー技術白書 第2版 第5章 太陽熱発電・太陽熱利用 https://www.nedo.go.jp/content/100544820.pdf13)
13) https://www.cea.fr/english/Pages/News/cea-presents-two-nuclear-startups-hexana-and-stellaria.aspx
14) 文部科学省，“次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する提言”，令和5年3月28日 https://www.mext.go.jp/content/20230328-mxt_genshi-000028687_01.pdf
15) https://www.gov.uk/government/publications/uk-hydrogen-strategy
16) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/shoene_shinene/suiso_seisaku/pdf/20230606_2.pdf
17) https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p22042202/

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

（2）新型炉とエネルギーミックス

(2) Advanced reactors and energy mix

*小宮山 涼一 [1]

[1] 東京大学

1. はじめに

エネルギー政策での 3E（安定供給、経済効率性、環境性）＋ S（安全性）の基本方針を踏まえ、2050 年までのカーボンニュートラル達成が目標とされている [1]。また、近年の自然災害の激甚化を踏まえた強靭化(レジリエンス)や、再生可能エネルギー主力電源化、非効率石炭火力のフェードアウトの方針等を踏まえ、それらの様々な方針に適合した電力エネルギーシステムの構築が重要であると考えられる。その中で近年、エネルギーセキュリティや脱炭素への関心等を背景に、新型炉への注目が内外で高まり、例えば、小型モジュラー炉（SMR）は安全性や機動性、水素製造等の多目的利用、そして分散配置可能性を踏まえ、エネルギー・環境問題解決への貢献が期待される。一方、SMR 等の新型炉の導入可能性を考える上で、エネルギーシステムの将来像を具体的に示すことが重要になる。将来像を示すことで、例えば、再エネ大量導入時に求められる新型炉に必要とされる具体的な技術要件への示唆を得ることが可能になると考えられる。中でも、太陽光発電や風力発電の拡大に向けては、電力安定供給対策強化が重要となり、系統の供給力や調整力の確保、電力系統制約などの諸課題への取組が必要となる。調整力や電力貯蔵等による電力系統の柔軟性向上、送配電線容量の増強、電力系統安定性強化(周波数や電圧安定化)などが求められる中、再エネ大量導入時の新型炉に望まれる技術性能を客観的に検討することが大切になると考えられる。

筆者らは、カーボンニュートラル、再エネ主力電源化、電力レジリエンス強化など電力エネルギー市場を取り巻く様々な要因を踏まえ、既存の大型原子炉や小型軽水炉、水素製造が可能で機動性に優れた高温ガス炉、燃料の安定供給性に優れた小型高速炉を組み込んだ最適導入シナリオを導出可能な数値シミュレーション手法の開発を進め(図 1)、原子力の最大限の活用と再エネ大量導入によるエネルギー安定供給、脱炭素を実現するエネルギーシステムの定量的分析をこれまで実施しており [2]、本発表では主として電力部門での主要な分析結果に関して報告する。

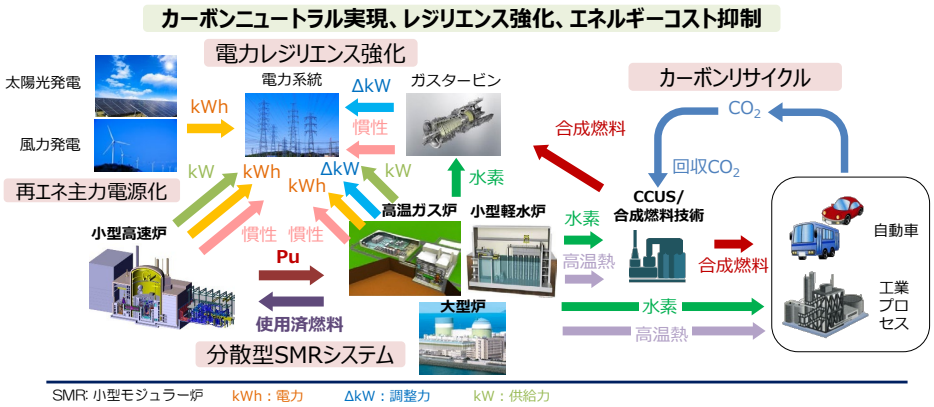


図 1　既存大型炉、革新炉、再エネを活用したエネルギーシステムの概念図

*Ryoichi Komiyama[1]

[1]The University of Tokyo

2. エネルギーシステムの数値シミュレーション手法の開発

コスト最小化や脱炭素化分析で利用されるエネルギーモデル(ボトムアップ型技術選択モデル)の多くは、電力部門の時間・空間的解像度が十分な水準に達しておらず、導入拡大が進展する自然変動電源(太陽光発電、風力発電)の出力変動や送電線による電力輸送制約、蓄電池などの需給調整技術の詳細な技術性能および動的挙動を詳細に組み込める仕様には至っていない。そこで本研究では、再生可能エネルギー発電の最適導入量評価が可能な時間解像度を有し、日本全体の地域間・地内の主要な電力基幹系統を考慮した地理的解像度の下で、電力・水素併給が可能な SMR の導入ポテンシャルの地域性、SMR の負荷追従性能や最低出力条件等の工学的制約条件等を考慮可能な電力需給分析ツールを開発する。また、電力部門に加えて燃料供給部門を含んだモデルを開発して、SMR によるクリーン水素製造・CO_2 再資源化(カーボン・リサイクル)等への導入可能性を評価した。これにより、脱炭素・レジリエンス・再生可能エネルギー主力電源化といった社会ニーズに適合するための SMR のあり方に関する総合的検討が可能になると考えられる。

電力部門の分析では、日本全体の電力基幹系統(集中型電源や再エネ電源が主として接続される上位系統)を約 400 地点の母線、約 500 本の基幹送電線でモデル化の上、レジリエンス強化(電力システムの分散化、系統の供給力・調整力の確保、電力システムの安定性強化、電源投資インセンティブの維持等)とシステムコストや燃料消費量を最小化可能な電源構成と電力需給運用、原子力・再生可能エネルギー共存戦略、および SMR の地点別導入量を分析可能なツールを開発した。モデルでは、軽水炉 SMR、高温ガス炉 SMR、高速炉 SMR を考慮し、さらに年間 8,760 時間にて送電線制約ならびに技術間のコスト競合(例えば、コスト低下が進む自然変動電源、系統用蓄電池や、水素混焼・専焼火力などとの経済的競合)を考慮しており、経済合理的な観点から中立的に SMR の最適導入量と最適出力配分に関する数値シミュレーションを可能としている。分析結果の一例では、再エネ大量導入時においては、一定の技術的想定の下では、負荷追従性能の低い大型原子炉の年間稼働率が低下するため、大型炉の活用に制約が顕在化する可能性のある一方、負荷追従性能の高い SMR は、一定の建設費で建設可能と想定した場合においては、再エネとも親和性の高い調整力を有する技術オプションとして選択される可能性が示唆される結果となった。

3. おわりに

本研究では、自然変動電源の影響を考慮した分析ツールを開発し、SMR の導入可能性や SMR に求められる技術要件等を分析した。今後の課題として、将来の電力系統を展望した場合、DER(Distributed Energy Resource)や Grid Edge Technology と呼ばれる需要家に近い配電系統に接続する調整力等を有する技術の普及進展が、SMR の導入可能性に影響を与える可能性も考えられる。これまでのアプローチでは、主に基幹系統といった上位側の電力系統のみを分析対象としているが、自然変動電源の接続量拡大が見込まれるローカル系統や配電系統など電力の下位系統を考慮に入れた拡張版モデルを開発し、需要端技術による電力需給安定化の効果を考慮した SMR 導入可能性評価を行う必要などが挙げられる。

謝辞

本発表は JSPS 科研費 JP22H00572、JSPS 科研費 24K08320、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354480 の助成を受けた。

参考文献

1) 内閣官房他 ”2050 年カーボンニュートラル に伴うグリーン成長戦略” 令和 3 年 6 月 18 日 https://www.meti.go.jp/press/2021/06/20210618005/20210618005-3.pdf
2) 小宮山” 脱炭素化・レジリエンス強化に資する分散型小型モジュラー炉を活用したエネルギーシステムの統合シミュレーション手法開発” 文部科学省国家課題対応型研究開発事業 令和 3 年度「原子力システム研究開発事業」成果報告会 https://www.nsystemkoubo.jp/result/r03/document/5_r3sys_seika.pdf

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発
New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

（3）蓄熱型高速炉の価格追従モデルに基づく通年シミュレーション

(3) Annual simulation of fast reactor with thermal energy storage based on price following model

*藤井 祥万[1]
[1]東京大学

1. はじめに

近年、太陽光発電を中心とする変動性再生可能エネルギー（以下再エネ）の大量導入に伴い、エネルギーストレージの重要性が上昇しているなか、蓄熱技術を用いたエネルギー貯蔵が注目されている。いわゆる"Carnot Batteries"と呼ばれる、再エネ余剰電力を熱として貯蔵し、需要に応じて電力に再変換するプロセス[1]や、電力には再変換せず、直接熱利用するプロセス[2]などが検討されている。原子力発電に関しては、炉熱を蓄熱し、需要に応じて発電することでフレキシビリティを向上させる観点からも検討されてきており[3]、近年では再エネとの協調の観点からの研究開発や実証が進んでいる[4]。ただし、コンセプトや蓄熱材、適用温度域などはよく議論されているが、発電システムとしての年間シミュレーションによる検討などは限定的である。

そこで本研究では小型モジュール炉（Small Modular Reactor、以下 SMR）への溶融塩蓄熱の適用を想定し、通年の運転パターンを模擬する価格追従モデルを開発、シミュレーションを実施し、蓄熱の導入効果を検討した。

2. 価格追従モデルによる蓄熱技術を導入した年間シミュレーション

2-1. 価格追従モデルの開発

図 1 に本研究で検討したシステムの概要図を示す。蓄熱方式としては溶融塩を直接熱媒として用いる二槽式とした。溶融塩は低温側で 290 ℃ とし、SMR の冷却材のナトリウムとの熱交換で 560 ℃ まで昇温され、高温タンクに貯蔵されることとした。高温タンクの溶融塩は蒸気発生器に送られ、12.6 MPa/370 ℃ の過熱蒸気を生成すると仮定した。なお、SMR からの熱出力は一定とした。また、比較のために入熱を太陽光発電とした P2H2P (Power to Heat to Power)のプロセスも試算した。図 1 に示すように太陽光発電でヒーターを駆動し、太陽光由来の入熱により溶融塩を昇温、SMR のケースと同様に 560 ℃ まで昇温させると仮定した。

発電出力については, スポット市場価格に応じて発電量を調整する、価格追従モデルを新たに構築した[5]。制約条件としては、設定する溶融塩量に対応する溶融塩タンクの上限・下限、および蒸気タービンの定格・最低負荷（定格の 20%と仮定）の 4 条件を考慮した。

まず入熱と出熱のバランスを取るサイクル時間を戦略的放熱期間 t_{cycle} と定義した。蒸気タービンの最低出力に対応する入熱量 $q_{\mathrm{in_min}}$ は維持しなければならないため、戦略的放熱期間内で最低出力を維持する合計投入熱量 $Q_{\mathrm{in_min}}$ は式(1)のように表せる。

$$Q_{\mathrm{in_min}} = q_{\mathrm{in_min}} \times t_{\mathrm{cycle}} \tag{1}$$

*Shoma Fujii[1]
[1]The University of Tokyo

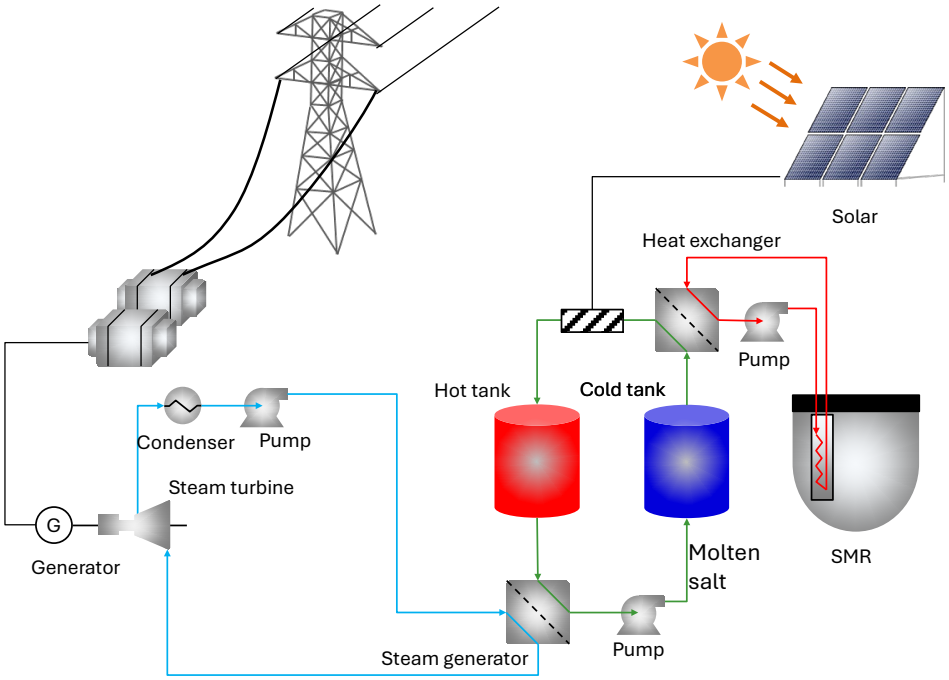


図 1 小型モジュール炉および太陽光発電を入熱源とする溶融塩蓄熱システムの概要図

また、戦略的放熱期間中での入熱量 $Q_{in}(t)$の合計は 1 時間あたりの入熱量 $q_{in}(t)$を用いて式（2）のように表せる。

$$Q_{\text{in}}(t)=\int_{t_i}^{t_i+t_{\text{cycle}}} q_{\text{in}}(t)dt \tag{2}$$

式(3)で示す戦略的放熱期間内（$t_i \sim t_i+t_{cycle}$）における、一定出力で発電し続けた場合のスポット価格の合計と時刻 t におけるスポット価格 $c_{spot}(t)$の比 $x(t)$を用いて、$Q_{in}(t)$と Q_{in_min} の差分の熱量を配分し、式(4)に示すように最低出力に対応する入熱量　q_{in_min} を加算することで戦略的放熱期間中において入熱量をスポット価格が高い時間帯から優先的に出熱に割り当てる出熱パターンを模擬することが可能であり、この出熱パターンを理想的な出熱パターン $q_{out_1}(t)$として設定した。なお, $q_{out_1}(t)$はタンクの上限･下限制約は考慮していない。

$$x(t)=\frac{c_{spot}(t)}{\int_{t_i}^{t_i+t_{cycle}} c_{spot}(t)dt} \tag{3}$$

$$q_{\text{out_1}}(t)=q_{in_\min}+\left[Q_{\text{in}}(t)-Q_{\text{in_min}}\right]x(t) \tag{4}$$

次にタービンの上限，下限の制約下において、式(5)に示すように入熱と同じ挙動を示すカーブ $q_{out_2}(t)$を設定した。

$$q_{\text{out_2}}(t)=q_{\text{in}}(t) \tag{5}$$

このカーブ $q_{out_2}(t)$は、スポット市場価格には追従しないが、入熱を蓄熱せずに、溶融塩を介してそのまま出熱するため、高温タンク、低温タンクの液面が変化せず、必ずタンクの上限・下限の制約を満たすことができる。以上の理想的な出熱カーブ $q_{out_1}(t)$と蓄熱機能を利用しない $q_{out_2}(t)$の間を式(6)のように α=0~1 まで 0.1 刻みで 11 段階に分割し、サイクル内で制約条件をすべて満たす α を決定、最終的な出熱カーブ $q_{out}(t)$を設

定した。以上により、タービンの上限・下限、タンクの上限・下限全ての制約を α=0~1 の間のいずれかのカーブで満たすことが可能である。

$$q_{\mathrm{out}}(t) = (1-\alpha)q_{\mathrm{out_1}}(t) + \alpha q_{\mathrm{out_2}}(t) \tag{6}$$

以上の価格追従モデルを用いて、ケーススタディとして九州電力の 2022 年 4 月 1 日～2023 年 3 月 31 日までの 1 時間ごとの 1 年間のスポット市場価格のデータ[6]を用いて 200 MWe 級の SMR に蓄熱機能を付与した場合の計算を実施した。蓄熱機能として、30000 ton の溶融塩を使用することとし、この場合の蒸気タービンの定格出力を 350 MWe とした。また、太陽光発電については同じ期間中の九州電力管内の太陽光発電[6]の 5%を入熱とし、蒸気タービンの定格出力は 100 MW、溶融塩量は SMR のケースと同じ 30000 ton として試算した。戦略的放熱期間は SMR の場合は 12 時間、太陽光発電導入時には 168 時間と設定した。

2-2. コスト評価

蓄熱を組み込んだ発電システムのコスト評価を実施した。SMR の CAPEX (Capital Expenditure)、OPEX (Operating Expenses)は文献[7]を参考に、スケールファクターを考慮して決定した。その他の蒸気タービン、タンク類の CAPEX は化学装置コストハンドブック等[8]を用いて算出し、現在の価格に修正して算出した。また、蓄熱の OPEX に関しては、産業連関表の石油火力発電部門の投入係数表[9]を用いて、設備費の 5%として算出した機械修理費をベースに賃金や広告、廃棄物処理などのその他経費を算出した。

3. シミュレーション結果

図 2 に定格発電出力 200 MWe の SMR に 30000 ton の溶融塩を用いた蓄熱を付加した場合の年間シミュレーションのうち、4 日間のシミュレーション結果を示す。図中、 Heat input は SMR からの炉熱回収を示しており、Output は溶融塩を用いて生成した蒸気により発電した出力を示している。図からわかるように一定の熱入力に対してスポット市場価格が安価なときには発電出力を落として運転し、高価なときに出力を増大していることがわかる。SMR 単独で発電した場合の年間の発電時平均スポット市場価格は 14.4 円/kWh であるのに対して、蓄熱機能を付加した場合の発電時平均スポット市場価格は 16.7 円/kWh となり、蓄熱機能を付加することでより高い価格のときに発電できていることがわかる。現在日本のスポット市場価格は太陽光発電の影響を大きく受けているため、この結果は SMR に蓄熱機能を付与することで、日中の発電量を低減させ、夜間の発電量を増大させることが可能であることを意味しており、太陽光発電のさらなる導入を推進することが可能となる。また、SMR 単独で発電した場合の年間の発電量は 1757 GWh であるのに対して、蓄熱機能を付加した場合の年間発電量は 1686 GWh となり、わずかに減少する。これはフレキシビリティを確保するために定格発電出力 200 MWe の SMR に対して 350 MWe を定格とする蒸気タービンを導入しており、年間の平均のタービン負荷率とそれに伴う熱消費率が低下したことが理由である。

また、図 3 に太陽光発電を入熱源とした場合の結果を示す。価格追従モデルにより、日中のスポット市場価格が安価なときに蓄熱し、夜間のスポット市場価格が高価になる時間帯に優先的に出熱することにより、蓄熱時平均スポット市場価格が 10.1 円/kWh であるのに対して、発電時平均スポット市場価格は 15.0 円/kWh となった。年間の発電量は 196 GWh であり、太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合と比較して SMR の場合は同じ溶融塩量において約 9 倍の発電量を確保できることがわかった。

4. 結言

価格追従モデルによる通年シミュレーションにより SMR および太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合の効果を検討した結果、同じ蓄熱容量に対して SMR は太陽光発電よりも多い発電量を確保できる一方、太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合の方が、スポット市場価格が安価な日中に優先的に蓄熱することが可能なため、蓄熱と出熱の価格差をつけられることがわかった。

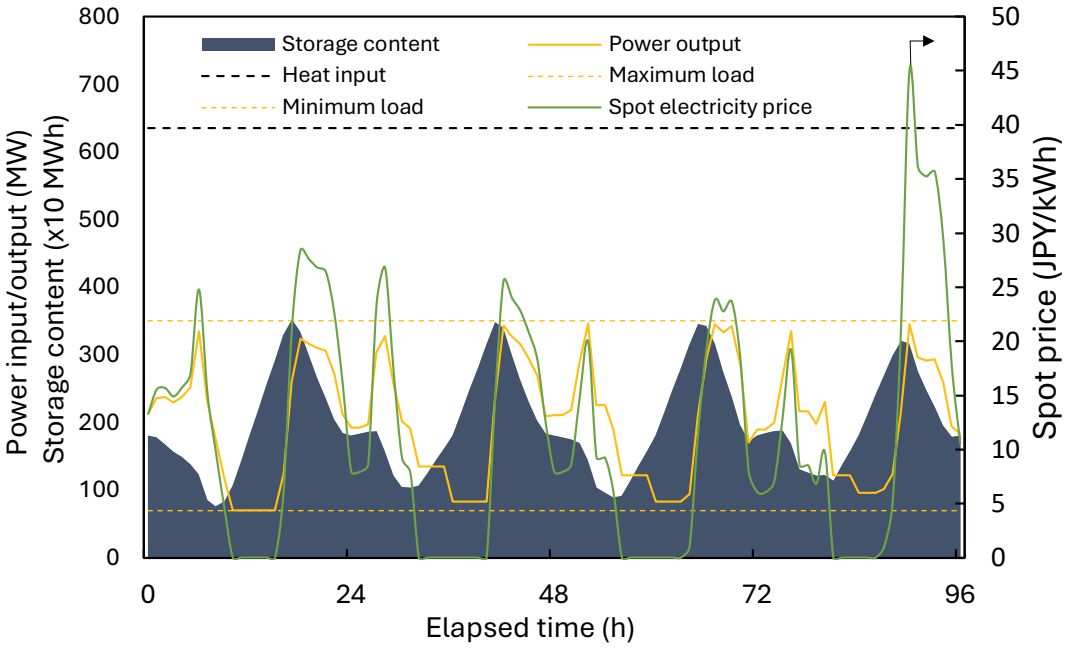


図 2　SMR に蓄熱機能を付与した場合のシミュレーション結果

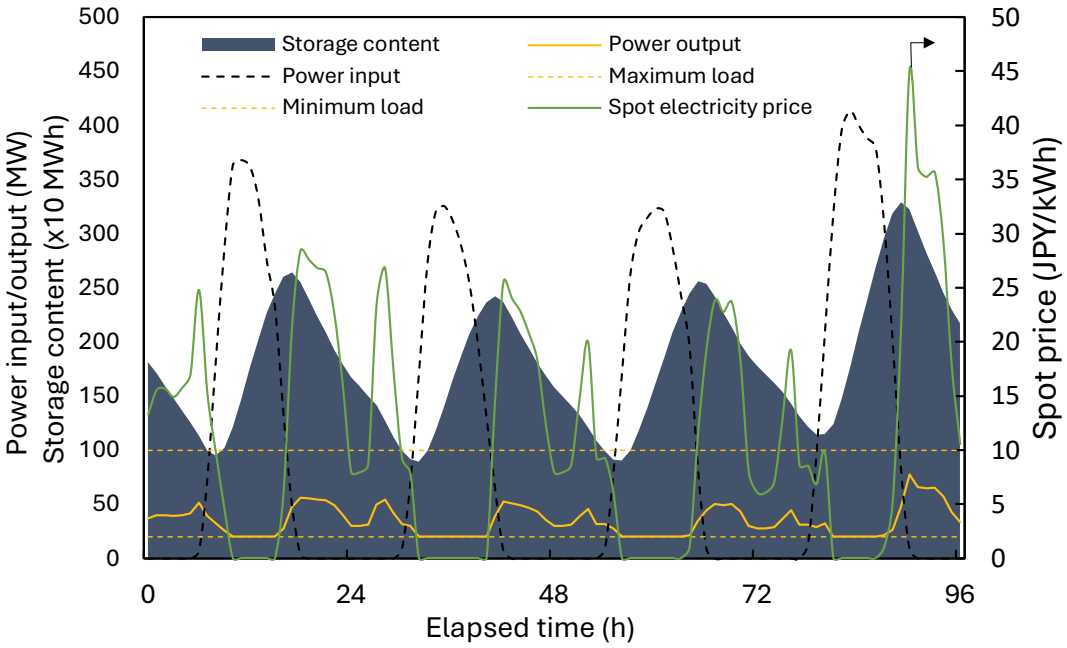


図 3　太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合のシミュレーション結果

謝辞

本研究は JST さきがけ（JPMJPR2278），JST 共創の場形成支援プログラム(COI-NEXT:JPMJPF2003)，JSPS 科研費若手研究(22K18061)の成果を含んでいる。

参考文献

[1] Novotny, V., Basta, V., Smola, P., and Spale, J., "Review of Carnot Battery Technology Commercial Development", Energies, 15 (2), 647 (2022)

[2] Trevisan, S., Buchbjerg, B and Guedez, R., "Power-to-heat for the industrial sector: Techno-economic

assessment of a molten　salt-based solution", Energy Conversion and Management, 272, 116362. (2022)

[3] Frick, K., Misenheimer, C. T., Doster, J. M., Terry, S. D., and Bragg-Sitton, S. "Thermal energy storage configurations for small modular reactor load shedding", Nuclear Technology, 202 (1), 53-70,　(2018)

[4] Terrapower, https://www.terrapower.com/natrium/ (アクセス日　2024 年 8 月 1 日）

[5] 藤井祥万，山野秀将，大野修司，早船浩樹，"変動性再生可能エネルギー大量導入に向けた蓄熱発電のシステム評価"，第 28 回動力エネルギー技術シンポジウム講演予稿集，D133，2024 年 6 月，京都

[6] 自然エネルギー財団,"電力需給チャート", https://www.renewable-ei.org/statistics/electricity/#demand (アクセス日 2024 年 2 月 2 日)

[7] Black, G. A., Aydogan, F., & Koerner, C. L., "Economic viability of light water small modular nuclear reactors: General methodology and vendor data", Renewable and Sustainable Energy Reviews, 103, 248-258 (2019)

[8] 斎藤義己, "化学装置コストハンドブック（改訂 3 版）"，工業調査会 (2000)

[9] 森泉由恵，本藤祐樹，中野諭, "再生可能エネルギー部門拡張産業連関表の開発と応用"，日本エネルギー学会誌, 94 (12), 1397-1413 (2015)

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

(4) 蓄熱型高速炉の安全設計技術

(4) Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*高野和也 [1], [1]JAEA,

1. はじめに

我が国では、多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力イノベーションを促進しており、安全性や経済性のほかに、熱利用といったエネルギーの多目的利用や再生エネルギー（以下「再エネ」と略す。）導入拡大に適応した機動性が求められている[1]。高速炉に蓄熱システムを結合させて、不足電力時間帯に電力供給できる機動性をもった蓄熱型高速炉はこの要求に合致しており、その開発が将来必要とされる可能性がある。

硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電（500℃前後の温度範囲）等で既に実用化されていることから、溶融塩蓄熱型高速炉に特有の開発要素は、ナトリウムと溶融塩の熱交換器部分となり、伝熱特性を最適化する熱交換器設計、伝熱管破損時のナトリウムと溶融塩の接触に伴う反応特性の把握、伝熱管破損時の影響を踏まえたシステム構成の検討などの安全設計技術開発が必要となる。本報では、蓄熱型高速炉の特徴、安全設計方針検討及び安全設計技術開発の現状について概況する。

2. 蓄熱型高速炉の特徴

溶融塩蓄熱型高速炉の概念図を図 1 に示す[2]。ナトリウム冷却高速炉の 2 次ナトリウム系と蒸気タービン系の間に硝酸系溶融塩を熱媒体とした蓄熱システムを結合することで、原子炉で発生した熱を蓄熱タンクに蓄え、任意に取り出すことが可能となり、発電量や時間帯を柔軟に変更できる。これにより、再エネの電力供給状況に合わせた発電を行うことが可能である他、蓄熱タンクがバッファとなり原子炉側の過渡挙動が蒸気タービン系に直ちに影響しないという過渡分離設計が可能であることも、安全性や系統安定性の観点から重要な特徴の一つである。

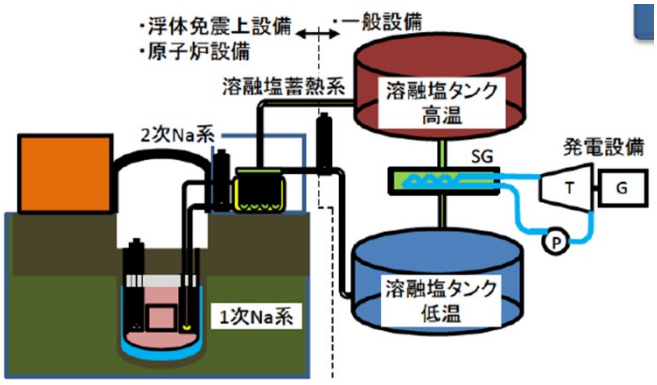


図 1　蓄熱型高速炉の概念図[2]

蓄熱型高速炉開発は米仏でも進められており、米国 Terrapower で開発が進められている高速炉「Natrium™」は、定格出力 345MWe のナトリウム冷却高速炉に溶融塩蓄熱設備を付加することにより、最大 5.5h に渡り出力を 500MWe に増加させることを可能としている[3]。2023 年に我が国は「Natrium™」の機器開発試験に協力する覚書を締結している[4]。2024 年 6 月、「Natrium™」初号基の建設が米国ワイオミング州にて開始され、原子炉部分の着工は早くて 2026 年、運転開始は 2030 年と予定されている。仏国 Hexana でも蓄熱型高速炉開発を進めており、800MWth 規模の出力を持つナトリウム冷却高速炉から発生した熱を蓄熱設備に蓄え、それを発電や産業熱など柔軟に利用する計画である[5]。

蓄熱設備を活用して発電量や時間帯をある程度任意にシフトできることで、再エネの電力供給状況に合わせた柔軟な発電を行えるだけでなく、一般的に太陽光発電を中心とした再エネからの電力供給が盛んとなる日中は売電単価も低くなり、反対に夜間、特に夕方は高くなることから、売電収入増加による経済性向上効

*Kazuya Takano[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

果も期待できる。定格電気出力 300MWe の小型ナトリウム冷却高速炉に対して原子炉定格出力の 50%相当を 5.5h に渡り出力可能な規模の溶融塩蓄熱設備を付加する想定で、高速炉と蓄熱設備のシステム全体による発電時間帯を高売電価格帯へシフトすることによる売電収入増加を試算したところ、蓄熱設備の導入により+10～12%程度の売電収入増加効果が得られるとの結果が得られている[6]。蓄熱型高速炉は経済合理性を有すると言える。

3. 安全設計方針検討

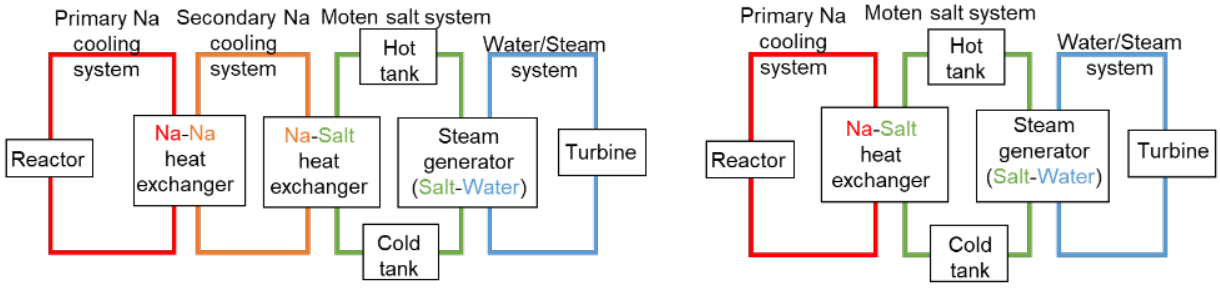
3-1) 溶融塩ループでの構造材の選定指針

蓄熱型高速炉では、生産コストが安価である等の理由により太陽熱発電等で多くの実績がある硝酸系溶融塩 Solar Salt ($NaNO_3$-KNO_3: 60-40wt%)を蓄熱材の候補としている。Solar Salt 環境での構造材の劣化に関して、蓄熱式高速炉で想定する温度領域であれば、構造材としてオーステナイト系ステンレスを使用することは問題ないと考えられるが、溶接部での腐食速度の加速に注意する必要がある[7]。また、溶融塩に不純物として塩素が含まれる場合、液中であれば応力腐食割れ（SCC）は問題ないと考えられるが、液面変動のないタンクなどでガス化した塩化物と水分が溶融塩界面上に膜を形成し、そこに塩化物が濃縮して SCC が発生する懸念がある[8]。これらの知見を踏まえた、蓄熱型高速炉の構造材の選定指針を今後検討していく必要がある。

3-2) ナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響検討

溶融塩蓄熱式高速炉のプラントシステム構成を検討するため、ナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響について「安全性」、「運転保守性」及び「経済性」の観点で定性的なリスク評価が行われた[9]。検討対象となるプラントシステム構成として、1 次ナトリウム主冷却系、2 次ナトリウム主冷却系、溶融塩蓄熱系、水・蒸気系を直列に設置する系統構成（米国「Natrium™」と同様の構成）をリファレンス設計概念とし、リファレンス設計概念の 2 次ナトリウム主冷却系を削除して合理化を図った概念（以下「設計オプション概念 1」という）と比較対象として検討した。検討対象としたプラントシステム設計概念を図 2 に示す。

設計オプション概念 1 は建設費が安くなるものの、伝熱管破損の影響が 1 次ナトリウム主冷却系に及ぶ点で許認可リスクが高く、また伝熱管破損からの復旧も大規模かつ長期間に渡る可能性があり、現実的ではない。「安全性」、「運転保守性」及び「経済性」の観点から総合的に考えた場合、リファレンス設計概念が現実的な概念と言える。このように、伝熱管破損の影響を最小に留めるよう 2 次ナトリウム主冷却系を備える構成とすることを含め、蓄熱型高速炉の安全設計方針を今後まとめる必要がある。



(a) リファレンス設計概念　　(b) 設計オプション概念 1

図 2　ナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響検討対象となる設計概念

4. 安全設計技術開発

4-1) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

蓄熱型高速炉の蓄熱材候補である Solar Salt の物性について、500℃の場合、ナトリウムに比べて Solar Salt の比重は約 2.1 倍，比熱は約 1.2 倍，熱伝達率は約 1/125 である。Solar Salt の融点は約 238℃と高く、凍結防止にも注意する必要がある。Solar Salt は蓄熱媒体として優れているが、熱伝達率は熱伝導率に比例することから熱交換器の伝熱設計では不利となり、熱交換器の大型化に伴うコスト増大が課題となる。そこで、ナトリウムと溶融塩の熱交換性能評価及び熱交換性能を向上させる伝熱向上方策について検討がなされた[10]。

高速炉の特徴やこれまでの実績を考慮し、直管型シェル&チューブ式熱交換器を伝熱性能向上方策検討対象の熱交換器形式とし、基準ケースとして常陽 MK-III中間熱交換器をベースとした。基準ケースにおける管内を溶融塩、管外をナトリウムに単純に置き換えた場合（ケース 1）の必要伝熱面積を伝熱工学資料[11]に示す熱伝達率簡易式を用いた簡易評価により評価した結果を表 1 に示す[10]。基準ケースに比べて、伝熱面積が 5.5 倍も必要となり、伝熱性能の悪い溶融塩の特徴が表れた。次に、伝熱性能向上方策として、管内をナトリウム、管外を溶融塩とした上でクロスフロー化し、バッフル板間隔を 300mm とした場合（ケース 2）ではケース 1 に比べて、必要伝熱面積を約 70%低減可能な結果を得て、熱交換性能を向上させる見通しを得た。

表 1　伝熱性能向上方策の確認評価[10]

検討ケース	必要伝熱面積(m^2)（基準ケース比）
ケース 1（管内：溶融塩、管外：ナトリウム）	1801（5.47）
ケース 2（1 次／2 次入替クロスフロー化、バッフル板間隔：300mm）	563（1.71）

4-2) ナトリウムー溶融塩の化学反応性に関する検討

溶融塩とナトリウムとの熱交換器部位におけるバウンダリ破損に起因したナトリウムと溶融塩との接触反応について、化学反応性を把握することは重要である。ナトリウムと硝酸系溶融塩の反応性を直接検討した事例は非常に限られていることから、ナトリウムと溶融塩との反応メカニズムを解明することを最終的な目標とし、その第一段階として $NaNO_3$、KNO_3、Solar Salt（$NaNO_3$ と KNO_3 を 6:4 の質量比で配合）について、試薬単体での加熱試験（～400℃）を行い示差走査熱量計（DSC）曲線及びエンタルピーを取得し、熱力学データベース等の既往知見との比較を行い、既往知見と整合する結果が得られている[12]。また、ナトリウムと溶融塩との反応性予備試験として、$NaNO_3$、KNO_3 のそれぞれの試薬と少量のナトリウムを接触させた際の熱分析試験も合わせて進められている。今後、Solar Salt とナトリウムを接触させた際の反応データを取得し、試験後分析から反応生成物を同定するとともに利用可能な熱力学平衡計算による推定を行うことで、ナトリウムと溶融塩の化学反応性が明らかになると期待される。

また、上記の基礎試験に加えて、ナトリウムー溶融塩の化学反応性について、熱交換特性試験、ナトリウム-溶融塩化学反応特性試験、反応生成物回収試験などの各種要素試験を行うための試験装置設計が進められている。試験装置は、ナトリウム-溶融塩熱交換器（図 3）、ナトリウムループ、溶融塩ループ、付属物から構成され、熱流動解析を用いた熱流動特性や熱交換特性の確認を含め、概念設計が進められており、今後数年かけて試験装置を製作し、各種要素試験を順次実施する計画となっている。

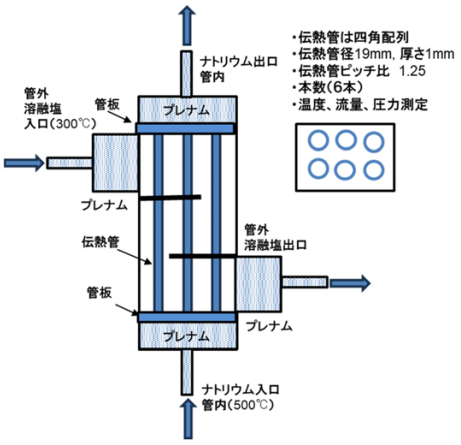


図 3　ナトリウム-溶融塩伝熱試験体

5. 結言

溶融塩蓄熱システムを接続したナトリウム冷却高速炉は日米欧で開発が進められている。原子炉は一定出力で運転しながら再生可能エネルギーの変動性に対応できる調整力を持ったエネルギーシステムであり、柔軟性に優れ、経済合理性を有している。蓄熱システムは太陽熱発電プラントで実用化済みの技術であり、技術開発課題は唯一ナトリウムと溶融塩の熱交換器部分だけであり、溶融塩環境での構造材選定指針やナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響評価を踏まえた蓄熱型高速炉の安全設計方針を今後整備していく必要がある。また、蓄熱型高速炉のナトリウムー溶融塩熱交換器として、管内ナトリウム、管外溶融塩の直管型シェル&チューブ式熱交換器を対象とし、今後熱流動解析により熱交換性能を向上させる必要がある。熱交換器の伝熱管破損に起因した、ナトリウムと溶融塩 Solar Salt との化学反応試験を行い、試験後分析と熱力学平衡計算等により、反応メカニズムを解明していく必要がある。今後、要素試験やモックアップ試験に拡張し、技術開発が進展され、蓄熱式高速炉が実用化されることが期待される。

（本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。）

（参考文献）

[1] METI, Agency for natural resources and energy, Ongoing nuclear innovation., https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/smr_01.html
[2] JAEA, “原子力機構の SMR 開発”, (https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material0601.pdf)
[3] Terrapower, https://www.terrapower.com/natrium/
[4] JAEA プレスリリース, “カーボンニュートラル実現に貢献するナトリウム冷却高速炉技術に関する日米協力の推進について（米国テラパワー社との覚書拡大について）”, (https://www.jaea.go.jp/02/press2023/p23103101/)
[5] Hexana, https://www.hexana.fr/
[6] 高野他, “蓄熱式高速炉の売電収入増加効果評価”, 日本原子力学会 2024 年秋の大会 (2024)
[7] F. Vilchez, et al, “The effect of laser surface melting of stainless steel grade AISI 316L welded joint on its corrosion performance in molten Solar Salt”, Solar Energy Materials and Solar Cells, 213 (2020), 110576
[8] H. Li, et al., “Corrosion and electrochemical investigations for stainless steels in molten Solar Salt: The influence of chloride impurity”, Journal of Energy Storage, 39 (2021), 102675
[9] 山野他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (1)全体概要及び伝熱管破損の影響検討”, 第 28 回動エネシンポ (2024)
[10] 林他, “ナトリウムー溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (2) ナトリウム-溶融塩熱交換器伝熱性能評価”, 第 28 回動エネシンポ (2024)
[11] 日本機械学会, ”伝熱工学資料（第 5 版）”, (2009)
[12] 菊地他, “ナトリウムー溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (3) 硝酸系溶融塩とナトリウムの化学反応”, 第 28 回動エネシンポ (2024)

Planning Lecture | Technical division and Network：Thermal Hydraulics Division[Co-organized by Computational Science and Engineering Division]

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[2H_PL02]

Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

[2H_PL03]

Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata[1] (1. MHI)

[2H_PL04]

Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展
Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

CFD 技術のリスク評価への発展 －不確かさの定量化－

Application of CFD into Risk Assessment - Quantification of Uncertainty -

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

リスクは「目的に対する不確かさの影響」と定義される[1]。(ISO 品質マネジメントシステム[2]でも、ほぼ同様に「不確かさの影響」とされている。) 原子力発電所の場合、リスクの定義における目的は、原子力安全（人と環境を放射線の有害な影響から護る）となる。不確かさの影響は、起こり得る事象及び結果の組合せについて述べること[2]や、リスクトリプレット（シナリオ、頻度、影響）[3]によって表されるものといえる。

原子力分野における安全性評価において、熱流動 CFD の果たす役割は重要である。リスク評価は、発生頻度（確率）評価に着目されがちであるが、様々なシナリオの分析や効果的なアクシデントマネジメント（AM）の実施も含め、多岐にわたるリスク情報が重要となる。近年開発が進んでいる、プラントシステムの時刻歴変化も考慮した動的リスク評価は、これらリスク情報の活用において重要な役割を担っている。

2. 確率論的リスク評価（PRA）と熱流動 CFD

確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）は、原子力発電所における効果的なリスク評価手法の一つである。原子力発電所における PRA では、炉心損傷に至るまで（レベル 1）、格納容器機能喪失に至るまで（レベル 2）および放射性物質の敷地外放出に伴う環境影響評価（レベル 3）に大別される。図 1 にレベル 1PRA の評価の流れを示す[4]。

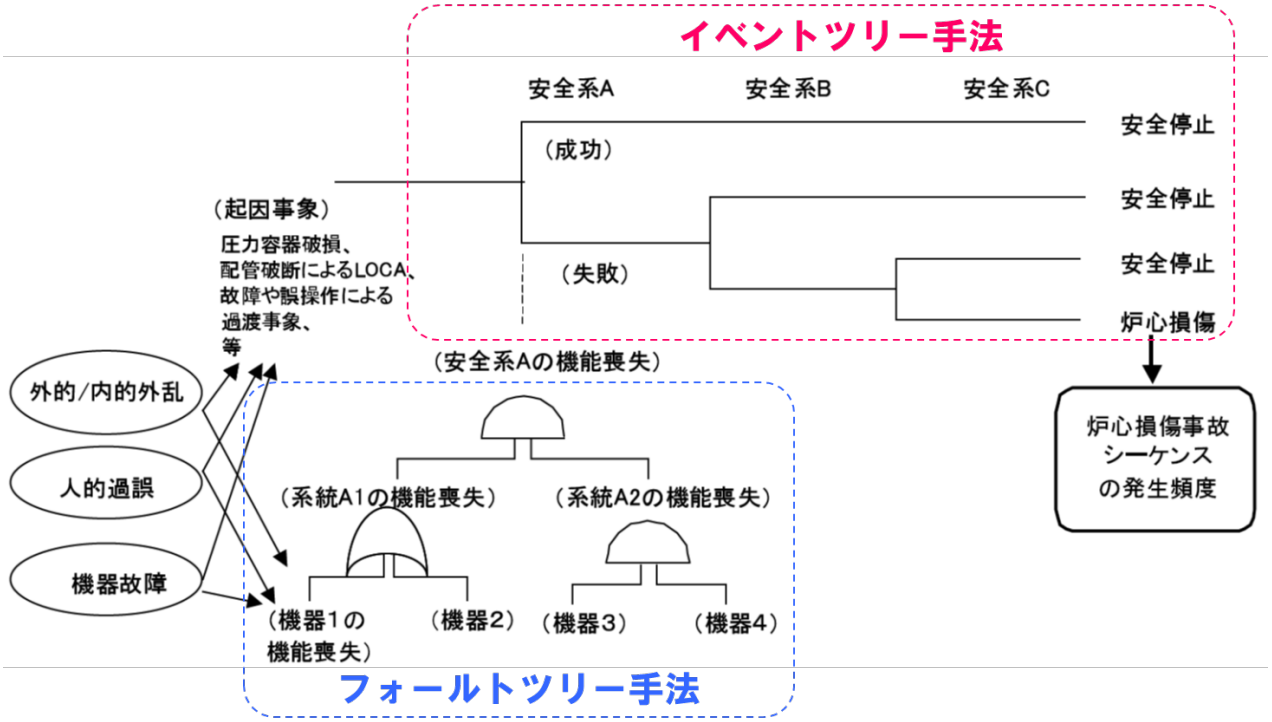


図 1 PRA 評価のフロー（内的事象レベル 1）[4]

*Takashi Takata[1]
[1]The University of Tokyo

レベル 1PRA の場合、炉心損傷に至るまでのシナリオは、イベントツリーの各分岐（ヘディング）で示され、分岐確率はフォールトツリー手法により評価される。PRA においても、熱流動 CFD（主に動特性解析やシビアアクシデント評価ツール）は重要な役割を担っており、例えば成功基準（イベントツリーの終状態として、安全停止や炉心損傷を判断する基準）を評価するための解析や、代表的なシナリオにおける放射性物質の放出量やその種類の評価（ソースターム評価と呼ばれる。レベル 2PRA で評価）に用いられている。

PRA では、シナリオをイベントツリーの形で扱い、その順序を工学的判断で決定する。このため、ヘディングの発生時刻やその生起順序の観点が不足している。これを補う目的で動的なリスク評価手法の開発が進められている。

3. 動的リスク評価と熱流動 CFD

動的リスク評価では、様々なシナリオでのプラント状態を熱流動 CFD により評価することで、終状態の分類やその発生確率、リスク重要度指標等を評価する。具体的な評価ツールとしては、ADAPT[5], RAPID[6], CMMC 法[7], [8]等が挙げられる。一例として図 2 に CMMC 法の概要を示す[7]。

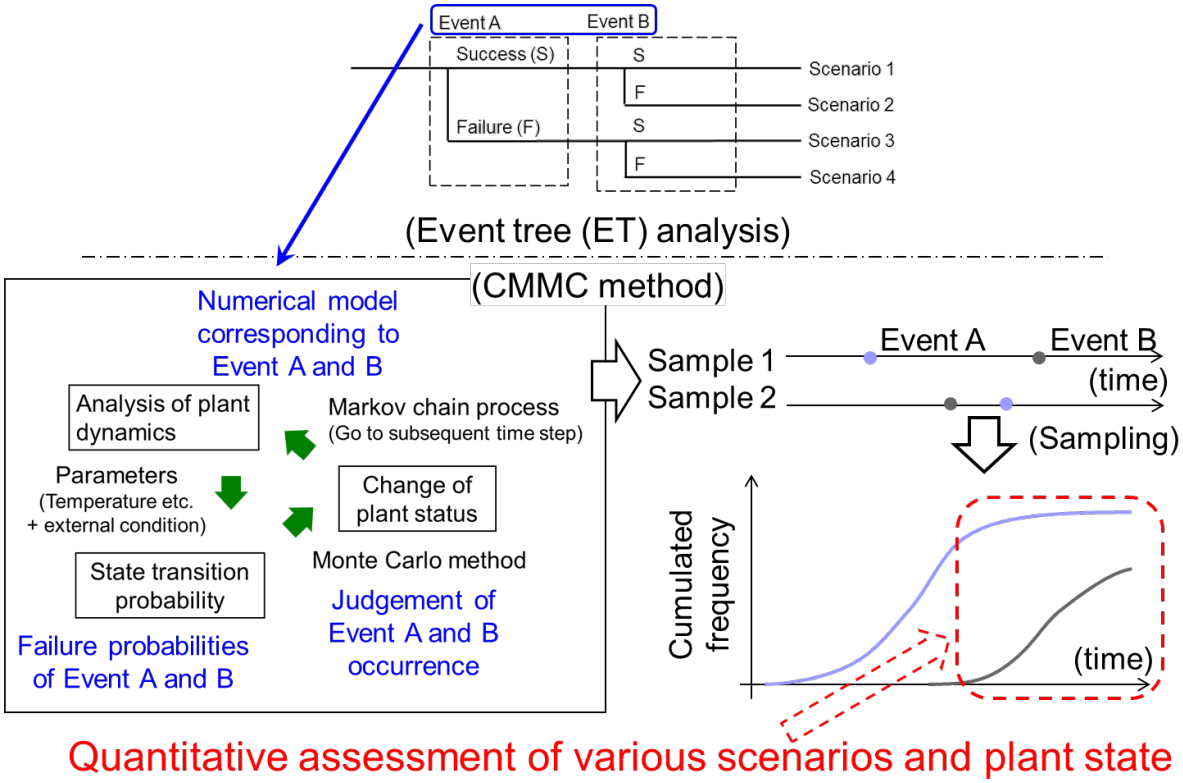
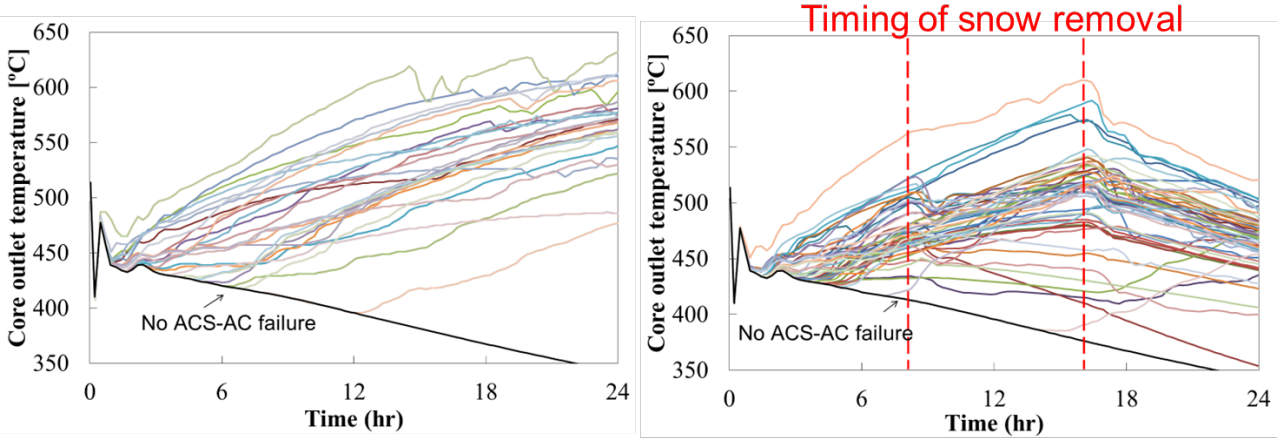


図 2 CMMC 法の概要[7]

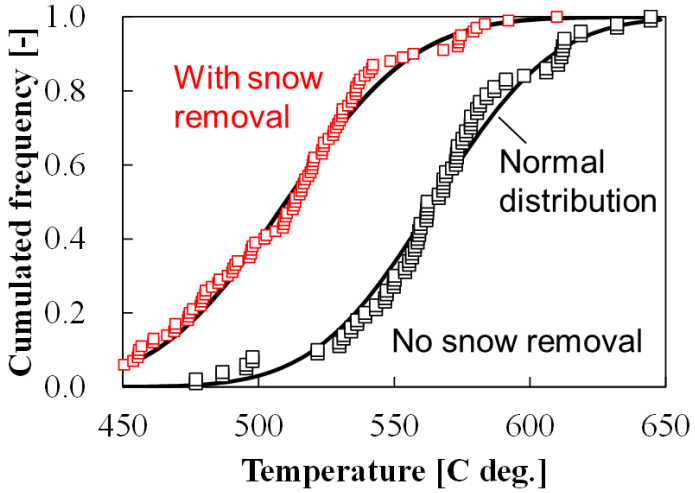
熱流動 CFD では、イベントツリーにおけるヘディングをモデル化し、その時刻におけるプラント状態を考慮したヘディングの生起確率をもとにモンテカルロサンプリングを行う（図 2 左下）。この結果、ヘディングの発生時刻やその生起順序の不確かさも含めたリスク評価が可能となる（図 2 右下）。

動的リスク評価の例として、CMMC 法を用いたナトリウム冷却高速炉における積雪時のリスク評価結果を図 3 に示す。ナトリウム冷却高速炉では、空気冷却器を介した自然循環により崩壊熱の除去が可能であるが、積雪に伴う空気冷却器入口の閉塞が崩壊熱除去を阻害する可能性がある。これに対する AM の一つとして、定期的な除雪を検討した。解析では、異常な降雪に伴い、全交流電源喪失（Station Blackout, SBO）が発生し、炉心緊急停止が成功した後、自然循環による崩壊熱除去が機能している状態を初期としている。事象進展として、積雪に伴う空気冷却器（3 台）の機能喪失、除雪による機能回復（除雪成功確率は、アクセスルート確保も含め 0.5/demand とした）を SBO 発生後 24 時間まで 1000 サンプル評価した。

解析結果の例（炉心出口温度履歴（50 サンプル）および炉心出口最高温度の累積度数）を図 3 に示す。



(a) 除雪なし　(b) 除雪有（8 時間毎）



(c) 炉心出口最高温度の累積度数（解析時間：24 時間）

図 3 CMMC 解析結果例[7]

図 3(a), (b)中の黒実践は空気冷却器が完全に機能した状態である。除雪が無い場合（図 3(a)）では空気冷却器機能喪失に伴う炉心出口温度の上昇が見られている。一方、除雪（8 時間毎に実施）を考慮した場合（図 3(b)）、除雪に伴う空気冷却器の機能回復により炉心出口温度が低下している。また、それぞれの最高温度のサンプリングにより、炉心損傷（例えば炉心出口温度 650 度以上で損傷を仮定）の確率評価が可能となる。

動的リスク評価の利点の一つとして、図 3(b)に示す通り、AM の実施時刻も含めたの効果の定量化が容易であり、効果的な AM の実施に資することが可能となる。また、熱流動 CFD では BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）を含めた統計的安全評価が行われている[9]。統計的安全評価は広義にはリスク評価の一種であり、従来は確率論的リスク評価とは分けて実施されていたが、動的リスク評価では、融合的に実施可能となる。

一方で、ヘディングの増加やサンプル数の増加に伴う計算負荷や、動的リスク評価におけるリスク重要度に関する研究が挙げられる。前者については重みを用いたサンプル低減[10]や、サロゲートモデルを用いた効率化[11]が、後者についてはリスクトリプレットを考慮したリスク重要度指標の検討[12]が進んでいる。

4. おわりに

熱流動 CFD 技術やリスク評価は、原子力発電所における安全性の評価に重要な役割を担っている。熱流動 CFD とリスク評価との融合は、リスク（目的に対する不確かさの影響）を数値的に定量化することが可能であり、今後より一層発展させることで、合理的で効果的な安全性向上に寄与することができる。

参考文献

[1] 日本工業規格, Q31000:2019 (ISO 31000: 2018), 2019.
[2] 日本工業規格, Q9000: 2015 (ISO9000: 2015), 2015.
[3] https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/risk.html
[4] 村松健,日本原子力学会誌, p. 409-417, Vol. 48, No. 6, 2006.
[5] https://www.sandia.gov/adapt/
[6] 鄭嘯宇他,日本原子力学会 2020 年秋の大会, 1L02, 2020.
[7] T. Takata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 1749-1757, 53, 11, 2016.
[8] Chun-Yen Li, et al., J. of Nuclear Science and Technology, 935-957, 61, 7, 2024.
[9] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-S001: 2021, 2021/
[10] T. Takata, et al., Proc. of PSAM13, A-038, 2016.
[11] Z. Xiaoyu, et al., Reliability Engineering & System Safety, 223, p.108503_1 - 108503_12, 2022.
[12] 成川隆文他, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1N14, 2023.

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展
Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

（２）研究機関における CFD 技術の進展 -機構論的解析の現状と今後の展開-

(2) Progress of CFD in Research Institute - Current Status and Future Development of Mechanistic Simulation -

*山下 晋[1]
[1]JAEA

1 はじめに

原子力熱流動分野においては、過酷事故（SA）時に対する SA 解析コード[1, 2, 3]や炉心設計におけるサブチャンネル解析コード[4]などによる数値シミュレーションが活用されている。これら解析コードでは、解析時間の制約により、多相流挙動などに対して、実験相関式など経験的なモデル、空間的に平均化・簡略模擬化した方程式を用いて高速に解析する手法が用いられる。これらの解析手法を新型炉開発などに適用するには、経験的なモデルの適用性確認などのために、新たな実験結果による評価が求められることから、費用・時間の面で多大なコストがかかる。そこで、Computational Fluid Dynamics (CFD) に基づき経験的なモデルや平均化した方程式を用いない機構論[1]的解析により参照解[2]を求めることで、これを試験の代替として実験相関式などを評価することが期待されている。

JAEA では上記の期待に応えるため、機構論に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER [5]を開発している。本報では、JUPITER を SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析と定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析へ適用した事例を紹介する。事例を通じて抽出した CFD 解析を参照解コードとして利用するための課題を述べるとともに、今後の展開について紹介する。

2. JUPITER の概要

JUPITER では，多相多成分の非圧縮性粘性流体を対象に，支配方程式である連続の式、Navier-Stokes 方程式、エネルギー方程式および界面捕獲方程式を直交直線格子で離散化することにより Euler 的に流れ場を解析する。よって、経験式を用いることなく支配方程式に忠実に流れ場を解析することができる。多相多成分流問題では、変形する自由界面の表現手法として、Euler 的解析手法において広く利用されている Volume Of Fluid (VOF)法 [6] を用いる。

高効率な計算が可能な各種数値解法を用いることで、燃料集合体複数体における溶融挙動と気液二相流挙動の機構論的な解析で求められる数十万並列規模の大規模計算にも対応できる。

3. SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析

福島第一原子力発電所事故では、燃料集合体中の局所的な流路閉塞により生じる水蒸気枯渇が影響した事象進展など、これまでの SA 解析コードでは対応が難しい事象が出現したことが指摘されている。このような状況での事象進展を評価するため、JUPITER により局所的かつ三次元的に生じる燃料集合体中の溶融事象を再現することを目指している。JUPITER を用いた燃料集合体中の溶融移行挙動予備解析として、燃料集合体の一部の燃料支持金具近傍（図中黄色点線内部）に着目した解析体系を図 1 左に示す。領域長は、水平方向（x, y）に 0.2 m、高さ方向（z）に 0.832 m とし、格子点数は 100 × 100 × 832 とした。速度境界条件は、x+、x−、y+、y−境界を滑りなし境界、z+面を滑り境界、z−面を流出境界とした。温度境界条件は、x+、x−、y+、

[1] 経験的なモデルなどに依存せず、物理現象を支配する方程式を忠実に解く手法により事象を評価する考え方
[2] 実物を模擬した詳細な数値解析によって得られる信頼性の高い予測結果

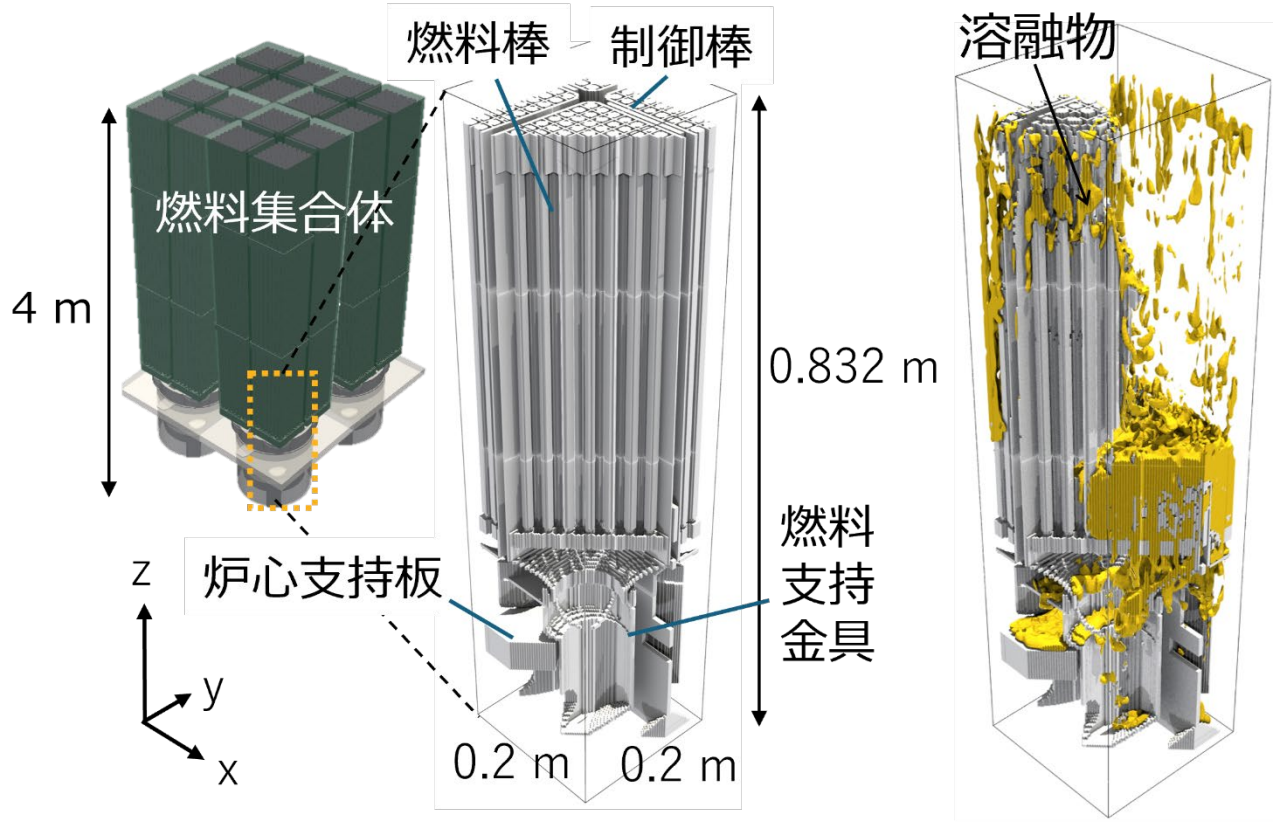


図 1 模擬燃料集合体中の溶融物移行挙動解析結果。解析体系（左）、溶融物分布（右）

y−境界を断熱境界、*z*+面および*z*−面をそれぞれ 1600 K および 650 K とした。崩壊熱は 10^6 W/m^3 とし、異なる固体界面間（例えば制御棒材であるステンレス鋼と中性子吸収材との間）で生じる共晶反応および水蒸気酸化反応を考慮した。

図 1 右の黄色部分は溶融物分布を示し、炉心支持板上や燃料支持金具内部へ移行する挙動が確認できる。また、制御棒が位置した領域はほぼ全て溶融していることが分かる。これは、制御棒の材料であるステンレス鋼と中性子吸収材の共晶反応により融点が低下し、制御棒から先行して溶融したためである。本解析結果より、共晶反応、水蒸気酸化反応を考慮し、三次元の複雑な構造物中の溶融移行挙動を安定して解析できることを確認した。

4. 定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析

燃料集合体内部の気液二相流の評価で用いられる、二相流モデル、実験相関式評価を目的として、JUPITER の燃料集合体内部の気液二相流への適用を進めている。JUPITER の燃料集合体中における気液二相流解析の実現性を調べるために、4×4 模擬燃料集合体中の気泡流解析を実施した [7]。図 2 左に示すよう

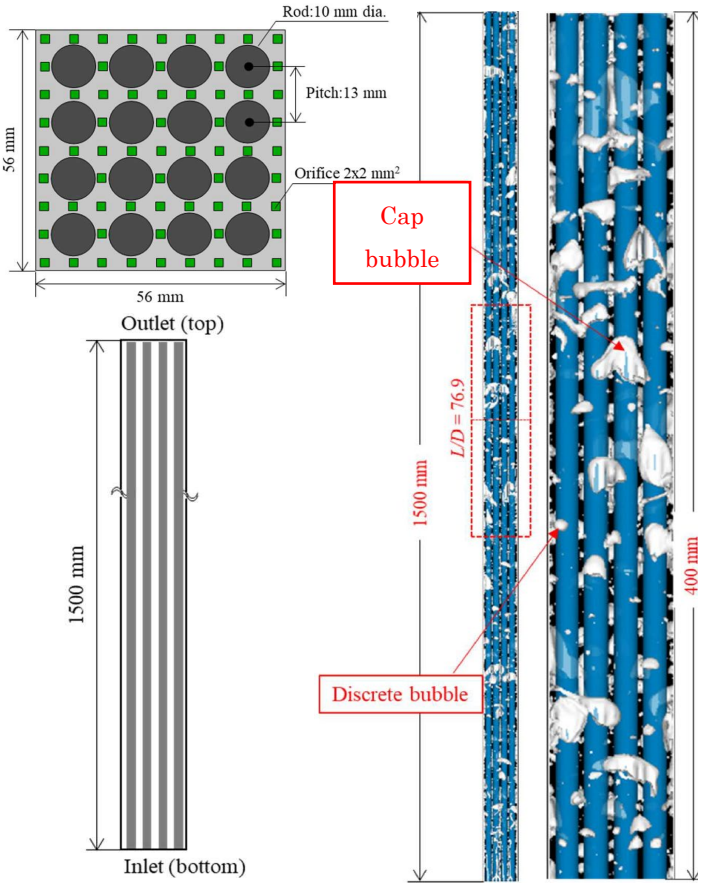


図 2 模擬燃料集合体中の気泡流解析結果 [7]。計算体系（左）、気泡分布（右）

に、計算領域の長さは、水平方向にそれぞれ 56 mm、高さ方向に 1500 mm とし、格子幅は 1 mm とした。計算体系下部の緑色の流入口から空気を流入させ、その周囲から水を流入させた。上部境界は流出境界、水平方向速度境界条件は滑りなし条件とした。なお、本解析では気泡流挙動のみに着目し、断熱体系として相変化は考慮していない。

既往の実験結果 [8] と同じ見かけ流速（空気 0.034 m/s、水 0.1 m/s）で流入させた時の解析結果を図 2 右に示す。図より、実験結果と同様に分散気泡およびキャップ状の気泡を確認した。実験では、気泡径は解析結果よりも小さい。また、実験における気泡流の方が、解析結果よりも気泡の分散傾向が強いことが分かった。これらの原因として、主に以下の原因が考えられる。

1. 気相の流入境界条件の再現度：実験体系の領域を計算体系と同一の領域で比較する場合、実際の気相流入箇所は不規則であり、その個数および流量は時間的に変動する。一方、解析では規則的に配置された流入口の全てから気相を一定流量で流入させているため、形成される気泡の大きさなどに影響した。
2. Volume Of Fluid (VOF) 法による界面挙動評価の特性： VOF 法では同一の計算セル内に複数の界面の存在を許容できないなどの問題により、実際と比較して気泡の接合が過大となる可能性があり、実際は接合せず分散した気泡流となる条件においても、解析では気泡が接合して比較的大きな Cap bubble が形成された。

5. 課題と今後の展開

機構論的解析結果を参照解として利用するためには、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある。SA 時の事象については、個別事象に対する妥当性確認に加え、種々の事象が複合された条件での妥当性確認が重要である。これに対して JAEA では、Sandia National Laboratories で実施された Ex-Reactor2-1 (XR2-1) 試験 [9] および JAEA で実施された Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) 試験装置による制御棒溶融挙動試験 [10] を対象とした妥当性確認解析を実施している。

過酷事故時には溶融物の移行挙動に加え、溶融物の移行経路および蓄積挙動に影響を与える構造物の変形も重要な事象である。これに対しては、現在 JAEA において、構造解析が可能な有限要素法と JUPITER を連成させた解析プラットフォームの開発を進めている。

気液二相流解析に対する妥当性確認については、CFD 解析で得られる高解像度かつ瞬時・局所の界面形状および速度場に関わる詳細３次元データが極めて少ないといった課題がある。CFD 解析結果との比較対象として有効な妥当性確認のための試験データ取得、取得のための計測・データ処理技術の開発が必要であるとともに、界面形状データなどの比較方法、計算結果を「妥当」と判断する基準も含めて、計算結果妥当性を確認するための方法論の提示が対応すべき課題である。

気液二相流解析手法においては、界面の接合、分離が過大に評価される可能性があることや、界面捕獲計算手法として、数値拡散を抑制する機能が十分ではないことが課題としてあげられる。界面の接合などに関する課題については、気泡 1 つ 1 つを個別に定義することこのような課題に対応できる、Multi-phase 法を適用した気液二相流解析[11]が試みられている。また、数値拡散の抑制に関しては、計算効率を維持しつつ数値拡散を抑制できる新たな手法の開発を進めており、これらの手法の適用性を確認していく予定である。

6. まとめ

研究機関における CFD 解析の現状として、JAEA が開発している JUPITER を SA 事象および燃料集合体気液二相流解析に適用した事例を紹介した。CFD 解析を原子炉熱流動現象に適用する際、解析手法・結果の妥当性を確認する必要があり、ここで示した解析手法そのものに対する課題だけでなく、妥当性確認としての条件を満たす実験データ取得に関する課題も解決する必要がある。これらについては、数値解析技術に加え、実験、計測技術の発展も不可欠であり、研究機関だけでなく関係各位と協力した取り組みが重要である。

参考文献

[1] Modular accident analysis program (Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute (EPRI)). 2012.MELCOR,

https://www.sandia.gov/MELCOR/

[2] MELCOR, https://www.sandia.gov/MELCOR/

[3] Ujita, H., Satoh, N., et al., “Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project,” J., Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999)

[4] H. Chitose, A. Hotta, et al., “Improvement of Predictive Accuracy on Subchannel Analysis Code (NASCA) for Tight-Lattice Rod Bundle Tests: Optimization of UEDA's Entrainment Model Parameter and Cross Flow Model Parameters,” Proc. ICONE14, July 14-20, Miami, FL, USA, ICONE14-89407 pp.423-428 (2006).

[5] S. Yamashita, T. Ina, et al., “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors,” Nucl. Eng. Des., 322, 301-312 (2017).

[6] C.W. Hirt, B.D. Nichols, “Volume of fluid (VOF) method for the dynamics of free boundaries,” J. Comput. Phys., 29, 201-225 (1981).

[7] A. Ono, S. Yamashita, et al., "Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated bundle," Mech. Eng. J., 7, 19-00583 (2020).

[8] Q.Y. Ren, L.M. Zhou, et al., "Measurement of subchannel void fraction in 5x5 rod bundles using an impedance void meter," Meas. Sci. Technol. 29, 104004 (2018).

[9] R.O. Gauntt, L.L. Humphries, et al. "Final Result of the XR2-1 BWR Metalic Melt Relocation Experiment," NUREG/CR-6527 SAND97-1039 (1997).

[10] A. Pshenichnikov, et al., "Features of a Control Blade Degradation Observed In Situ during Severe Accidents in Boiling Water Reactors," J. Nucl. Sci. Technol., 56, 440-453 (2019).

[11] K. Sugihara, et al., "A study of pahse-field parameters in gas-liquid two-phase flow problems," Proc. of 15th WCCM-APCOM Yokohama, Japan (2020).

---

*Susumu Yamashita[1]

[1]JAEA

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展
Thermal Hydraulics Division

（3）企業における CFD 技術の進展　－原子炉容器の圧力損失評価への適用－

(3) Progress of CFD in Industry - Application to Reactor Vessel Pressure Loss Evaluation -

*緒方　智明[1]，岡野　匡哲[2]，坂本　裕之[3]，竹内　淳一[1]
[1]三菱重工，[2]NDC，[3]NSE

1. はじめに

近年、コンピュータ性能の向上に伴い CFD 技術が進展しており、原子炉容器等を対象とした大規模な解析が可能となっている。これまで、原子炉容器及び炉心の熱流動設計は流動試験を中心に発展してきたが、今後は流動試験に替わり CFD 技術を活用することが期待される。

本稿では、原子炉容器内で発生する圧力損失の評価に CFD 技術を適用した例を紹介する。PWR における原子炉容器の圧力損失は 1 次系流量を決める重要なパラメータであり、従来は流動試験を基に決定していた。この圧力損失の評価を CFD 技術に代替することで費用及び期間を低減することが可能となる。

2. 原子炉容器入口ノズルの圧力損失評価手法の検討

原子炉容器の圧力損失に占める割合が比較的大きい入口ノズルの圧力損失（低温側配管からダウンカマへ流入する際に生じる圧力損失）に対する評価手法を検討した例を示す。

2.1　評価手法の検討手順

評価手法の検討手順を図　1 に示す。はじめに、原子炉容器の圧力損失を評価する上で重要となる現象を抽出し、試験計画および解析モデル作成計画を立案した。

次に、流動試験を実施し、CFD モデルの妥当性を確認するためのデータを取得した。ここで、原子炉容器全体を模擬した大規模な試験では可視計測等が難しく、費用がかかることから、原子炉容器を部分的に模擬した要素試験を実施した。

並行して、要素試験の供試体を対象とした CFD 解析モデルを作成し、試験結果との比較により精度を確認した。CFD の精度が十分でない場合、解析格子を再分割することで精度の向上を図った。

最後に、設計案の選定では多数回の解析を実施する必要があることから、上記で精度向上を図った解析結果を参照解とし、解析負荷の低減を図った。

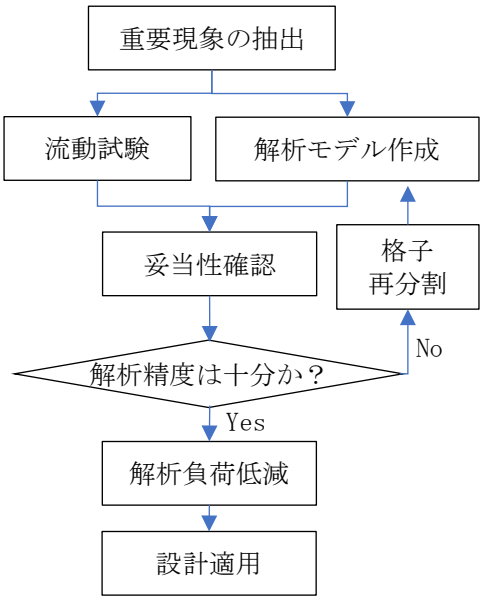


図 1　評価手法の検討手順

2.2 流動試験

CFD モデルの妥当性を確認するため原子炉容器の低温側配管からダウンカマを要素的に模擬した流動試験を実施した。原子炉容器の入口ノズルの流れ及び試験装置の概念図を図 2 に示す。ここで、Particle Image Velocimetry（PIV）計測を容易にすることを目的とし、原子炉容器のダウンカマを二重円管から平行平板のチャンネル流路に単純化した。また、慣性力が支配的な流れであることから実機と上下を反転した体系とした。

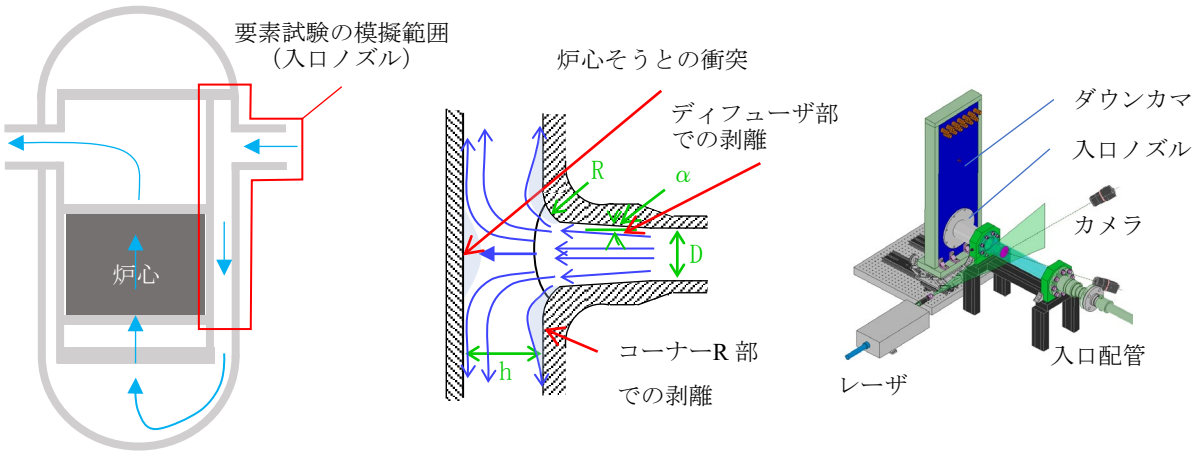


図 2　原子炉容器の入口ノズルの流れ及び供試体の概念図

入口ノズルの圧力損失を評価するうえで重要となる現象としてディフューザ部での剥離、コーナーR 部での剥離及び炉心そうとの衝突が抽出されており、これらの現象に対して大きな影響を与える構造因子としてディフューザ形状（α）、コーナーR 形状（R）及びダウンカマ幅（h）が抽出された。したがって、これらの構造因子をパラメータとし、圧力損失及び流速分布を計測した。図 3 に PIV 計測の様子及びダウンカマの垂直断面に対する PIV 計測結果の例を示す。

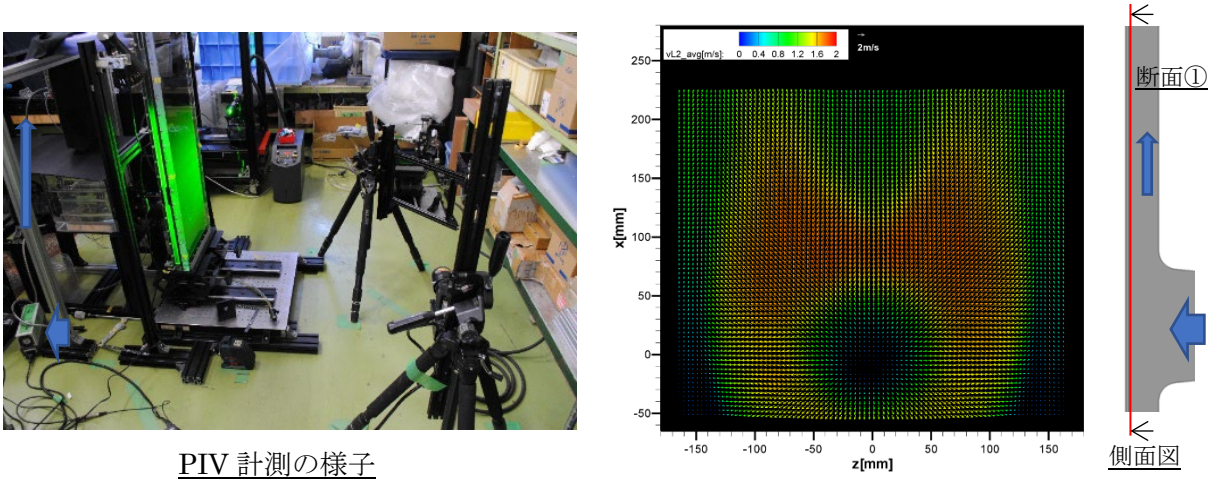


図 3　PIV 計測の様子及び計測結果

2.3 解析モデルの精緻化

要素試験の供試体を対象とした解析モデルを作成し、Large Eddy Simulation（LES）及び Detached Eddy Simulation（DES）モデルによる解析を実施した。図 4 に CFD 解析格子の概要図を示す。円管上流を入口境界とし、PIV 計測により取得した円管断面の流速分布を与えた。また、チャンネル部下流（ダウンカマ）を圧力一定の出口境界とした。

解析格子の作成においては、壁面から第 1 層目の格子の y+を 1 程度とし、伸長比が 1.2 となるよう粘性底層～遷移境界層にレイヤーメッシュを配置した。レイヤーメッシュ以外の領域を一律に詳細化すると計算負荷が高くなることから、コロモゴロフスケール等の乱流量を基に格子を再分割し、必要な領域に格子を集中させることで格子数の低減を図った。図 5 に DES による解析結果の例を示す。

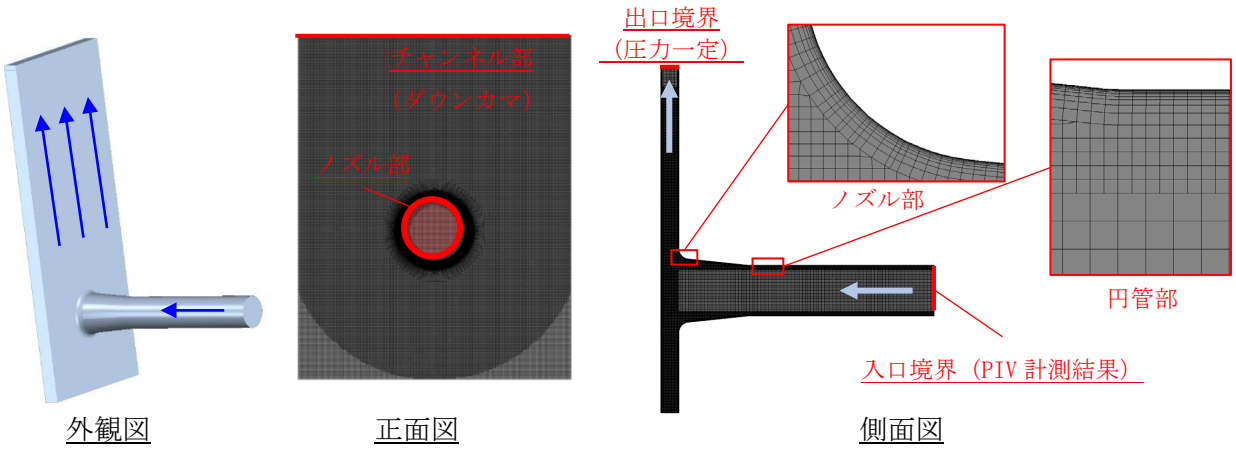


図 4　CFD 解析格子の概要図

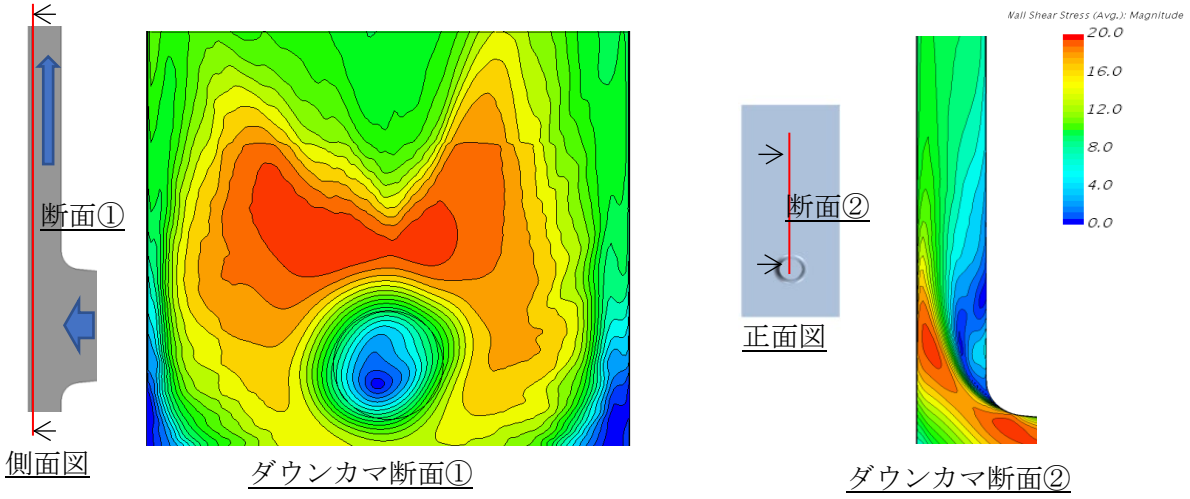
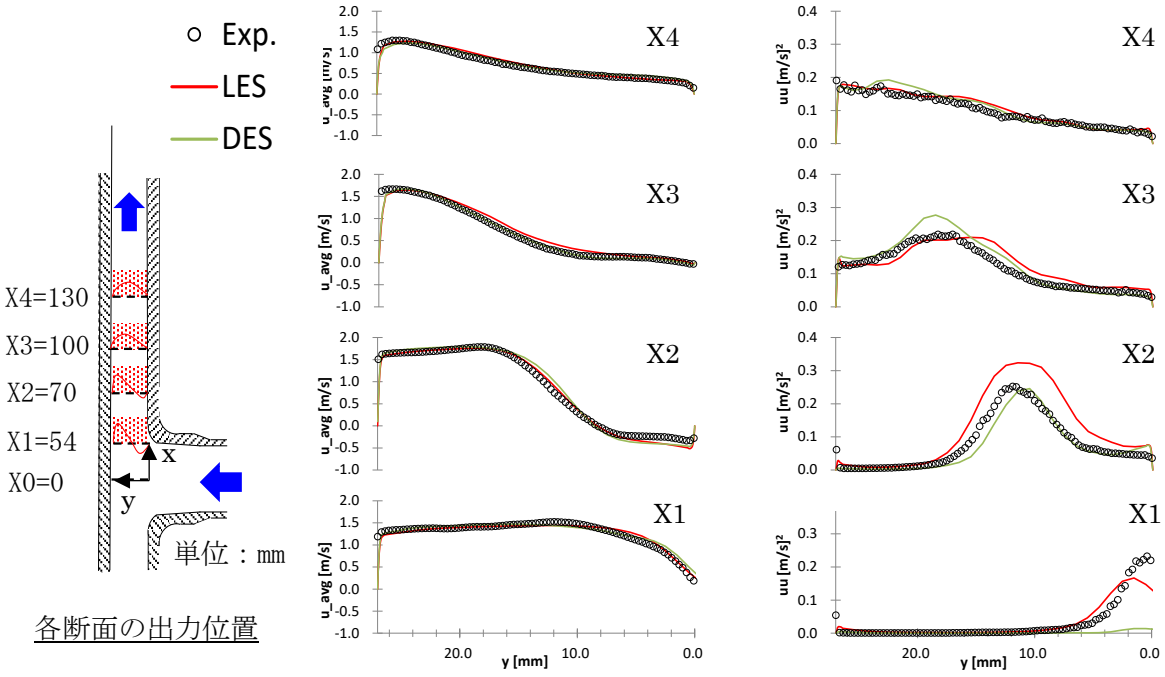


図 5　CFD 解析結果（DES モデル）

主流方向の流速分布及び乱流エネルギーについて要素試験と CFD の比較を図 6 に示す。流速分布は、解析と要素試験で良い一致を示していることが分かる。また、乱流エネルギーは、LES では断面 X2 においてやや過大評価しているが、概ね良い一致を示している。一方、DES による乱流エネルギーは断面 X1 において過小評価しているが、下流においては良い一致を示している。この要因として、DES では剥離による乱れの発生が遅れ、断面 X1 よりやや下流から乱れが生じたことが考えられる。

表 1 に CFD による入口ノズル部の圧力損失の評価精度を示す。ここでは、後段で実施した計算負荷低減後の Reynolds Averaged Navier Stokes（RANS）による結果も併せて示す。DES による圧力損失の評価結果は流動試験と良い一致を示しているが、LES は最大で 30%の過小評価となっている。この要因として、LES では壁面近傍の格子分割が不十分であることから、壁面のせん断応力を過小評価したことが考えられる。一方、DES を使用した場合、壁面近傍に RANS モデルが適用されることから、現状の格子分割でもせん断応力を妥当な大きさに評価できている。これらの解析結果から、後段の解析負荷低減においては DES による解析結果を参照解として用いることとした。



各断面の出力位置　　流速　　乱流エネルギー

図 6　CFD と要素試験の比較

表 1　入口ノズルの圧力損失に対する CFD の評価精度

	パラメータ		CFD の評価精度（%）			
	R/D	h/D	LES	DES	RANS	
					デフォルト	（調整後）
基本条件	0.2	0.36	-20%	-0.2%	0.7%	―
R 小	0	0.36	-5.4%	0.0%	5.6%	―
R 大	0.4	0.36	-30%	3.6%	-10%	-5.1%
h 小	0.2	0.27	-24%	-3.0%	2.7%	―
h 大	0.2	0.45	-18%	-1.4%	-8.8%	-4.2%

※ D は供試体の配管内径

2.4 解析負荷の低減

DES 等の非定常解析は精度が良い一方で計算負荷が高く、設計案の選定のように多数回の解析を実施するには不向きである。したがって、DES による解析結果を参照解とし、計算負荷が低い RANS を用いた解析モデルを構築した。ここで、原子炉容器の入口ノズルでは流れが炉心そうと衝突し、乱れの非等方性が強いことから、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルを適用した。

RANS モデルによる解析結果と試験結果との比較は表 1 に示す通りであり、実機と同等の形状である基本条件、コーナーR 及びダウンカマ幅 h が小さい場合は 5%程度で評価できていること分かる。しかしながら、R 及び h が大きい場合は最大で 10%の過小評価となっている。

この要因として、RANS モデルの一般的な特徴である剥離流における渦粘性の過剰生成が考えられる。つまり、低温側配管からダウンカマに流れ込む際に剥離が生じ、この剥離により渦粘性が過剰に生成されることで流線が滑らかになり、圧力損失が過小評価されたと考えられる。このため、乱流パラメータを調整し、渦粘性の生成を抑えることにより、R 及び h が大きいケースに対して－5%程度の精度で圧力損失を評価できるようになった。

3. 実機体系への適用による妥当性確認

原子炉容器の入口ノズルと同様に下部プレナムに対しても解析モデルの構築を図り、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルにより±5%程度の精度で圧力損失を評価できることが分かった。したがって、標準 PWR プラントの低温側配管から下部プレナムを模擬した供試体を対象に解析を実施し、実機体系に対する解析精度を確認した。

図 7 に原子炉容器の圧力損失に関する試験結果と解析結果の比較を示す。CFD により原子炉容器の圧力損失係数を±5%程度で評価できており、要素試験を基に構築したモデルを実機体系に適用した場合であっても圧力損失係数を精度よく評価できることを示すことができた。

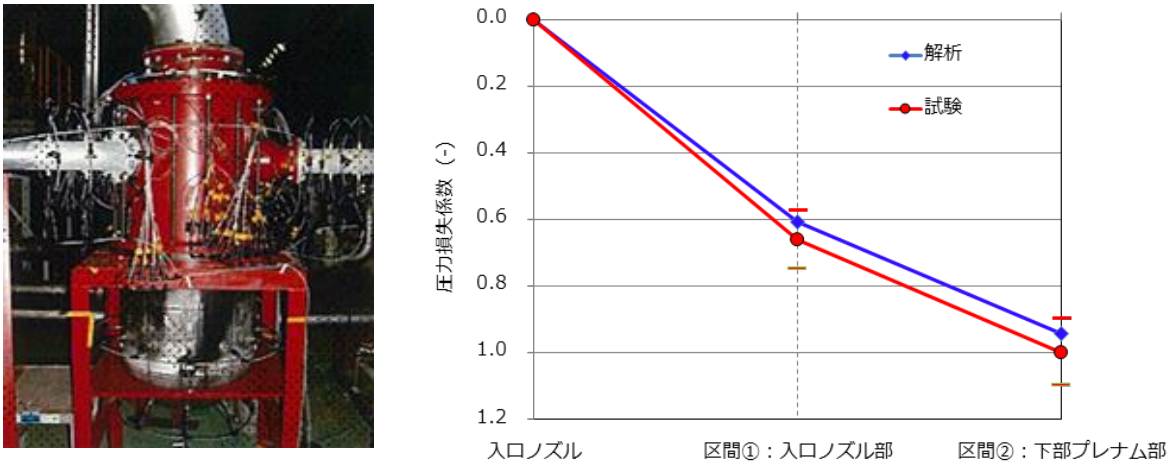


図 7　試験結果と解析結果の比較

4. まとめ

原子炉容器の圧力損失の評価に CFD 技術を活用することにより設計費用及び期間を低減することを目的とし、図 1 の手順に従い原子炉容器の圧力損失評価手法を検討した。その結果、入口ノズルから下部プレナムまでの圧力損失を±5%程度の精度で評価できる CFD モデルを構築することができた。

しかしながら、本検討を通じ、壁面近傍の取扱い、効率的な格子生成、乱流パラメータ調整及び計算負荷低減に関する課題が残された。

コンピュータの性能が向上した現時点でも LES は計算負荷が高く、特に、壁面近傍の格子不足が懸念される。したがって、壁面近傍を適切に取り扱えるモデルを開発するとともに、適合格子細分化法（Adaptive Mesh Refinement：AMR 法）等を用いた計算負荷の低減が必要である。また、LES 解析や可視化計測により得た 3 次元データを基に乱流パラメータを調整する場合、データ同化を活用することで客観的、かつ効率的に乱流パラメータを決定することができる。更に、計算負荷の低減においては、AI を活用したサロゲートモデルにも期待できる。

安全性が重視される原子力プラントの設計に CFD 技術を適用する場合、高い評価精度と計算負荷の低減の両立が要求される。これらの相反する要求を両立させ、CFD 技術を更に進展させるには、上記の課題解決に向け、適合格子細分化法（Adaptive Mesh Refinement：AMR 法）、データ同化、サロゲートモデル等を組み合わせた実用的な評価ツール及びガイドライン策定が望まれる。

*Tomoaki Ogata[1], Masaaki Okano[2], Hiroyuki Sakamoto[3] and Junichi Takeuchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]MHI Nuclear Development Corporation, [3]MHI NS Engineering Co., Ltd.

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展
Progress of CFD in Nuclear Thermal Hydraulics

（4）ナトリウム冷却高速炉開発における熱流動 CFD 技術の展開

(4) Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*田中 正暁[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）におけるナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の開発では、「常陽」、「もんじゅ」、JSFR を含む実証炉及び実用炉に対し、機構外で開発された解析コードの導入と併せて、数々の熱流動解析コード（熱流動 CFD 技術）の開発整備が行われてきた。例えば（以下、派生、関連コード含めた代表名称）、プラント動特性解析コードに関し、「常陽」の開発では「MIMIR」(1)、「もんじゅ」の開発では「COPD」(2) 及び「HARHO-IN」(3) が整備され、これらを統合して「Super-COPD」に発展した (2)。また、汎用熱流動解析コード「AQUA」(4)、燃料集合体熱流動解析では、サブチャンネル解析コード「ASFRE（単相流）」(5) 及び「SABENA（沸騰 2 相流）」(6)、更に有限要素法を用いた詳細熱流動解析コード「SPIRAL」(7) が開発された。安全分野では、高速炉安全解析コード「SIMMER」(8)、蒸気発生器での Na－水反応現象に対応する「SWACS」(9) や「SERAPHIM」(10)、Na 燃焼解析コード「SPHINCS」(11)、格納容器安全解析コード「CONTAIN-LMR」(12)、等々の開発整備が進められた。また、「常陽」新規制基準対応では、Super-COPD を主軸として、局所閉塞事象に ASFRE、BDBA 評価に SAS、SIMMER、Super-COPD（デブリモジュール）、並びに商用 CFD コード「FLUENT」等が使用された (13)。現在、原子力機構では、民間で実施する SFR を含む革新炉システムの開発を支援するため、前述の解析コード群や解析経験を含む既往知見を技術基盤として整備し、これを最大限活用した設計検討や安全評価を実現する統合評価手法「AI（Artificial Intelligence）支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」の開発を進めている (14)。

本報では、今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、「戦略ロードマップ」（2022 年 12 月 23 日改訂）に基づいて 2024 年度から 5 年間で進められる実証炉の概念設計への ARKADIA で整備する熱流動 CFD 技術含む解析評価技術基盤の適用 (15) について概説する（ただし、本報では安全分野を除く）。

2. 実証炉開発への熱流動 CFD 技術の適用

2-1. 統合評価手法「ARKADIA」の開発

図 1 に ARKADIA のシステム構成の概念図を示す。ARKADIA は、3 つのサブシステム（最適化を含む設計検討を支援する「評価支援・応用システム（EAS）」、プラント挙動を解析する「仮想プラントライフシステム（VLS）」、SFR をはじめとする原子炉開発の知見を集約した「ナレッジマネジメントシステム（KMS）」）で構成され、「AI 支援プラットフォーム（ARKADIA-Platform）」にて統合及び制御される (14)。また、AI 技術（関連技術含む）の導入による機能高度化や知識ベースの拡充を行うとともに、安全性、経済性等に関する様々な開発目標に対して、プラント概念創出や炉システムの設計支援を行い、設計及び開発プロセスの変革を目指している。様々な機能を有する ARKADIA 開発については、2023 年度までは、設計検討に軸足を置いた「ARKADIA-Design (16)」、安全性評価に軸足を置いた「ARKADIA-Safety (17)」、知識ベースの構築に軸足を置いた「ARKADIA-KMS (18)」を個別に整備し、2024 年度以降、ARKADIA-Platform の下にこれらを統合し、個別機能の強化及び拡充と併せて、一つの ARKADIA を整備していく計画である。

図 2 に、本報で対象とする ARKADIA-Design の構成イメージを示す。ARKADIA-Design では、「統合インターフェース（PSSP）」(19) で EAS、VLS、KMS を結合（連成、連携）する。PSSP は、汎用性の高い Python 言語で作成されたスクリプトで、複数の解析コード等を結合することが可能であり、上位の ARKADIA-Platform に接続する。

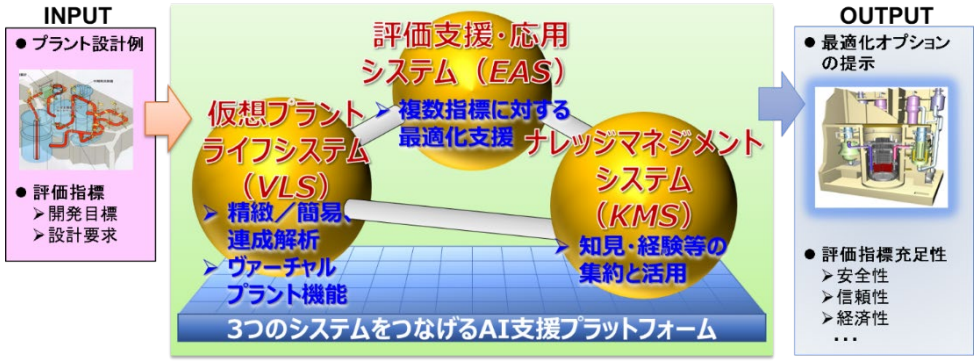


図 1　ARKADIA の構成イメージ

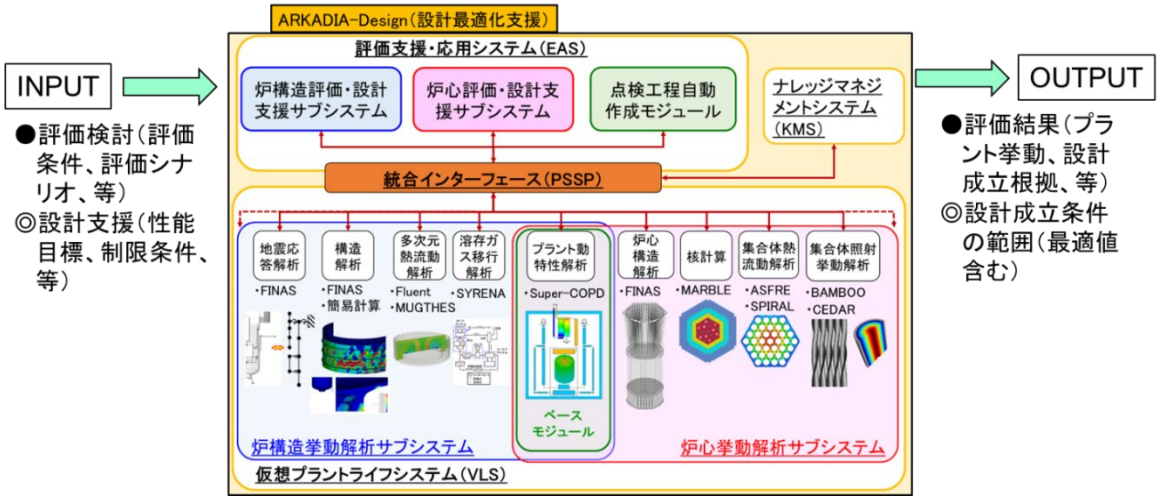


図 2　ARKADIA-Design の構成イメージ

2-2. マルチレベルシミュレーション技術

ARKADIA-Design の VLS では、ユーザの目的に応じて詳細度の異なる解析モデルを組み合わせるマルチレベル（ML）シミュレーション技術 [19] を基本とする。ML シミュレーションは、図 2 の下層にある VLS に格納する解析コード群の中から、特定の解析コードを単独で、あるいは複数分野（マルチフィジックス）や複数スケール（マルチスケール）の解析コードを PSSP で結合及び制御して解析することになる。ML シミュレーションでは、連成解析であっても使用する個々の解析コードは独立しており、それ単独で、解析モデルの改良やメンテナンス、バージョン管理を行えばよく、解析コードの管理が比較的容易となる。複数の解析コードを連成する場合、物理現象の再現性、収束性及び保存性の観点で、個々の解析コードに対する検証と妥当性確認（V&V: Verification and Validation）の実施はもちろんのこと、連成解析時の物理現象等の受け渡しに問題がないこと（連携機能の Verification）、連成解析結果の妥当性（Validation）について確認しておく必要がある。現在、この V&V 実施手順の具体化とマニュアル化を検討している。

2-3. 実証炉開発への ML シミュレーション技術の適用

安全性強化、開発コスト低減、運用時の経済性向上等を考慮した実証炉を実現するためには、開発プロセスの合理化を含めた変革が必要である。従来のような、個別現象（課題）に対応した解析コードを用い、機器間あるいは現象間の相互作用の不確かさを包絡する保守的な境界条件を設定した解析評価ではなく、ML シミュレーション技術を駆使してプラントの全体挙動を予測し、プラント設計に反映することができれば、機器毎のモックアップ試験や、システム特性を把握する大規模な総合試験等をシミュレーションで代替することにより、開発コストを大幅に低減し、開発過程の合理化を実現できる。例えば、タンク型炉である実証炉では、従来のループ型炉（JSFR 等）に比べて、原子炉容器（RV）の直径が大きく、炉容器内部では熱流動現象の多次元性が強くなる。プラント全体挙動の把握を対象にプラント動特性解析コード単独で解析評価を行

う場合、プレナム内の多次元的な熱流動現象を 1 次元モデルに縮約した解析モデル（例えば、多領域モデル等）の利用が考えられる。また、RV 内の炉心部及び上／下プレナム部（ホット／コールドプレナム（H/CP）部）を多次元解析モデルとし、RV 内の 1 次熱輸送系に含まれるポンプ、中間熱交換器（IHX）、崩壊熱除去系等の機器及び 2 次熱輸送系以降の機器等をプラント動特性解析モデルとして連成させることにより、RV 内の局所的な熱流動現象と併せ、プラント全体の熱流動挙動を同時に把握することが可能となる。このとき、RV の多次元解析、あるいはプラント動特性解析との連携解析により、プラント過渡時も含めた RV 内の詳細な熱流動挙動等の情報を取得し、物理現象に関する根拠を得て、縮約モデルを構築することができる。

共通基盤技術として、図 2 の下層の VLS の中央に配置するように、SFR プラントの設計検討及び安全評価（主に DBA まで）で用いるプラント全体挙動を評価するための解析コード（ベースコード）として、Super-COPD の整備を進めている。

炉心分野では、燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026 年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、炉心挙動解析技術の整備を実施している。燃料集合体サブチャンネル解析コード ASFRE は、FAIDUS 集合体（切り欠き位置：コーナー、中央）の熱流動解析及び局所閉塞事象の評価に適用可能となるよう整備を進めている。固有安全による自己制御性評価を含む炉心冷却性評価を実施するために炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」（核計算（MARBLE）／炉心熱流動解析（ASFRE、Super-COPD、CFD）／炉心変形解析（FINAS）の連成解析）[20] と、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」（燃料集合体内熱流動解析（ASFRE）／燃料ピン変形解析（BAMBOO）／燃料挙動解析（CEDAR）の連成解析）[21] を整備している。また、最適化を含む炉心設計支援として、炉心仕様を検討する「炉心設計解析手法」（核計算（MARBLE）／燃料集合体熱流動解析（ASFRE）／燃料健全性評価（EZLIFE）の連携）、炉心設計解析で暫定される炉心仕様条件の下、プラントの安全評価を実施する Super-COPD との連携解析手法を整備している [22]。

原子炉構造分野（熱流動、構造）では、RV 内の熱流動解析と構造解析を組み合わせた、機器・構造設計の支援を可能とする解析機能の整備を行っている。実証炉においては、崩壊熱除去系として、AOO 及び DBA 対策にホットプレナム（HP）内に冷却器を浸漬させた DRACS（D-DRACS）と 2 次熱輸送系を共有する IRACS、DEC 対応に HP と CP を接続する貫通型 DRACS（P-DRACS）の採用が検討されている [23]。崩壊熱除去時には、D-DRACS からの低温 Na と高温の炉心部との相互作用に加え、IHX から CP に供給される低温 Na による炉心熱流動挙動を把握する必要がある。このため、詳細な RV 内の熱流動解析のため、「原子炉容器内多次元熱流動解析手法（RV-CFD）」[24] を整備している他、機器間の相互作用を考慮するため、Super-COPD によるプラント全体挙動と RV-CFD による局所的な熱流動挙動を一度に解析できる連成解析手法を整備している。商用 CFD コードでは、流体計算だけではなく、体系内の構造部を含めた解析モデル（メッシュ）を設定することができ、共役熱伝達を考慮した流体－構造熱連成解析が可能である。構造表面近傍や構造内部の温度分布の情報を抽出して、構造解析コード（FINAS）と連携することで、流体と構造との間に保守的な境界条件を設定することなく、直接的に熱応力評価を実施する機能整備を進めている。

RV 内における流動適正化評価技術として、炉心での気泡通過による出力変動や IHX での伝熱劣化を防止するため、HP 内の自由液面からのカバーガス巻込み評価が必要となる。本課題に対し、HP 内の流動場の情報（流速分布）を得るための CFD 解析手法と、流速分布から、ガス巻込みの有無及びガス巻込み量を評価するツール（StreamViewer）[25] の整備を実施している。

2-4. 安全審査への適用

現在、実証炉の安全審査対応について、先行例となる「常陽」新規制基準対応の経験を踏まえ、高速炉メーカーと協働で、評価シナリオとその解析に必要な解析コード等の具体化を検討しているところである。なお、解析コード等の適用性の確認では、「常陽」新規制基準対応での実績、原子力学会の標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」[26] 及び「統計的安全評価の実施基準：2021」[27] に整合する EMDAP[28] の実施手順を基本とし、PIRT による評価シナリオにおける重要現象及び解析モデルの特定と V&V を実施する。「常陽」新規制基準対応では、事故事象（ULOF、LORL、PLOHS）の評価に商用 CFD コード（FLUENT）を適用した。このとき、FLUENT の適用にあたっては、内作コードと同様に、PIRT の実施と、

重要現象と必要な解析モデルの特定を行い、Verification として、CFD コードのベンダーが整理している検証事例 [29] にて解析モデル（使用モデル）の検証の有無の確認と、一部については内作による検証を実施した。また、Validation として、評価シナリオに含まれる重要現象に適用する解析モデル（乱流モデル等）を含む解析実績等を調査し、妥当性（個別効果）を確認するとともに、原子力機構で実施したナトリウム試験（PLANDTL）を対象とした試験解析により妥当性（総合効果）を確認した。今後の実証炉の安全審査に向けて、評価シナリオとの特定と関連する妥当性確認問題の設定、使用する解析コードのバージョンと解析モデル等の固定を前提として、解析結果（妥当性確認としての実績）を第 3 者の審査を経た成果物として蓄積することも妥当性及び適用性を説明する重要な根拠になると考える。また、一連の解析は、品質保証ガイドライン [30] 等に従って実行され、解析品質を十分に確保する必要がある。

3. ナレッジ連携解析（熱流動 CFD 技術の資産化）

今後、高速炉開発経験者の減少や、解析経験者（IT 技術者）の減少に伴う、人材教育、知識継承への対応が重要となるであろうことが容易に予想される。そこで、解析経験の属人化を防ぎ、多数の解析経験を積極的に高速炉開発関係者間で共有できる仕組み作り（解析経験の資産化）を進める必要がある。

図 3 に KMS と VLS との連携（KMS－VLS 連携）[31] の全体構成の概要を示す。KMS－VLS 連携では、解析条件の設定から、EAS にて KMS から必要な情報及び知識（ナレッジ群）を収集して解析コードの入力データを作成して VLS で解析を実行し、VLS での解析結果は EAS での妥当性判断を含めて新たな経験知として KMS の「解析データベース（解析 DB）」に格納されることになる。このように、解析毎に経験を蓄積し、KMS は自己発展する。ARKADIA の KMS に格納される解析経験について、産業界で導入が進められている SPDM（Simulation Process and Data Management）を参考に、解析経験のナレッジ化（資産化）を目指し、共通資産として活用することで、AI 技術等を活用しながら、膨大な既往知見からの効率的なデータマイニングや、ARKADIA による解析モデルの自動提案など、解析作業の効率化を図る予定である。具体的に、A）から E）までの DB 及び機能を整備する。すなわち、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、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、C）解析モデル DB：各種相関式及び各種物性値を格納した 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を整備する。

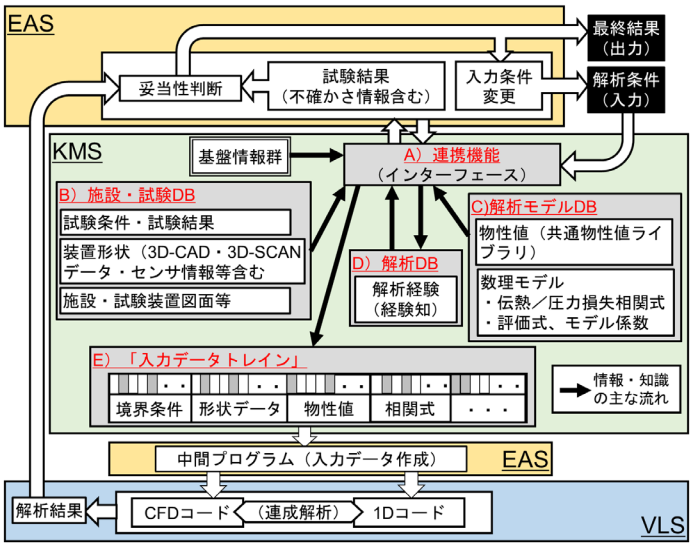


図 3　KMS－VLS 連携の全体構成イメージ

4. おわりに

今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、ARKADIA における熱流動 CFD 技術を含む解析評価基盤技術の開発整備を進め、各熱流動解析コードの活用と必要な機能高度化や妥当性確認はもとより、

ML シミュレーション技術を積極的に活用し、ユーザの目的に沿って、複数の解析コードとの結合によるマルチフィジックス・マルチスケールを含めた連成解析手法の実証炉開発への適用を進めていく。ML シミュレーション技術を進化させ、ユーザの目的に応じた必要な詳細度にて、計算機内に SFR プラント全体をモデル化する「プラント全系連携解析手法」[32] の構築を進める。将来的に、これをデジタルツイン技術 [33] に拡張し、資産化した解析経験と合わせて、設計検討段階でのエンジニアリングツインとしてシミュレーションによる設計成立性検討の効率化や、実証炉建設段階や稼働後のデジタルツインとしてそれぞれ性能試験成立性確認やプラント挙動管理などに適用し、SFR プラント開発の革新を目指した開発を進めていく。

参考文献

(1) 吉田、黒羽、サイクル機構技報、No.15（2002）、pp.17-26.
(2) 中井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN241 85-12（1985）.
(3) 仲井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN9520 88-019（1988）.
(4) 村松、動燃技法、No.76（1990）、pp.16-26.
(5) 成田、大島、JAEA 研究開発報告書、TN9410 97-104（1997）.
(6) 大洗工学センター安全工学部、（本社）動力炉技術開発部、動燃技報、No.73（1990）、pp.103-111.
(7) H. Ohshima, Y. Imai, Proc. of FR17, June 26‐29, Yekaterinburg, Russian Federation (2017), IAEA-CN245-453.
(8) 山野他、JAEA 研究開発報告書、JNC TN9400 2003-070（2003）.
(9) 浜田、田辺、動燃技報、No.82（1992）p.85-88.
(10) 高田、山口、サイクル機構技報、No.17（2002）, pp.63-74.
(11) A. Yamaguchi, Y. Tajima, Nuclear Engineering and Design, Vol.219 (2003), pp.19‐34.
(12) K. K. Murata, et al., SAND91-1490 UC-610 (1993).
(13) （国研）日本原子力研究開発機構　大洗研究所高速実験炉部、別紙 5（2023）、https://www2.nra.go.jp/data/000442209.pdf
(14) H. Ohshima, et al., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 9 (2023), pp.025001-1-025001-10.
(15) 田中他、日本原学会 2024 秋の大会、9/11-13、東北大学、（2024）、2G14.
(16) M. Tanaka, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00424.
(17) A, Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.413 (2023), 112492.
(18) A. Seki, et al., Procs. of ICONE31, August 4-8, 2024, Prague, Czech Republic, (2024), ICONE31-131784.
(19) 堂田他、第 24 回計算工学講演会、計算工学講演会論文集、Vol. 27（2022）.
(20) N. Doda, et al., Procs. of NURETH-19, March 6 - 11, 2022, Brussels, Belgium, (2022), Log nr.: 35413.
(21) T. Uwaba, et al., Nuclear Technology, Vol.207, No.8 (2021), pp.1280-1289.
(22) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00440.
(23) S. Kubo, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.3 (2020), Paper No.19-00489.
(24) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSNE Mechanical Engineering Journal, Vol.9, No.4 (2022), Paper No.21-00438.
(25) 松下他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京（2023）、A123.
(26) AESJ, AESJ-SC-A008:2015 (2015).
(27) AESJ, AESJ-SC-S001:2021 (2021).
(28) U.S. NRC, REGULATORY GUIDE 1.203 (2005).
(29) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
(30) （一社）日本電気協会、JEAC4111-2021（2021）.
(31) 田中他、日本原学会 2023 春の年会、3/13-15、東京大学、（2023）、1L09.
(32) 吉村他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京（2023）、A134.
(33) 松尾、浅田、シミュレーション、第 40 巻、第 2 号（2021）、pp.59-63.

*Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Risk Science and Technology Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I_PL] Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

[2I_PL01]

Use and uncertainty of findings from PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. TEPSYS)

[2I_PL02]

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL03]

Input information uncertainty in seismic PRA
(1) Hazard analysis

*Masato Nakajima[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL04]

Input information uncertainty in seismic PRA
(2) Fragility analysis

*Ryusuke Haraguchi[1] (1. MHI)

[2I_PL05]

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*Junghoon Ji[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

PRA から得られた知見の活用と不確実さ

Use and uncertainty of findings from PRA

*櫻本　一夫
株式会社テプコシステムズ

1. 原子力発電の必要性

原子力利用の目的は、原子力基本法によると、将来におけるエネルギー資源を確保し、地球温暖化の防止を図り、社会福祉と国民生活の水準向上に寄与することであり、原子力事業は、将来におけるエネルギー資源を確保のために原子力発電を継続し、社会福祉と国民生活の水準向上のために原子力発電による電力を供給するとともに、原子力施設の安全性の向上に不断に取り組むこと等によりその安全性を確保して、原子炉を安全・安定に運転することが求められている。

2. 原子力発電所の安全性向上

原子力発電所の安全性は経年的に劣化していくものであり、安全性を維持・向上させていくためには、継続的にリソース（人・金・物・時間等）を投資して対策を講じていく必要があるが、現実にはリソースは有限であるため、安全性の向上に取り組んでいくためには、効果的な対策に必要なリソースを集中させることが重要である。リソースの最適な活用を検討する際においては、対策を実施した場合の効果の違いや対象となる設備の安全上の重要度の違いを把握することが必要となる。これらの違いを把握するためには、決定論的アプローチによる判断だけでは限界があり、パラメータや結果を数値として扱う PRA は、このような違いを把握するための効果的なツールである。

2. リスク評価と不確実さ

リスク管理は今後想定されるリスクを防止・抑制するために事前に備えておくことであり、未来に起こりえるリスクに対しての備えであるため、そのリスクには不確実さが存在する。

決定論的アプローチは、保守的な仮定の下に、コンセンサスの取れたルール・基準に対してリスクの有無を判断する方法であり、不確実さは保守的な仮定の中で考慮されることから、結果に対して不確実さを扱う必要はない。一方、確率論的アプローチである PRA では、起因事象の発生頻度や機器の故障確率などは数値として扱うため、それぞれに不確実さが内在しており、その結果においても不確実さがある。このため、PRA を利用する場合には、この不確実さが議論となる場合がある。

PRA の結果に影響を与える不確実さの種類とそれらの不確実さを解析ための手法について、NUREG-1855[1]で言及されており、PRA の結果に影響を与える不確実さには①パラメータの不確実さ、②モデルの不確実さ、③完全性の不確実さの３種類あるとされている。

3. PRA の活用

我が国ではこれまで、PRA の利用のために多くの課題を抽出し改善してきたが、その結果として“課題が解決できないと PRA が利用できない”という負の認識が定着してしまっており、その一つに不確実さが挙げられる。PRA は原子力発電所の安全性の向上を進めていく上での効果的なツールであり、今後 PRA を幅広く活用を利用していくためには、リスク管理には不確実さがあるという認識をもち、PRA からどのような情報が得られるのか、その情報をどのように使うことができるのか、その情報を使うことでどのようなことが期待・効果が得られるのか、について注目していくことが重要である。PRA から得られる情報とその活用分野の例を表 1 に示す。

*Kazuo Sakuramoto
TEPCO SYSTEMS Corporation

表 1　建物・構築物の現実的耐力に関する不確実さ要因の例

PRAから得られる情報	活用分野
リスク指標 ・炉心損傷頻度（CDF） ・格納容器機能喪失頻度（CFF）	・プラントのリスクレベルの把握 ・達成すべきリスクの抑制水準（性能目標）に対する適合性の判断
リスク指標の変化量	・変更（設計・保安活動等）に対する実施可否の判断・優先順位 ・変更（設計・保安活動等）を行った場合の効果の把握
システム・機器のリスク重要度 ・FV重要度 ・RAW	・変更（設計・保安活動等）に対する優先順位（検査・保守管理手法の選定） ・安全性向上に向けた改善策の抽出
事故シーケンスの発生頻度	・事象の起こりやすさからの弱点の抽出
事故シナリオ・カットセット	・終状態に至る過程での弱点の抽出

参考文献

1)NUREG-1855, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision-making”, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017.

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

PRA 用機器信頼性データにおける不確かさの取り扱い方法について

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*吉田　智朗
（一財）電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. PRA における不確かさ

我々の住むこの世界には、どのような事象がいつどのように生じるかを完全に予見することはできない、という不確かさが存在する。この不確かさの源となるのが、この世界（自然界）に本質的に存在する偶然的不確かさ（aleatory uncertainty。 “alea”はラテン語で「サイコロ」の意）である。人間は、この世界（自然界）のしくみを理解するために、未解明の事象に対して数学的手法などを用いたモデルを構築し、生じうる事象の予見および制御を可能としてきた。しかしながら、この構築したモデルが世界の真の姿であるという確証はなく、その意味でモデル化の方法やその構成要素には必ず不確かさが含まれるものである。この不確かさは認識論的不確かさ（epistemic uncertainty。 “episteme”はギリシャ語で「知識」の意）と呼ばれ、当該対象に対する人間の知識がない/足りないことに起因する不確かさである。実際に生じた事象を手がかり（エビデンス）にこの認識論的不確かさを低減することが、世界のしくみへの理解を深める一つの方法である。

原子力プラントの安全性評価に使われる PRA は、各種ハザードに対するプラントの応答を、偶然的不確かさとともに分析用にモデル化し、そのモデルの中に存在する認識論的不確かさを、確率論的手法により定量評価するものである。これにより、プラントで起こり得る様々な事象とそれらによる人と社会への影響に関する知見を得る。

2. PRA 用機器信頼性データにおける不確かさ

PRA 用プラント構成機器の信頼性データを収集・推定するにあたって生じる不確かさの種類と PRA での扱いについて図 1 に整理した。代表的な故障事象として継続運転失敗とデマンド起動失敗を対象とした。

【継続運転失敗事象】	【起動失敗事象】	不確かさ種類 (PRA での扱い)
・継続運転失敗事象かどうか？	・起動失敗事象かどうか？	認識論的
（判定基準を含む）工学的判断	（判定基準を含む）工学的判断	(PRA での扱い)
・継続運転中いつ故障するか予見できない ・T時間にN回故障…Nの数を予見できない	・どの起動デマンドで起動失敗するか予見できない ・D回起動デマンドでK回失敗…Kの数を予見できない	偶然的
時間故障率λを想定 $N \sim Poisson(\lambda T)$ ポアソン過程でモデル化	失敗確率pを想定 $K \sim Binomial(D,p)$ 二項過程でモデル化	(PRA での扱い)
・ポアソン過程モデルは“正しい”か？ ・故障率はプラント個別か産業界一般共通か？	・二項過程モデルは“正しい”か？ ・失敗確率はプラント個別か産業界一般共通か？	認識論的
データ(T,N)との整合性から一定の想定をおいて λ をベイズ推定 （推定例）$\lambda \sim Gamma(\alpha_r, \beta_r)$	データ(D,K)との整合性から一定の想定をおいて p をベイズ推定 （推定例） $p \sim Beta(\alpha_d, \beta_d)$	(PRA での扱い)
・λの値は（N/Tだけに限らず）取りうる値の分布（不確かさ分布）を持つ	・pの値は（K/Dだけに限らず）取りうる値の分布（不確かさ分布）を持つ	認識論的
取りうる値を不確かさ解析で使用	取りうる値を不確かさ解析で使用	(PRA での扱い)

図 1 PRA 用機器信頼性データにおける不確かさとその PRA での取り扱い

機器信頼性データの不確かさは、観測した故障データを用いて、そのデータを生成しうるような故障率/故障確率の分布を統計的に推定したものである。不確かさ解析においてはその様な故障率/故障確率のいろいろな可能性が考慮される。

*Tomoaki Yoshida
The Nuclear Risk Research Center, The Central Research Institute of Electric Power Industry

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に関する課題－入力情報の不確かさへの取り組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

地震 PRA における入力情報の不確かさへの対応 (1) ハザード評価

Input information uncertainty in seismic PRA (1) Hazard analysis

*中島　正人[1]
[1]（一財）電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. 緒言

地震 PRA を実施するためには、対象地点の確率論的地震ハザード（以下、地震ハザード）および対象システム・構造物の地震フラジリティに関する情報が必要となる。特に地震ハザード評価は不確かさが大きく、地震 PRA の説明性・信頼性の観点からもその対応は非常に重要である。

2. 地震ハザード評価における不確かさ

2-1. 確率論的地震ハザード評価とのその特徴

現在広く用いられている確率論的地震ハザード解析手法は Cornell [1]により開発された。地震発生源・地震動を確率モデルとして構築し、対象地点に将来来襲する地震動の強度と年超過確率の関係を地震ハザード曲線の形で出力・表現する。過去の地震発生情報のみ用い統計モデル（順序統計量）に基づき地震ハザードを表現する手法とは異なり、対象地点における best estimate な地震ハザードを評価する点が特徴である。

2-2. 地震発生源モデルと地震動モデルの不確かさ

地震ハザード評価においては、地震発生源モデルと地震動モデルに係る不確かさを適切に評価する必要がある。前者は地震規模、断層位置・形状、発生率等、後者は個々の地震動予測モデルの不確かさ、採用する地震動モデル間の不確かさ等である。この不確かさは偶然的不確実さと認識論的不確実さがあるが、専門家の意見・解釈の違いがハザード評価結果に大きい影響を与える。そのため、米国では US.DOE, US.NRC, EPRI により設置された SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee)により、認識論的不確実さを系統的に評価可能な手法（SSHAC Level 3/4 手法）が開発[2]・高度化[3]された。我が国においても SSHAC Level3 手法を用いた地震ハザード評価プロジェクトが四国電力により実施され[4]､今後の課題についても抽出されている。

2-3. 地震動モデルに係る認識論的不確実さ評価

地震ハザード評価においては、地震動モデルの不確実さが大きな影響を与える。対象地点の将来の地震動予測は複数の地震動モデルを用いる必要があり､その認識論的不確実さを適切に評価することが重要となる。地震動モデルの認識論的不確実さの評価法は幾つか提案・実装されており（例えば GeoPentech [5]）、その高度化手法も開発・提案されている（例えば Nakajima and Abrahamson [6]）。

3. 結論

地震 PRA の入力情報である地震ハザード評価に係わる不確かさに関して論じた。

参考文献

[1] Cornell, C.A.: Engineering seismic risk analysis, *Bulletin of the Seismological Society of America* 58 (5): 1583–1606. (1968) [2] U.S. NRC: Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts: Main Report (NUREG/CR-6382, Volume 1) (1997) [3] U.S. NRC: Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies, Rev.1, NUREG-2117 (2012). [4] 四国電力株式会社:“伊方 SSHAC プロジェクト最終報告書”, (2020) [5] GeoPentech: “Southwestern United States Ground Motion Characterization SSHAC Level 3”, Technical Report, Revision 1 (2015) [6] Nakajima, M. and Abrahamson, N.: ENHANCEMENT OF SAMMON’S MAP REPRESENTATION OF FAULT RUPTURE MODEL FOR PROBABILISTIC SEISMIC HAZARD ANALYSIS, *Transactions*, SMiRT-26, Berlin/Potsdam, Germany (2022)

*Masato Nakajima[1]
[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

地震 PRA における入力情報の不確かさへの対応

(2)フラジリティ評価

Input information uncertainty in seismic PRA
(2) Fragility analysis

*原口　龍将
三菱重工業(株)

1. はじめに

地震に関する確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment; 以下、地震 PRA）によるリスクの定量化には、大きく、事故シナリオの分析、地震動ハザード評価、フラジリティ評価というステップがありそれぞれに不確かさを有している。このうちフラジリティ評価では、入力となる地震動や地震応答、設備の持つ耐力に関わる不確実さを考慮して評価するものであり、これを適切に分析して定量化することが、地震動に対するリスク情報を得るうえで重要である。

本報では、日本原子力学会標準 「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」（以下、地震 PRA 学会標準）[1]を参考に、フラジリティ評価の概念について紹介したうえで、応答・耐力に関する不確実さの要因について説明し、その定量化に向けた考え方等について示すものである。

2. フラジリティ評価について

地震 PRA におけるフラジリティ評価は、評価対象として選定された機器・建屋・地盤などについて、地震動によって損傷する確率を定量的に評価するものであり、多くの場合は解放基盤面最大加速度を指標として求められる。

設備類の設計における耐震評価（決定論的評価）では、設備の耐力が地震による応答を上回っているかどうかのみに着目して評価を行うが、設計で考慮される地震応答及び設備の耐力（許容値）はその不確実さを考慮して保守的に設定されている。一方、地震 PRA におけるフラジリティ評価では耐力・応答ともにある確率分布（一般的には対数正規分布）に従い不確実さによる広がり（分布）を持つものとして扱い、それぞれの分布に基づき損傷確率の観点で評価するものである（図 1 参照）。

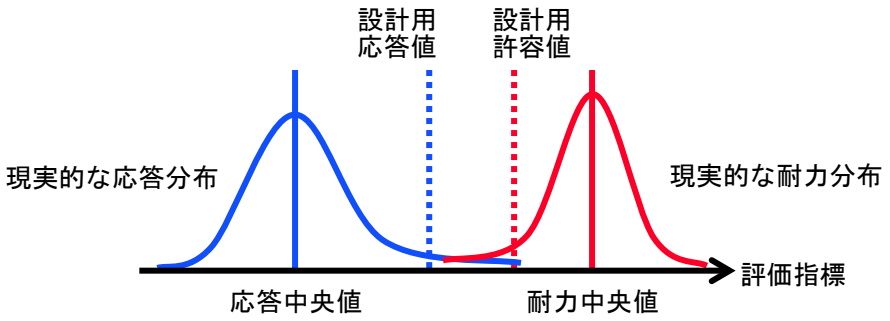


図 1　耐力分布と応答分布のイメージ

*HARAGUCHI Ryusuke
Mitsubishi Heavy Industries, LTD. (MHI)

2-1. 現実的耐力の評価

評価対象とする設備の損傷モードに対応する評価対象部位が損傷に至る限界を現実的耐力とし、これを確率量として評価する。現実的耐力は、実験を含む経験論に基づく手法，解析を含む理論に基づく手法，経験論及び理論を踏まえた工学的判断に基づく手法により[1]、それが持つ不確実さとともに評価され、現実的耐力分布として扱われることになる。確率分布として対数正規分布を仮定したとき、現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$は、中央値 S_m，対数標準偏差 β_S として下式で与えられる。

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_S \cdot x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/S_m)}{\beta_S}\right)^2\right\}$$

2-2. 現実的応答の評価

評価対象する設備の損傷モードに対応した対象部位に発生する地震応答を確率量として評価する。現実的応答の評価では、大きく応答解析に基づく方法と応答係数に基づく方法があり、前者は現実的なデータ諸元に基づく地震応答解析を実施してその現実的な応答を評価するものであり、後者は線形応答を前提として設計応答に内在する保守性を応答係数として係数化し，設計応答と応答係数を用いることによって現実的な応答を評価する[1]。確率分布として対数正規分布を仮定したとき、入力の地震動強さが α のときの現実的応答の確率密度関数 $f_R(\alpha,x)$は，中央値 $R_m(\alpha)$，対数標準偏差 $\beta_R(\alpha)$として下式で与えられる。

$$f_R(\alpha, x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_R(\alpha) \cdot x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/R_m(\alpha))}{\beta_R(\alpha)}\right)^2\right\}$$

2-3. 損傷確率

評価対象設備の損傷確率 $F(\alpha)$は、下式に示すように地震動強さがある値 α のときの現実的応答の確率密度関数 $f_R(\alpha,x)$が現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$を超える条件付損傷確率として評価することができる（図 2 参照）。

$$F(\alpha) = \int_0^\infty f_S(x_R)\left(\int_{x_R}^\infty f_R(\alpha,x)dx\right)dx_R = \int_0^\infty f_R(\alpha,x_R)\left(\int_0^{x_R} f_S(x)dx\right)dx_R$$

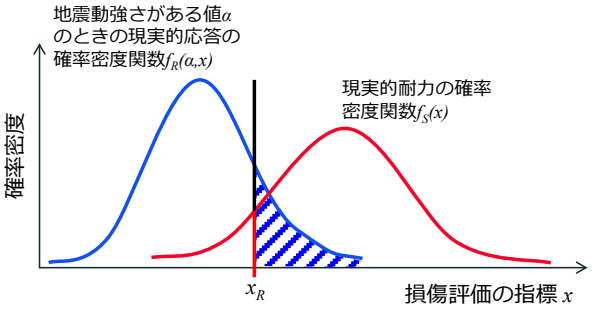


図 2　損傷確率算定方法のイメージ

以上のように現実的応答の中央値と不確実さ（対数標準偏差）、現実的耐力の中央値と不確実さをそれぞれ定量化することで、損傷確率を計算することができる。

3. 不確実さ要因について

3-1. 不確実さの分類

現実的耐力分布及び現実的応答分布を定量化するための検討にあたって、不確実さは認識論的不確実さ（Epistemic Uncertainty）及び偶然的不確実さ(Aleatory Uncertainty)に分類して評価を行う。認識論的不確実さ

は、評価者の知識・技術の完全性や成熟度に依存する不確実さであり、これらの進歩により低減することができる性質のものである。一方、偶然的不確実さとは、評価者の知識・技術に依存しない自然現象のランダム性に依存する不確実さであって、科学の進歩等に関わらず本質的に減じることができない性質のものである。次項以降で、耐力と応答の不確実さ要因といずれの不確実さに分類されうるものかの例を示す。なお、不確実さの要因については、必ずしも認識論的不確実さと偶然的不確実さのいずれかに明確に分類されるとは限らない（両方の要因を持ちうる）ことに注意が必要である。

3-2. 耐力に関わる不確実さ要因

建物・構築物及び機器・配管系の耐力に関わる不確実さ要因と、それらの認識論的不確実さと偶然的不確実さへの分類の例を、地震 PRA 学会標準より引用して表 1 及び表 2 に示す。耐力の不確実さの一般的な傾向として、不確実さの大きさは応答に比べて小さいといえる。特に機器・配管系の場合は、部材に使用されている鋼材の材料試験結果や機器の加振試験等により、現実的な限界耐力に関する情報を精緻に得ることができるため不確実さの定量値は非常に小さくなる傾向がある。

表 1　建物・構築物の現実的耐力に関する不確実さ要因の例[1]

評価項目		偶然的不確実さ β_R	認識論的不確実さ β_U
現実的耐力の評価	RC 造構造物・部材の限界耐力	・構造材料定数 -(ｺﾝｸﾘｰﾄ)強度 -(鋼材)降伏点，引張強さ	・施工精度 -鉄筋比 -部材寸法(含むシアスパン比) ・実験データの統計的精度 ・耐力評価式の誤差
	RC 造構造物・部材の限界変形及びひずみ	・損傷限界時ひずみ ・限界層間変形角	・施工精度 -鉄筋比 -部材寸法 ・実験データの統計的精度 ・限界層間変形角評価式などの誤差

表 2　機器・配管系の現実的耐力に関する不確実さ要因の例[1]

評価項目		偶然的不確実さ β_R	認識論的不確実さ β_U
耐力	構造的損傷に対応する機器耐力		・構造材料定数 強度 ・試験データの統計的精度
	機能的損傷に対応する機器耐力	・試験データの統計的精度	・試験データの統計的精度

3-3. 応答に関わる不確実さ要因

評価対象となる設備の現実的応答の評価には、解放基盤表面の地震動の評価、建物・構築物への入力道の評価、建物・構築物の地震応答評価、（評価対象が機器・配管系の場合）機器・配管系の地震応答評価、という段階を踏むこととなり、それぞれの評価において含まれる不確実さを考慮する必要がある。このため、応答に関わる不確実さ要因の数も多く全体の定量値としても大きくなる傾向があるが、現実的応答の評価結果への感度を考慮して厳密に定量化する対象を検討することが必要である。また、応答に関する不確実さの大きさの一般的な傾向として、（自然現象に起因する不確実さ）≧（地盤に起因する不確実さ）＞（コンクリートに起因する不確実さ）＞（鋼構造物に起因する不確実さ）となることにも留意すべきである。

以下では、機器・配管系の地震応答評価に関わる不確実さ要因とその認識論的不確実さと偶然的不確実さへの分類の例を、地震 PRA 学会標準より引用して表 3 に示す。

表 3　機器・配管系の現実的応答評価に関する不確実さ要因[1]

評価項目		偶然的不確実さ β_R	認識論的不確実さ β_U
応答	機器入力動	・拡幅床応答スペクトル	
	解析モデルの評価法	・モデル化手法 ・耐震要素の評価範囲 ・振動諸元の評価 せん断断面積 断面二次モーメント 重量，回転慣性	・モデル化手法 ・構造材料定数 ヤング率 せん断弾性係数
		・減衰比	・減衰比
	解析手法		・考慮する高次モード数
		・モード合成法	
	地震方向成分の組合せ	・水平，上下地震荷重組合方法	・水平，上下地震荷重 組合方法
	非線形応答の簡易的考慮	・簡易的機器非線形応答評価方法	

4. 不確実さの定量化

3 章で示したような不確実さ要因について、評価対象とするものを検討のうえで定量化を行い、現実的耐力分布及び現実的応答分布の評価に用いることになる。機器・配管系を例にすると、耐力の不確実さは、評価対象となる部材の材料試験や機器の加振試験により得られたデータを用いて評価し、応答の不確実さについては、設計情報を基に文献値や工学的判断を用いて評価を行っている場合が多い。このように求められる不確実さの定量値はフラジリティの評価結果に密接にかかわるため、この評価を高い説明性・透明性をもって適切に実施することが、PRA として合理的な評価を行い、その結果から得られるリスク情報を活用していく取り組みにおいて非常に重要である。このような不確実さ評価の方法のひとつとして、地震動ハザードにおける認識論的不確実さ評価の手順である SSHAC（Senior Seismic Hazard Assessment Committee）の概念を取り入れた評価手法が提案されている[2]。文献[2]では、SSHAC レベル 2 のプロセス（図 3 参照）に準拠して原子炉建屋の断層変位に関するフラジリティを評価したものであるが、同様の考え方で地震動に関するフラジリティの評価を行うことも十分可能であり、高い説明性を持った不確実さ定量化の有効な手法として今後の整備が期待される。

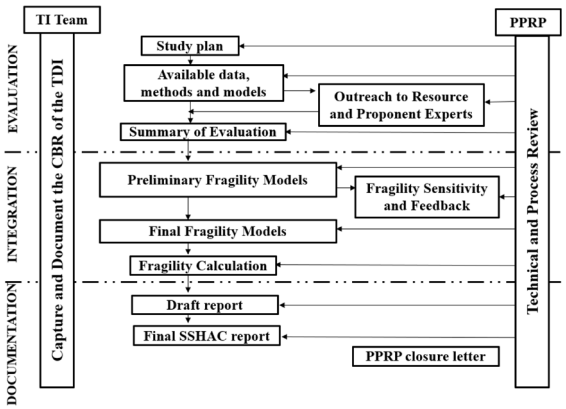


図 3　SSHAC レベル 2 のプロセス[2]

参考文献

1) 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015、AESJ-SC-P006:2015
2) T.Itoi, S.Nakamura, R.Haraguchi, T. Sakai, K. Ebisawa, Y.Mihara, Y, NIkaido, SSHAC Based Fragility Assessment for the Fault Displacement, SMiRT27, Yokohama, 2024

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

火災モデルの不確かさへの対応

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*池 正熏[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment; 以下、PRA）に関連する不確かさへの取組みは、PRA による評価内容の容認性（acceptability）を確立するため、重要な要素[1]であり、U.S.NRC の RG 1.200[2]、ASTM/ANS の PRA 標準[3]にはその容認性の重要性について記述している。さらに、PRA を意思決定に活用する場合にも、評価の不確かさを明示することが重要である。

内部火災 PRA で炉心損傷頻度の評価に影響を与えるインプットとして、火災発生頻度、火災進展の程度、リスク上重要な機器の損傷確率、運転員行動などがあり、それらは不確かさを内包している。そのうち、火災進展の程度は火災進展解析モデル（以下、火災モデル）により評価されるが、火災現象（乱流の挙動や化学反応など）の複雑さのため、多くの認識論的不確かさが含まれる。この不確かさへの取組みとして、火災モデルの不確かさを明確に把握して、伝播させることが重要である。

本報では、原子力施設を対象とした内部火災 PRA に活用可能な火災モデルの種類や特性の概要を紹介し、火災モデルのインプットパラメータに含まれている不確かさについて説明する。また、NUREG-1824[4]に提示されている火災モデルの不確かさの定量化手法を記述して、火災モデルの不確かさの定量化結果を見せる。加えて、火災モデルの不確かさへの取組みを模索する。

2. 火災モデルの概要

2-1. 火災モデルの種類および各モデルの特性

原子力施設を対象とした内部火災 PRA を実施する上で、詳細な火災シナリオを想定した場合、熱や煙の伝播挙動などの火災性状予測が必要となる。内部火災 PRA における火災性状予測では、一般的に以下の火災モデルが用いられる。

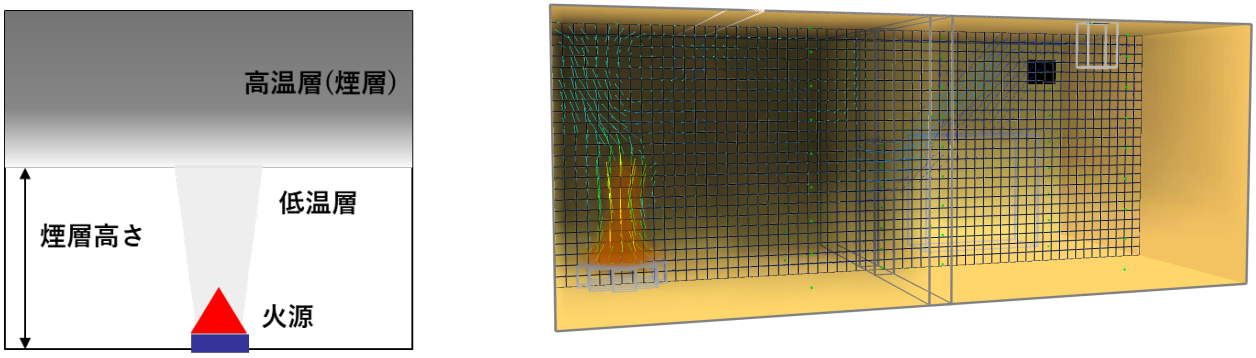
・スプレッドシートモデル（以下、数式モデル）
・ゾーンモデル
・数値流体力学モデル（以下、CFD モデル）

数式モデルは基礎的な数式を用いて区画内の温度などを評価する最も簡易なモデルであり、火災 PRA に広く使われてきた。しかし、機械式換気条件下のコンパートメントについては火災性状予測の精度が低下し、火災性状の時系列計算は不可能である。

図 1 (a)に、ゾーンモデルの概念図を示す。ゾーンモデルは区画を高温の上部層（高温ガス層）と低温の下部層に分割し、各層の火災性状（両層の温度及び境界高さ、酸素濃度など）の時間変化を計算する数値解析モデルである。このため、ゾーンモデルは、ターゲット損傷時間（火災感知・消火の余裕時間に相当）や火災継続時間等、内部火災 PRA において用いる統合過酷度因子等のパラメータを推定する上で有益な火災モデルである。ただし、ゾーンモデルは両層の物理量（例：温度）の平均値を計算する集中定数系モデルであり、水平方向の雰囲気温度や流動分布等は解析できない。

---

*Junghoon Ji[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)



(a) ゾーンモデル　　(b) CFD モデル

図１　ゾーンモデルと CFD モデルの概念図

また、ゾーンモデルは、一般的に区画形状は矩形を原則としているため、実機における複雑な区画形状をモデル化することはできない。複雑な区画形状を考慮して、三次元で事象進展をモデル化するためには CFD モデルが必要となる。

図 1 (b)に、CFD モデルの概念図を示す。CFD モデルは区画を三次元メッシュに分割して、質量・運動量・化学種・エネルギーの保存式により火災進展挙動を時間依存で解く。このため、火災における事象進展を詳細に把握することが可能であるが、計算リソースは極めて高い。海外の内部火災 PRA においても、CFD モデルを内部火災 PRA に適用することは稀である。

2-2. 火災モデルのインプットパラメータとその不確かさ

火災モデルを構成しているインプットパラメータは主に次の４つのカテゴリーで分類される。

- 燃料の種類、発熱速度などの火源情報
- 区画寸法、開口部の寸法などの区画形状に関する情報
- 機械式換気条件下の換気流量（換気数）、ファンカーブ特性などの換気に関する情報
- ターゲットの位置、ターゲットの熱的物性値などのターゲットに関する情報

火源情報のうち、代表的なインプットパラメータは発熱速度である。発熱速度は与えられた火災環境での燃料の単位時間当たりの熱発生量を意味することで、自由空間（周囲に、燃焼に影響を及ぼす物体がないオープン空間）での発熱速度の測定値を計算モデルのインプットパラメータとする場合が多い。この場合、火災モデルには発熱速度の試験的不確かさ（experimental uncertainty）が含まれる。区画形状に関する不確かさの発生は、複雑な区画の形状を簡易にして解析する場合、もしくは、図面を読み取る際に不確かさが含まれる可能性がある。同様に、換気流量、ターゲットの位置においても試験的不確かさの可能性、ファンカーブ特性情報やターゲットの熱物性値には知識不足による認識論的不確かさが含まれる可能性がある。その以外にも、モデルの仮定による不確かさや数値解析的不確かさも含まれる。

3. 火災モデルの不確かさの定量化

3-1. 火災モデルの不確かさの定量化手法

前述したように、火災モデルの不確かさは火災モデルを構成するインプットパラメータの不完全性やモデルの数値解析的不確かさに起因する。火災モデルの不確かさの定量化手法については U.S.NRC と EPRI により作成された火災モデルの Verification & Validation [4]に提案されている。

nセットの計算データとそれに相応する試験データの差の平均は次式により示される。

$$\overline{\ln(M/E)} = \frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}\ln(M_i/E_i) \qquad (1)$$

ただし、M_iはモデルの i 番目の計算値、E_iはM_iに相応する試験値である。モデルの不確かさ（モデルエラーの標準偏差、$\tilde{\sigma}_M$）は次式により計算できる。

$$\sqrt{\tilde{\sigma}_M^2 + \tilde{\sigma}_E^2} \cong \sqrt{\frac{1}{n-1}\sum_{i=1}^{n}\left[\ln(M_i/E_i) - \overline{\ln(M/E)}\right]^2} \qquad (2)$$

ここで、$\tilde{\sigma}_E$は試験エラーの標準偏差である。表１に、代表的な評価項目の$\tilde{\sigma}_E$を示す。

偏向(bias factor, δ)は次式から求められる。

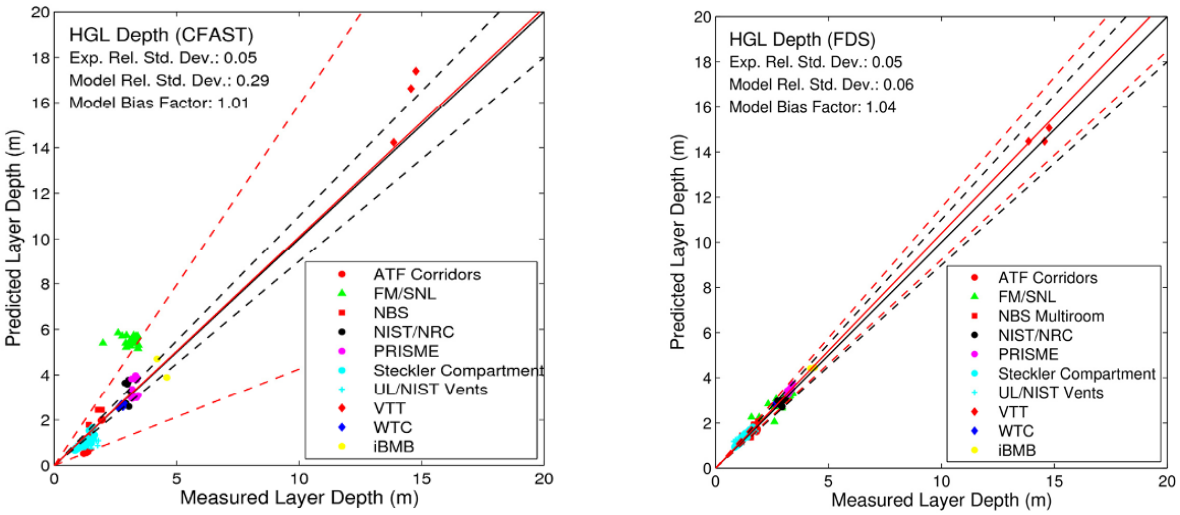
$$\delta = exp\left(\overline{\ln(M/E)} + \frac{\tilde{\sigma}_M^2 - \tilde{\sigma}_E^2}{2}\right) \qquad (3)$$

表１　試験的不確かさ、$\tilde{\sigma}_E$［4］

評価項目	試験的不確かさ，$\tilde{\sigma}_E$[%]	評価項目	試験的不確かさ，$\tilde{\sigma}_E$[%]
煙層などの温度	7	煙濃度	19
煙層高さ	5	圧力	23
ガス濃度	8	熱流束	11

3-2. 火災モデルの不確かさの定量化の例

火災モデルの評価項目の中、煙層高さはターゲットが高温のガスに漏出されるかを決定するパラメータとして、さらに、エネルギー保存式により煙層温度にも大きな影響を与えるため、重要な評価項目である。図２に、煙層高さにおけるゾーンモデルの不確かさと CFD モデルの不確かさを示す。黒い実線は試験データと計算データが完全に一致する基準線、黒い破線は基準線からの試験的不確かさ、赤い実線はモデルによる計算値の偏向、赤い破線はモデルの不確かさを意味する。ここで、評価対象になった試験データは様々な研究機関により行われた実規模火災試験データを集めたものである[4]。ゾーンモデルの場合、モデルの不確かさが 29%となり、試験的不確かさ 5%の約 6 倍になる。CFD モデルの場合、ゾーンモデルと比べてモデルの不確かさが著しく小さいことが見られる。



(a) ゾーンモデル（CFAST）　　(b) CFD モデル（FDS）

図２　煙層高さにおける火災モデルの不確かさと試験的不確かさ[4]

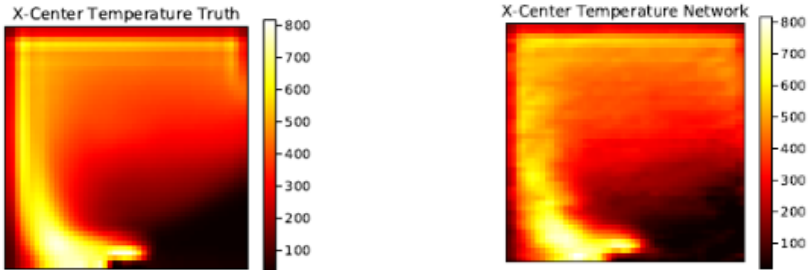
4. 火災進展解析における不確かさへの取組み

4-1. 火災解析のライブラリ化

火災モデルの不確かさは、PRA の評価指標である炉心損傷頻度の不確かさに寄与するため、火災モデルの不確かさの定量化は重要なプロセスである。火災モデルのインプットパラメータの不確かさを明確にする方案として、予め火災進展挙動に係るパラメータを多様なシナリオについて定量化し、その結果をライブラリ化する方法が考えられる。これにより、条件の変動が過酷度因子に与える影響を把握することが可能となる。また、ライブラリを設定する際には、体系的に火災進展解析を実施することから、解析における User Effect を抑制する。

4-2. ディープラーニング技術を用いた CFD 火災モデルの代替モデルの開発

ある評価項目（例えば、ターゲットの損傷確率）について計算する際、複数のモデルを使用（multi-modeling approach）することがより適切な場合がある[6]。最近、ディープラーニング技術の発展により、既往のモデルの代替モデルを開発する事例が多い。上述したように CFD モデルは不確かさが小さいものの、計算負荷が高いため、火災進展解析への適用事例はほとんどない。そこで、ディープラーニング技術を用いて CFD モデルの代替モデルを作成することで、CFD モデルが持つ計算精度と同等な計算結果を活用することが期待できる。図３に、火災室の温度における CFD モデルの計算結果とディープラーニングモデルの計算結果例を示す[5]。ディープラーニングモデルの結果は火源上部のプルームの傾きまでよく再現できていることが分かる。



(a) CFD **(b) ディープラーニング**

図３　火災室の温度計算結果[5]

参考文献

1) NUREG-1855, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision-making”, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017.
2) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities”, RG 1.200, Revision 2, Washington, D. C., 2009 (ADAMS accession No. ML090410014).
3) ASME/American Nuclear Society, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, 2009.
4) NUREG-1824, “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Application”, Supplement 1, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2016.
5) J.L. Hodges, “Predicting Large Domain Multi-Physics Fire Behavior Using Artificial Neural Network”, Thesis of Virginia Polytechnic Institute and State Univ., 2018.
6) NUREG/CR-6850, “Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”, Vol.2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2005.

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Devision

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J_PL] Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue"

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2J_PL01]
Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue" through collaboration between science, politics, and society

*Shunji Matsuoka[1] (1. Waseda Univ.)

[2J_PL02]
Activities of Fukushima Support Project

*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[2J_PL03]
Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

社会・環境部会セッション

「対話の場」から福島の復興と廃炉を考える－2023 年度社会・環境部会賞記念講演

Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

2023 Award Commemorative lecture of Social & Env. Div.

（1）科学と政治と社会の協働による「対話の場」から福島の復興と廃炉を考える

(1) Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

Through Collaboration of Science, Politics, and Society

*松岡俊二

[1] 早稲田大学

2011 年 3 月から、福島の復興と廃炉に関する「対話の場」＝「学びの場」の形成に関する研究と実践を持続してきた。そのなかで考えてきた科学と政治と社会の協働の課題について講演する。 （キーワード：Connecting the Dots、イノベーション、対話の場、学びの場、社会的学習）

1. 未来は前か後ろか？

冒険作家の高野秀行と日本中世史を研究する清水克行の対談をまとめた奇書『世界の辺境とハードボイルド室町時代』のなかに、「未来は前か後ろか」という時間認識をめぐるとても興味深い議論がある。

「戦国時代ぐらいまでの日本人にとっては、未来は『未だ来らず』ですから、見えないものだったんです。過去は過ぎ去った景色として、目の前に見えるんです。当然、『サキ＝前』の過去は手にとって見ることができるけど、『アト＝後ろ』の未来は予測できない。

つまり、中世までの人たちは、背中から後ろ向きに未来に突っ込んでいく、未来に向かって後ろ向きにジェットコースターに乗って進んでいくような感覚で生きていたんじゃないかと思います。・・過去が前にあって未来は後ろにあるという認識は、世界各地の多くの民族がかつて共通して持っていたみたいなんです。

・・ところが、日本では 16 世紀になると『サキ』という言葉に『未来』、『アト』という言葉に『過去』の意味が加わるそうです。

それは、その時代に、人々が未来は制御可能なものだという自信を得て、『未来は目の前に広がっている』という、今の僕たちがもっているのと同じ認識をもつようになったからではないかと考えられるんです。人類が経験と技術によって未来を切り開ける社会に移行したことで、自分たちは時間の流れにそって前に進んでいくという認識に変わったのかなと思います」（高野・清水, 2019, pp.90-92）。

2. Connecting the Dots：スティーブ・ジョブズとジョセフ・シュンペーター

2005 年 6 月 12 日、スティーブ・ジョブズは、スタンフォード大学卒業式において、” Stay Hungry. Stay Foolish.”の締めの言葉で有名なスピーチを行った。

すでに癌が進行し、死を意識していたジョブズは、自らの体験から 3 つのことを語った。その第 1 が” The first story is about Connecting the Dots“である。

「リード大では当時、全米でおそらくもっとも優れたカリグラフの講義を受けることができました。キャンパス中に貼られているポスターや棚のラベルは手書きの美しいカリグラフで彩られていたのです。退学を決めて必須の授業を受ける必要がなくなったので、カリグラフの講義で学ぼうと思えたのです。ひげ飾り文字を学び、文字を組み合わせた場合のスペースのあけ方も勉強しました。何がカリグラフを美しく見せる秘訣なのか会得しました。科学ではとらえきれない伝統的で芸術的な文字の世界のとりこになったのです。

もちろん当時は、これがいずれ何かの役に立つとは考えもしなかった。ところが 10 年後、最初のマッキントッシュを設計していたとき、カリグラフの知識が急によみがえってきたのです。そして、その知識をすべて、マックに注ぎ込みました。美しいフォントを持つ最初のコンピューターの誕生です。もし大学であの講義がなかったら、マックには多様なフォントや字間調整機能も入っていなかったでしょう。もし私が退学を決心していなかったら、あのカリグラフの講義に潜り込むことはなかったし、パソコンが現在のようなすば

らしいフォントを備えることもなかった。もちろん、当時は先々のために点と点をつなげる意識などありませんでした。しかし、いまふり返ると、将来役立つことを大学でしっかり学んでいたわけです。

繰り返しですが、将来をあらかじめ見据えて、点と点をつなぎあわせることなどできません。

できるのは、後からつなぎ合わせることだけです。だから、我々はいまやっていることがいずれ人生のどこかでつながって実を結ぶだろうと信じるしかない」(『日本経済新聞』2011 年 10 月 9 日付)。

現在、ジョブズのスピーチで有名になった Connecting the Dots は、目的達成や課題解決のために、これまでの経験や知識や情報を効果的に繋げることにより、新たなアイデアや概念を産み出し、イノベーションを創造するための重要な思考方法であると理解されている。

イノベーションの父ジョセフ・シュンペーターは、それぞれの要素は既知であったとしても、異なる要素を新たな観点から結合すること（new combinations）によって、イノベーションが創出されるとしたが、Connecting the Dots と同じことと考えられる。

ジョブズの Connecting the Dots であれ、シュンペーターの新結合であれ、重要なことは、イノベーションの源泉は過去の多様な経験や知識や情報を繋げることにあるという点である。

さらに、ジョブズは Connecting the Dots を可能にする能力や資質について、「文系と理系の交点、人文科学と自然科学の交差点・・この『交差点』が僕は好きだ。魔法のようなところがあるんだよね。・・アップルが世間の人と心を通わせられるのは、僕らのイノベーションはその底に人文科学が脈打っているからだ」（アイザックソン, 2011, p.425）と述べている。

3. 物理学者の罪：高村薫とロバート・オッペンハイマー

1953 年に大阪に生まれた社会派作家・高村薫は、2018 年、福島原発事故などを受け、原子力について以下のように語っている。

「私のように 20 世紀の真ん中に生まれた人間には、科学技術に対する信奉がありました。1970 年の大阪万博のように、新しい技術の発展や、ひたすら明るい未来にあこがれていたんですね。

もともと私は文学少女というより理系なんです。中でも原子力は、原爆の恐ろしさはあっても、平和利用という条件付きで『希望の火』でした」(『朝日新聞』2018 年 12 月 5 日、「オピニオン：火のいざない 2：「原子の火、怖いのは人の欲」)

私たち人類は、15 世紀・16 世紀の大航海時代、1543 年の種子島・鉄砲伝来、18 世紀半ばからの石炭利用によるエネルギー革命に始まる産業革命、ガリレオやニュートンを父祖とする近代科学の誕生、20 世紀の石油文明や自動車文明を経て、1942 年からのマンハッタン計画による原子爆弾の開発へと突き進んでいった。

1945 年 7 月 16 日午前 5 時 29 分、ニューメキシコ州中部のトリニティ実験場において、人類史上初の核分裂爆縮装置（プルトニウム使用）が炸裂した。

トリニティ実験を、ロバート・オッペンハイマーは次のように回想している。

「爆風が過ぎるのを待って濠の外に出た。それは実に荘厳の限りであった。世界は前と同じではないことを私たちは悟った。笑う人もいた。泣く人もいた。大部分の人はおし黙っていた。私はヒンズー教の聖典『バガヴァド・ギーター』の 1 行を思いおこした。王子はその責務を果たすべきであることを王子にわからせようとヴィシュヌは試みている。そして王子の心を打とうとして、ヴィシュヌはその千手の姿をとり、『今、われは死となれり。世界の破壊者となれり』と言う。私たちはみな、何らかの形で、そうした思いを抱いたものと私は思う」（藤永, 2021, p.249）。

広島・長崎に原爆が投下されたのち、オッペンハイマーは、科学者の「技術的に甘美（technically sweet）」なものの誘惑に対する本質的な弱さを語り、「物理学者は罪を知った（Physicists have known sin）」と語った。「戦時中のわが国の最高指導者の洞察力と将来についての判断によってなされたこととはいえ、物理学者は、原子兵器の実現を進言し、支持し、結局その成就に大きく貢献したことに、ただならぬ内心的な責任を感じた。これらの兵器が実際に用いられたことで、現代戦の非人間性と悪魔性がいささかの容赦もなく劇的に示されたことも、我々は忘れることができない。野卑な言葉を使い、ユーモアや大げさな言い方でごまかそうとしても消し去ることのできない、あるあからさまな意味で、物理学者は罪を知ってしまった。そしてこれは、物理学者が失うことのできない知識である」（藤永, 2021, pp.413-414）。

4. アルヴィン・ワインバーグとトランス・サイエンス的課題

広島・長崎に投下された原子爆弾を研究開発したマンハッタン計画にも参加した物理学者アルヴィン・ワインバーグは、1972 年、社会科学の総合学術誌『ミネルヴァ』に「サイエンスとトランス・サイエンス」と題する論文を発表した（Weinberg, 1972）。

低線量被曝の健康被害や原子力発電所の過酷事故を事例とし、こうした社会課題は「科学に問うことができるが、科学によって答えることはできない」とし、トランス・サイエンス的課題（Trans-Scientific Questions）の重要性を提起した。同じ論文の中で、ワインバーグは、「科学者は、どこまでが科学の領域で、どこからは科学を超えたトランス・サイエンスの領域であるのかを明確に認識しなければならい」とも述べている。ワインバーグは、科学技術の発展によって社会課題が「技術的に解決」されるという「科学の共和国」（マイケル・ポラニーの言葉, Polanyi, 1962）の時代が終わり、科学によって課題を研究することは必要であり重要だが、科学だけで社会課題の解決策を導き出すことは出来ない時代に移行したことを明確にした。

ワインバーグは科学技術の「限界」を語っているが、このことは必ずしも科学技術の力に対する否定的な評価ではない。むしろ、科学技術の立ち位置を、政治や社会との緊張関係の中で明確にすることで、科学技術の力が適切かつ有効に行使される空間を設定したと考えられる。

ワインバーグの提起したトランス・サイエンス的課題は、カリフォルニア大学バークレー校の数学者リッテルと都市計画者ウィーバーが 1973 年に提起した「厄介な問題（Wicked Problems）」とほぼ同じ趣旨のものと考えられる（Rittel & Webber, 1973）。

しかし、ワインバーグのトランス・サイエンス的課題は、原子力発電所の過酷事故リスクや低線量被曝リスクという科学技術リスクを念頭に、科学的予測の認識論的不確実性に焦点を当てている。これに対し、厄介な問題は都市計画や交通計画といった社会計画を対象に、人々の価値観の多様化によって、いわゆる unknown unknowns（専門家は特定の専門知から課題へアプローチするので、技術的に定義しにくい社会問題に対しては、何が問題の本質なのかがよく分からない。いわゆる最適解の存在しない問題に対する専門知の限界を指摘したもの）という状況に焦点を当てたものである。

こうした意味では、トランス・サイエンス的課題は科学（認識論的不確実性）に焦点を当て、「厄介な問題」は社会（価値観の多様化）に焦点を当てたとも言える。

筆者（松岡）は、2011 年 3 月の福島第一原子力発電所（1F）の事故を契機に、1F 事故の社会構造的要因分析や 1F 廃炉の社会的側面（「社会のなかの廃炉」アプローチの具体化を試みてきた。従来の原子力業界の「廃炉のなかの社会」アプローチとは異なる）を中心に調査研究を行ってきた。1F 事故や 1F 廃炉の問題は、科学技術と社会との関係性に関わる社会課題であり、課題特性としてトランス・サイエンス的課題であることを強調してきた。

5. 「対話の場」の必要性と難しさ：トランス・サイエンス的課題と厄介な問題

1F 廃炉の問題はトランス・サイエンス的課題であることは間違いないが、福島の復興と廃炉といったより広い問題設定（scope of study）をすると、科学的側面からだけでなく、社会的側面から問題特性を考えることも必要になる。その際、リッテルとウィーバーが提起した厄介な問題の議論は、社会的側面から福島の復興と廃炉の問題特性を理解する上で参考になる。

2022 年暮れに刊行された『やっかいな問題はみんなで解く』において堂目卓生は「『厄介な問題（wicked problem）』は、1960 年代～1970 年代にホルスト・リッテルとメルビン・ウエッバーが用いた言葉であり、一つひとつが特有で、終わりのない社会課題を意味する」（堂目・山崎, 2022, pp.13-14）としている。

また、厄介な問題は、「特定の学問分野の専門知、特定の現場で得た経験知だけで解決することは不可能であり、また、それらの知を寄せ集めただけでは大きな力にはならないであろう。知を力に変えるためには、学問分野や立場の違いを乗り越えた『共創』が必要である」（堂目・山崎, 2022, p.14）と論じている。同じ書籍において、山崎吾郎は「リッテルらが強調したのは、社会政策にかかわる問題の多くが、それまで科学が想定してきた技術的な問題（手なづけられた問題）とは決定的に異なっている」（堂目・山崎, 2022, p.29）ことであるとしている。

これらは、社会課題への技術的アプローチだけでなく、社会的アプローチの必要性や重要性を指摘してい

る。社会課題を社会的に解くということは、必然的に人々の価値観や社会的行為の意味づけや価値づけと密接に関連する。

科学技術リスクを念頭においたトランス・サイエンス的課題は、リスク・マネジメントという政策課題を対象とし、都市交通などの社会問題を念頭においた厄介な問題は、都市政策や社会政策などの政策課題を対象としている。

こうした政策課題に対して、従来の技術官僚モデル（一部の専門家や政府による政策形成）による政策形成プロセスでは、公共政策に対する市民の社会的納得性を醸成することは難しく、科学と政治と社会の協働が求められる。ここに、参加民主主義（participatory democracy）や熟議民主主義（deliberative democracy）が登場する。

熟議民主主義の実践として多様な「対話の場（place of dialogue）」が試みられてきているが、「対話の場」が議会制民主主義を効果的に補完し、現代の民主主義の危機を克服し、民主主義のイノベーション（democratic innovation）となるかどうかは未だ明らかではない。

「対話の場」によって、政策課題に対する新たなプローチが発見され、議会制民主主義を効果的に補完し、民主主義のイノベーションとなるかどうかの最大のポイントは、「対話の場」が「学びの場」＝社会的学習プロセスへ進化・発展できるかどうかである。

科学と政治と社会の協働による「対話の場」が、政策形成プロセス（政策形成の場）に対して市民の意見を効果的に伝達し、政策形成に有効に機能するためには、科学者・専門家も政治家・行政官も国民・市民も多様な「対話の場」の実践による社会的学習（学び）の蓄積が不可欠である（松岡他, 2022:朱・松岡,2024）。

しかし、「対話の場」が社会的学習プロセスへ進化・発展することは容易ではない。

「対話の場」が社会的学習プロセスへ進化することの困難性は、政策形成プロセスにおける「対話の場」の活用に対する深刻な疑問と批判を産み出している。

闘技民主主義からの批判だけでなく、熟議民主主義への懐疑的な見方は、専門知への再依存や技術官僚モデルへの回帰を招くこととなる。しかし、従来の専門知へ回帰し、再び技術官僚モデルに依拠して社会課題の解決策を形成したとしても、そうした公共政策に対する社会的受容性や社会的納得性の醸成は難しく、公共政策の実効性は乏しいというジレンマからは脱却できない。

思えば、2020 年 2 月から 2023 年 5 月に猛威をふるった新型コロナ・パンデミックの 3 年余の経験は、専門知や技術官僚モデルへの過度の依存と過度の不信の間で揺れ動いた 3 年間であった。

また、2022 年 2 月に始まったロシアによるウクライナ侵略戦争や 2023 年 10 月から続くイスラエル・ガザ紛争は、世界は対話的環境にはなく、世界は分断と対立のなかにしか存在し得ないようにも思われる。

分断と対立の世界のなかで、私たちはどのように「対話の場」を形成し、それを「学びの場」＝社会的学習プロセスへ進化・発展させ、多様な人々の間の相互理解と信頼形成を通じた相互尊重を醸成し、分断と対立を「克服する」ことができるのだろうか。

6. 分断と対立と『対話の場』を考える：フランツ・ファノンの『黒い肌・白い仮面』

フランス植民地であった西インド諸島マルティニーク島出身の政治哲学者・精神科医で、アルジェリア独立運動で指導的役割を果たしたフランツ・ファノンは、1961 年に 36 才で白血病で亡くなった。ファノンは、黒人差別の歴史的・文化的根源を植民地主義（帝国主義）に求めた（ファノン, 2020）。

支配者であるフランス人の持つ「植民地化される人たちには無意識のうちに支配に従属したいという願望がある」という植民地観＝差別観に対して、「従属したいという願望を創り出している社会構造に着目しないと、植民地主義を正当化するだけである」と、ファノンは批判した。

さらにファノンは反差別を言うだけでなく、社会の中の差別を産み出し、差別を助長する構造について深く考えた。差別する側も差別される構造があり、差別される側も差別をする構造がある。差別と反差別という構造が、差別の構造と対立の構造であり、差別と対立の構造は怒りと憎悪を拡大再生産すると考えた。

ファノンは、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出さない限り、分断と対立は際限なく連鎖すると考えた。自分たちと違うものに対する恐怖と怒りは、自己と他者の分断と対立を生み、他者に対して世界を閉ざす（排除）という行為は他者の人間性の否定となる。こうした構造に対して諦めること、

あるいは答え（解決策）が出たと思うことは、差別や分断の始まりである。

ファノンは、対立や分断があるから自己が存在するのではなく、自己と他者の違いを認めつつ（相互理解、信頼形成、相互尊重）、共に生きていくためにはどうしたら良いのかを考えなくてはならないことを主張する。他者を受け入れる能力は多様な世界や未来を選択する能力であり、多様な選択ができることが自由であり人間性である。

ファノンの述べる「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出す能力や資質とは、エンパシー能力や「2.5 人称の視点」（柳田, 2005）ではなかろうか。エンパシー能力や 2.5 人称の視点を備え、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から脱却する知識体系を総合知（科学技術・イノベーション基本計画（第 6 次）の総合知は近い概念である）と名づけ、総合知の能力や資質を有する人材を境界知作業者（boundary knowledge worker）と呼ぶことにしたい。

「対話の場」を「学びの場」＝社会的学習のプロセスへ進化・発展させ、相互理解と信頼形成を通じた相互尊重を醸成することで、分断と対立を「克服する」ことを可能にするためには、「対話の場」の多くの参加者が総合知を形成し、境界知作業者となることが必要だと考えられる。

「対話の場」が「学びの場」となり、社会的学習プロセスへ進化する中で、多くの参加者が自己変容し、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出し、エンパシー能力や「2.5 人称の視点」を獲得することが求められている。

7. 会話と対話の違い：「対話の場」と「学びの場」と社会的学習

劇作家で演出家の平田オリザは、会話（conversation）と対話（dialogue）は全く違うとしている。

「会話が、お互いの細かい事情や来歴を知った者同士のさらなる合意形成に重きを置くのに対して、対話は異なる価値観のすり合わせ、差異から出発するコミュニケーションの往復に重点を置く。

対話は、単に自分を他人に紹介することではない。対話は初対面の人間とのみ行われるものではない。ごく親しい人との間でも、異なる価値観のすり合わせが必要となる場合には、対話的なコミュニケーションが要求される」（平田, 2015, p.168-169）。

21 世紀における原子力と社会のあり方を考える際、対話は不可欠であるとの認識は広がっている。

しかし、日本社会において、「対話とは何か」に関する深く広い専門知の蓄積は乏しい。また、対話を可能とするためには、「場」の形成が不可欠であるが、日本における「対話の場」の理論的・実証的研究は乏しい。さらに、原子力などをめぐる「政策対話の場」の形成には、科学と政治と社会の協働が不可欠であり、科学と政治と社会の協働が「対話の場」を「学びの場」へ進化させ、社会課題に対する新たなアプローチの発見に繋がるが、日本における科学と政治と社会の協働に関する学術研究も人材育成もこれからである。

参考文献

アイザックソン,ウォルター（2011）『スティーブ・ジョブズ（上・下)』講談社
堂目卓生・山崎吾郎（2022）『やっかいな問題はみんなで解く』世界思想社
ファノン, フランツ（2020）『黒い皮膚・白い仮面』みすず書房（海老坂武（訳）,新装版,原書 1952 年）
藤永茂（2021）『ロバート・オッペンハイマー：愚者としての科学者』筑摩書房
平田オリザ（2015）『対話のレッスン：日本人のためのコミュニケーション術』講談社
Polanyi, M. (1962) “The Republic of Science: Its Political and Economic Theory”, Minerva, 1(1), pp. 54-73
Rittel, H. W. & M. M. Webber (1973) “Dilemmas in a General Theory of Planning”, Policy Science, 4, pp.155-169
松岡俊二（他）（2022）『未来へ繋ぐ災害対策：科学と政治と社会の協働のために』有斐閣
高野秀行・清水克行（2019）『世界の辺境とハードボイルド室町時代』集英社
柳田邦男（2005）『言葉の力 生きる力』新潮社
Weinberg, A. M. (1972) ”Science and Trans-Science”, Minerva, 10(2), pp.209-222
朱 鈺・松岡俊二（2024）「対話の場と社会的学習：福島における 1F 地域塾の経験から」『アジア太平洋討究』48,pp.65-92

*Shunji Matsuoka[1]
Waseda Univ.

2024年秋の大会

社会・環境部会セッション

「対話の場」から福島の復興と廃炉を考える－2023 年度社会・環境部会賞記念講演

Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

2023 Award Commemorative lecture of Social & Env. Div.

（2）福島特別プロジェクトの活動

(2) Activities of Fukushima support project

*布目礼子

公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

福島特別プロジェクトは、東京電力福島第一原子力発電所事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立ち学会の総力を結集して臨むために、理事会直結の組織として 2012 年 6 月に設立された。地元にとって切実かつ喫緊の課題であった周辺環境の除染作業のサポートや放射線影響に関する分析･助言など現地における活動を行うとともに、住民の早期の帰還を促すために、住民に寄り添い、国や自治体と住民との間のインターフェースの役割を果たす役割を担い、地元にとって有益な情報を分かりやすく発信するなど、地元の役に立つ活動を実施してきた。

2. 福島特別プロジェクトの活動

2-1. 活動の概要

当プロジェクトは、事故直後から「除染技術カタログ Ver.1」や「仮置き場 Q&A」などの作成やシンポジウムの開催など福島県民向けの活動を継続して実施するとともに、その活動状況等について学会誌等を通じて発信してきた。また、これらの活動の経験から「除染・帰還・復興に関する見解」をとりまとめ公表した。さらに、福島県の環境再生プラザへの専門家派遣や南相馬市での稲作試験なども行っている。

2-2. 対話活動

これまでの活動の内、福島県民の方々と直接関与するものとして、以下のようなシンポジウムや地域交流イベントを行ってきた

- 福島市、いわき市などにおいて、１F の状況の説明、オフサイトの環境修復の取り組みなど住民に知ってほしい情報を発信し疑問に答えるシンポジウムを 10 回以上開催。
- 富岡町において住民の声を直接聞くためにテーブルトークを中心とした地域交流イベントを実施。
- 学会の専門性を活かした活動として、福島市内に設置されている環境再生プラザへ説明員を派遣し、来館者の疑問に答えるとともに、どのようなことに懸念や不安を持っているのかを把握することに努め情報発信の際の一助としてきた。
- 直接的な関与ではないが、国や自治体への提言へ地元住民の考えを反映するために住民アンケートも。

3. おわりに

特別復興再生拠点区域内の除染される区域を少しでも拡大していくことが福島の再生、復興には重要であると考えているが、特別復興再生拠点区域以外の帰還困難区域の除染は範囲が限定されていることから帰還困難区域の大部分の避難を解除することは難しい。このような状況の中で、本プロジェクトは、今後も地元の方々の関心・ニーズに応える活動を継続していきたいと考えている。

---

*Reiko Nunome

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Devision

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J_PL] Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue"

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2J_PL03] Discussion

早大レジリエンス研究所所長および同大ふくしま広野未来創造リサーチセンター長を務める松岡氏は、これらの組織を通じて福島第一原子力発電所事故や福島復興について多くの研究と取り組みを図ってきた。特に福島の復興と廃炉に関する「対話の場」＝「学びの場」の形成に関する研究と実践は特筆すべき活動である。本企画セッションではこれらの活動を通じて、同氏が考えてきた科学と政治と社会の協働の課題について講演していただく。キーワードは「Connecting the Dots」、「イノベーション」、「対話の場」、「学びの場」、「社会的学習」。
あわせて原子力学会が取り組んでいる福島特別プロジェクトの活動についても紹介する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Nuclear Fuel Division, Reprocessing and Recycle Technology Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N_PL] Issues and expectations for fuel fieldin "the Nuclear Fuel Cycle"

Chair:Isamu Sato(TCU)

[2N_PL01]

Commentary on fission products making impacts to fabrication, operation and storage of nuclear fuels

*Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

[2N_PL02]

Issues caused by fission products and TRU, and requests to the front-end side

*Yoshinobu Niitsu[1] (1. JNFL)

[2N_PL03]

General discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

核燃料部会、再処理・リサイクル部会　合同セッション

核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待
Issues and expectations for fuel field in "the Nuclear Fuel Cycle"

（1）燃料の製造から運用・貯蔵に影響を与える核分裂生成物の解説

(1) Commentary on fission products making impacts to fabrication, operation and storage of nuclear fuels

*園田　健[1]

[1]電中研

1. 背景

核燃料中に含まれる核分裂生成物（Fission Products：FP）は、ウラン濃縮、燃料製造、燃料性能、原子炉の運用と安全評価、輸送・貯蔵、再処理、処分など燃料サイクルのあらゆる分野に深く関係している。近年の燃料開発では、通常運転時の堅牢性や耐腐食性、過渡時の耐久性、事故時の破損低減、輸送時・貯蔵時の安定性、といった主に燃料被覆管の改良に重きを置かれた開発が行われているが、燃料サイクルとの関わりの視点が減ってきてはいないだろうか。また、核燃料の燃焼から生じる FP や超ウラン元素（TRU）への関心が薄れてきてはいないだろうか。そこで本報告では、核燃料の照射（燃焼）によって生じる FP や TRU が燃料の挙動に及ぼす様々な影響を整理し、解説する。

2. FP および TRU の発生と蓄積

核燃料に利用されている ^{235}U や ^{239}Pu、軽水炉燃料には使用されていない ^{233}U、^{241}Pu、等の核分裂性物質に中性子を当てると、発熱と共に 2 つの原子核に分かれる。この核分裂反応の際に生成される核種を FP と呼ぶ[1]。この反応により中性子が 2〜3 個発生し、それがまた次の核分裂性物質の核分裂反応を発生させることで核分裂反応が継続する。加えて、放射線環境下では天然に存在する原子番号 92 より小さい元素に加えて、U や Pu が中性子を捕獲した後に β 崩壊が起こることにより原子番号が 93 以降の元素が発生する。この元素を TRU と言い、特に ^{237}Np、^{244}Cm、^{241}Am 等は核分裂性物質でもある。このように核分裂反応で形成される FP や TRU は核分裂反応（燃焼）が進むにつれて燃料内に蓄積する。

核分裂反応により FP は図 1[2,3]のように質量数 90 と 140 付近のピークを中心として軽めと重めの核種が形成されるが、その元素の特徴は大きく分けて表 1 のように分類される[4, 5]。いわゆる、安定的に酸化物となって存在する元素と元素単体で存在する元素、そして不活性ガス元素である。また蓄積の仕方も燃料と固溶する元素もあれば、混合酸化物、金属析出物となる元素もある。また揮発性、腐食性の元素も存在する。

これらの FP が燃料に蓄積することで、燃料の運用時や貯蔵時、事故時に様々な影響が発生する。以下の節で代表的な影響を解説する。

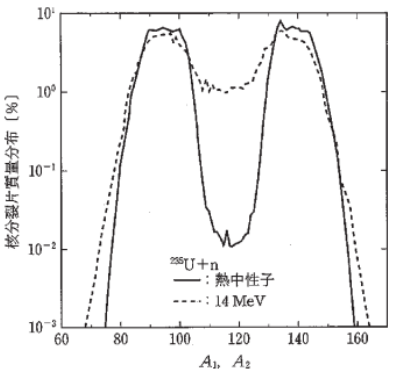


図１　^{235}Uの核分裂片質量分布[2,3]

分類	核種	半減期	放射能量*（Bq/tU）
揮発性 FP	^{85}Kr	10.8y	4.8×10^{14}
	^{129}I	1.57×10^{7} y	1.6×10^{9}
準揮発性 FP	^{90}Sr	28.8 y	3.5×10^{15}
	^{134}Cs	2.06 y	2.4×10^{15}
	^{137}Cs	30.1 y	4.9×10^{15}
非揮発性 FP	^{93}Zr	64.0 d	8.4×10^{9}
	^{93}Nb	35.0 d	1.8×10^{10}
	^{99}Tc	2.11×10^{5} y	6.5×10^{11}
	^{106}Ru	1.02 y	1.6×10^{15}
	^{121}Sn	129 d	1.3×10^{10}
	^{125}Sb	2.76 y	1.4×10^{14}
	^{144}Ce	285 d	1.4×10^{15}
	^{147}Pm	2.62 y	2.5×10^{15}
	^{151}Sm	90 y	1.4×10^{13}
	^{154}Eu	8.95 y	2.0×10^{14}
	^{155}Eu	4.76 y	9.8×10^{13}
燃料	^{235}U	7.04×10^{7} y	9.1×10^{8}
	^{238}U	4.47×10^{9} y	1.1×10^{10}
TRU	^{237}Np	2.14×10^{6} y	1.6×10^{10}
	^{238}Pu	87.7 y	1.6×10^{14}
	^{239}Pu	2.41×10^{4} y	1.5×10^{13}
	^{240}Pu	6564 y	2.2×10^{13}
	^{241}Pu	14.4 y	5.5×10^{15}
	^{241}Am	432 y	4.6×10^{13}
	^{243}Am	7370 y	1.0×10^{12}
	^{242}Cm	163 d	5.0×10^{12}
	^{244}Cm	18.1 y	1.2×10^{14}

*炉型:PWR，濃縮度:4.5%，燃焼度:45,000MWd/t，冷却期間:4 年

表１　核分裂で生成する主なFPとTRU核種[4]

*Takeshi Sonoda[1]

[1]CRIEPI

3. 燃料挙動に影響を与える FP および TRU

3-1. 燃料運用（照射）時

(a) FP 生成による炉心運転への影響[6]

^{135}Xe は非常に大きな熱中性子断面積を持ち、比較的多量に生ずる核分裂生成物である。直接核分裂生成物として生じる他に ^{135}I のベータ崩壊生じる。運転中の原子炉が急に停止すると核分裂反応により生成される ^{135}Xe の生成は止まるが、体系中にある ^{135}I の崩壊により継続的に ^{135}Xe が生成される。そのため、炉の停止後は初めのうち ^{135}Xe の原子密度が増加し、その後は半減期（～9.2 時間）に従い崩壊し消滅する。ここで ^{135}Xe は強力な中性子捕獲物質であるため、^{135}Xe 濃度が増加する間は原子炉の負の反応度が上昇する。それにより原子炉を停止してある程度の時間（30～40 時間）は再起動することが難しい状態になる。これを原子炉の再起動不能時間と呼ぶ。この ^{135}Xe の蓄積は急激な停止を避けることで小さくできる。また運転中に出力変動を起こすと、それにより炉心内で局所的に ^{135}Xe の濃度が変動するため、燃焼に不安定性が生じる。この現象を Xe 振動と呼び、これを防ぐために制御棒の操作などの処置をとる必要がある。

(b) FP ガス放出による燃料棒内圧の上昇[7]

燃料の燃焼が進むに従い FP が発生し燃料内に蓄積される。FP の中でも希ガスである Kr, Xe は燃焼履歴（線出力、温度）に従い、一部がペレット外に放出され、被覆管内のプレナム部に蓄積される。軽水炉燃料の場合、商用炉で現在利用される燃焼度レベルでは、FP 生成量の数パーセントが放出されても問題ないようにプレナム体積が設計されている。しかし、近年は更なる高燃焼度化が志向されており、もし FP ガス放出量が著しく増える場合は、幾つかの不具合が連鎖的に発生する可能性がある。いわゆる FP ガス放出による燃料棒内圧の上昇と、それによるペレットと被覆管の間隔の増加（リフトオフ現象）、そしてそれによる熱伝導性能の低下によるペレット温度の上昇、そしてそれが更なる燃料棒内圧の上昇を起こす、といった不具合である。これを防ぐには、出力の適切な運用と、体系的に単位体積当たりの燃料棒密度を増やすことが考えられる。

(c) 腐食性 FP による PCI 破損の発生[8]

原子炉の起動時、または出力変動時はペレットの熱膨張や収縮によりペレットに亀裂が発生したり、ペレットと被覆管が接触する可能性がある。その際に被覆管に応力が負荷されると共に、ペレット内に蓄積された腐食性 FP である Cs や I が被覆管内面と作用して、そこが亀裂発生の起点となり、被覆管内面から外面に向けて亀裂が進展する現象がある。これを PCI 破損とよび、原子力発電での負荷追従運転を検討する際の課題の一つと考えられている。この PCI 破損の低減には大粒径燃料や添加物燃料の適用、または Zr ライナーの適用などが有効と考えられている。

(d) MOX における He 放出[7]

MOX は核分裂性物質である ^{239}Pu が添加されている。^{239}Pu は燃焼時のみならず貯蔵時においても α 崩壊するため、MOX を長期に渡り貯蔵する、または燃焼度を増加させると、ウランにおける FP 蓄積に加えて多量の He が蓄積されることになる（ウランより 2 桁増）。これはペレット特性や(b)で述べた被覆管内圧の上昇に影響を与えると考えられ、MOX の燃焼度延伸に対する壁の一つとなっている。

3-2. 燃料貯蔵時

(a) 被覆管中の水素化物の再配向[9]

照射時の冷却材の放射線分解によって生成した水素の一部は被覆管に吸収され固溶する。乾式貯蔵時に、FP ガスの放出等で燃料棒内圧が高くなり被覆管の周方向応力（フープ応力）が大きい状態で、崩壊熱の減少によって燃料温度が低下する場合、被覆管に固溶していた水素が水素化物として半径方向に再配向し、水素脆化が進む可能性がある。これに対応するには乾式貯蔵時の燃料温度を調整または被覆管の耐水素吸収特性を強化する必要がある。

3-3. 事故時

(a) 冷却水喪失事故（LOCA）時の燃料粉砕・移動・放出（FFRD）挙動[10]

原子炉にて LOCA が発生した場合、燃料の有する崩壊熱により炉内の冷却水が水蒸気になり、同時に燃料温度も急上昇する。その後、燃料棒の内圧が上昇し、ある部分でバルーニングが発生し、燃料バーストが発生する。その際に、被覆管内のペレットは粉砕し、バルーニングの際に被覆管内を移動し、最終的にはバースト時に形成された破損口から燃料が放出されることになる。本挙動のメカニズム解明には、燃料ペレット中の FP 分布と、加熱時の FP 分布と微細組織変化、加熱時（過渡時）の FP ガス放出とそれによる内圧増加、そして燃料棒の軸方向の FP ガスの透過性が重要になる、と米国 NRC は考察しており、今後、メカニズム解明が望まれている。

3-4. 再処理時[11,12]

燃料を再処理した場合、Pd 等の金属 FP は硝酸に溶けない。そのため、ガラス固化をする際に白金族 FP（Pd, Ru, Rh）が入ることでガラスの電気抵抗が低下し、溶融化ガラスは高粘性化する。その結果、通電によるジュール加熱の不調やガラス流下性低下・不調・閉塞などの事象が発生し、ガラス固化プロセスの連続運転が出来なくなる。本件については、白金族 FP の吸着法や、白金族 FP の有効利用法などの研究が様々な研究機関で行われている。

4. 燃料挙動を評価する際に用いられる FP および TRU[13]

核分裂反応により生成され、燃料内に蓄積される FP や TRU は、燃料棒の局所燃焼度を評価する際の指標として利用される。例えば、^{148}Nd は中性子断面積が小さく、且つ燃料内の移動が少ないことが知られており、燃焼度の評価に用いられている。また、軸方向の燃焼度分布については ^{134}Cs や ^{137}Cs が用いられる。また、この ^{134}Cs と ^{137}Cs の比は照射中の燃料温度の勾配に関する評価に用いられる。他にも、燃料の最終サイクルの出力の大小を検証するための指標として短半減期の Zr 同位体等を用いる、MOX と UO_2 を分離するために Xe と Kr の比（Xe/Kr　大：MOX、小：UO_2）を利用する、などが挙げられる。

貯蔵中の使用済燃料の崩壊熱については、貯蔵初期は FP が崩壊熱の大半（90%以上）を占め、また、貯蔵期間が長くなるに従い FP の崩壊熱に占める ^{90}Sr→^{90}Y, ^{137}Cs→^{137m}Ba の寄与が増加する（燃焼度に依存するが 20 年冷却で 90%以上を占める）。

5. まとめ

燃料を健全に、且つ経済的に使用するには、核分裂反応により生成される FP や TRU が燃料挙動に及ぼす影響を把握し、適切な対策を検討する必要がある。また、今後の燃料サイクルを発展させるには、この FP や TRU についても多方面の影響を検討し、開発を行うことが肝要と思われる。

[参考文献]

[1]環境省ホームページ：https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-02-03.html
[2]多田将、「放射線について考えよう」第 10 章、https://radiation.shotada.com/chapter/10/
[3]K. Shibata, T. Kawano et al.,"Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDLE-3.3",J. Nucl. Sci. Technol. 39.1125 (2002).
[4] 森山裕丈、エネルギー・資源　Vol.35 No.2 (2014) URL: https://www.jser.gr.jp/wp-content/uploads/2020/12/201403_SI2.pdf.
[5] 原子力ハンドブック編集委員会；原子力ハンドブック(2008)、オーム社.
[6] 武田充司、仁科浩二郎、ラマーシュ　原子炉の初等理論（下）(1995)、p702-713、吉岡書店.
[7] OECD/NEA, "Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition", OECD 2012, NEA No. 7072, p36-37. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14782/nuclear-fuel-safety-criteria-technical-review?details=true
[8] OECD/NEA, "Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition", OECD 2012, NEA No. 7072, p40. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14782/nuclear-fuel-safety-criteria-technical-

review?details=true
[9] Q. Auzoux et al., “Hydride reorientation and its impact on mechanical properties of high burn-up and unirradiated cold-worked stress-relieved Zircaloy-4 and Zirlo™ fuel cladding”, J. of Nucl. Mater. Vol. 568 (2022), 153893.
[10] M. Bales, A. Chung et al., “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup”, RIL 2021-13 (2021).
[11] T. Usami et al., Proc. of Global 2015, Pape 5186 (2015).
[12] K. Uruga et al., Proc. of Global 2015, Pape 5191 (2015).
[13] A. Sasahara, T. Matsumura et al., J. of Nucl. Sci. and Tech., Vol. 45, No. 4, p313-327 (2008).

2024年秋の大会

核燃料部会、再処理・リサイクル部会　合同セッション

核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待
Issues and expectations for fuel field in “the Nuclear Fuel Cycle”

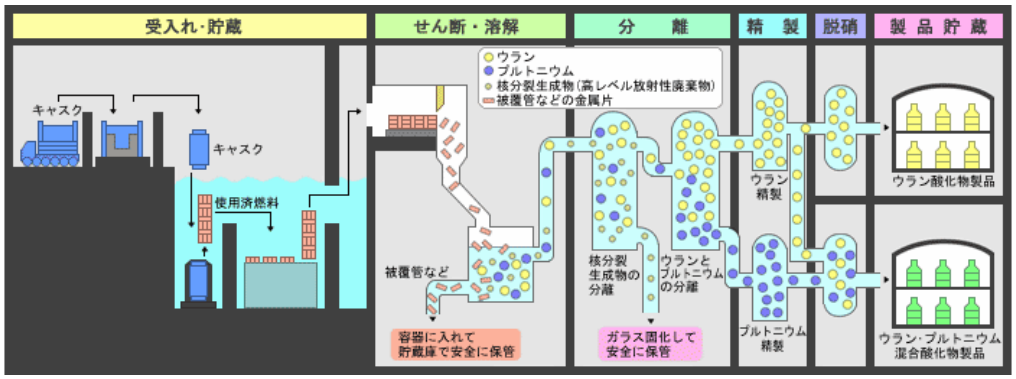
（２）再処理工程上、FP や TRU によって引き起こされる課題やフロントエンド側への要望

（２）Issues caused by fission products and TRU, and requests to the front-end side

新津　好伸 [1]
[1] 日本原燃株式会社

１．はじめに

我が国では、原子力発電所で使用した核燃料（以下、使用済核燃料）を再処理し、分離・回収したプルトニウム を用いてＭＯＸ 燃料として、軽水炉で使用するプルサーマル計画を推進している。今後、六ヶ所再処理工場の操業開始に伴い、ＭＯＸ粉末が製造され、ＭＯＸ燃料工場で燃料としたのち、国内の原子力発電所で使われる。また、使用済核燃料から分離された核分裂生成物（以下、ＦＰ）や超ウラン元素（以下、ＴＲＵ）は、ガラスと混合することによりガラス固化体を製造し、高レベル放射性廃棄物として最終的には地層処分される。



六ケ所再処理工場の工程

２．再処理工場、ＭＯＸ燃料工場の運転

使用済核燃料を再処理する場合には、原子力発電所に装荷する前の燃料組成、発電中の照射履歴、発電後の冷却期間により、使用済核燃料中のウラン、プルトニウムだけでなく、ＦＰやＴＲＵ等の組成が異なるため、これらを考慮する必要がある。具体的には、ＭＯＸ燃料、ガラス固化体には、それぞれに製品としての仕様が定められているため、後工程となるＭＯＸ燃料工場、地層処分を意識して、それらを満たすことが必要である。

さらに 2018 年 7 月 31 日の原子力委員会決定「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」に示されているとおり、我が国のプルトニウム保有量を減少させるため、プルトニウムの需給バランスを確保し、再処理から照射までのプルトニウム保有量を必要最小限とし、再処理工場等の適切な運転に必要な水準まで減少させることが求められている。再処理工場、ＭＯＸ燃料工場では、上記の製品仕様を満たすことに加え、それぞれの工場の特徴や能力を踏まえて、実際の運転をすることになる。

再処理工場、ＭＯＸ燃料工場の安定運転は、核燃料サイクルを回していくために極めて重要であるため、再処理工場、ＭＯＸ燃料工場が本格的な操業となる前に、あらためて両工場を運転していくうえで考慮すべき点について、核燃料部会、再処理・リサイクル部会の本合同セッションで皆様と共有することとしたい。

*Yoshinobu Niitsu[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Ltd.

Planning Lecture | Joint Session：Nuclear Fuel Division, Reprocessing and Recycle Technology Division

Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N_PL] Issues and expectations for fuel fieldin "the Nuclear Fuel Cycle"

Chair:Isamu Sato(TCU)

[2N_PL03] General discussion

再処理あがりのウラン製品とMOX燃料用のウラン・プルトニウム製品を供給する再処理分野と、これを受けて燃料を製造する核燃料製造分野においては、今後、核燃料サイクルの本格稼働に向けて、連携を強くしていくべきではないかと考えます。再処理分野においても、燃料製造分野においても、その実現を難しくするのは、核分裂で発生する核分裂生成物（FP）とウランなどの核種の中性子吸収などにより発生する超ウラン元素（TRU）であるといえます。まずは広く浅く両者の状況を理解することを目的として、議論を行い、今後の更なる相互理解へつなげていきたいと考えています。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:00 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I10-10] Nuclear Plant Component

Chair:Chiaki Kino(IAE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I10]

Lightweight design of BWR control rod velocity limiters by additive manufacturing

*yasuaki hadame[1], Masashi Aizawa[1], Mitsuharu Nakamura[2], Kenjiro Katayama[2], Tomonori Abe[2], Yoshinori Yoshinori[2], Keiji Matsunaga[2] (1. TOSHIBA, 2. TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

Additive Manufacturing による BWR 制御棒 落下速度リミタの軽量設計

Lightweight design of BWR control rod velocity limiters by additive manufacturing

*甚目 靖明[1]，相澤 政史[1]，中村 光晴[2]，片山 健二郎[2]，阿部 友紀[2]，片山 義紀[2]，松永 圭司[2]
[1](株)東芝 生産技術センター，[2]東芝エネルギーシステムズ(株)

Additive Manufacturing(AM)は 3D プリント技術として広く知られ、従来手法では不可能であった中空形状の造形を可能とする。この AM 技術適用を前提として BWR 制御棒 落下速度リミタの軽量設計を行った。

キーワード：AM，Additive Manufacturing，Type316L，トポロジー最適化，BWR 制御棒

1. 緒言

BWR 制御棒の制御能力の向上および寿命を延長させる方法の一つとして、中性子吸収材の装填量を増加させることが挙げられるが、制御棒全体の質量には上限があることから、並行して構成部品の軽量化が必要となる。軽量化の余地が大きいと考えられる部品として、ステンレス鋳鋼製の落下速度リミタがある。落下速度リミタの性能を損なわないように外形状を維持しながら軽量化するためには、肉厚の中実部の中空化が効果的であり、このような中空構造物の造形には AM 技術の活用が有効と考えられる。そこで、AM による造形性を考慮しつつ、中実部を中空化することで落下速度リミタの軽量設計を行った。

2. 軽量設計方法

密度法に基づくトポロジー最適化[1]により落下速度リミタの軽量設計を行った。材料は Type316L とし、荷重条件は国内プラントのノーバッファスクラム条件と地震時スクラム条件とした。また、落下速度やスクラム速度といった流体特性を維持するため、落下速度リミタの外形状を維持する制約条件を追加した。トポロジー最適化により落下速度リミタの内部構造を適正化するとともに、AM による造形性や後工程を考慮した形状修正を行った。

3. 結果

図１に BWR 制御棒落下速度リミタの初期形状、トポロジー最適化後の形状、及び軽量化形状を示す。トポロジー最適化により得られた骨格構造(図中黄色部)をベースに、AM による造形性や後工程を考慮した形状修正を行った(図中青色部)。落下速度リミタ上半部の薄板部分は、内部に筋交い構造を残すことで強度を担保しつつ、大幅な軽量化を実現した。また、落下速度リミタ下半部の傘部は、上半部の筋交い部分から下方外周部に繋がる経路を残す形で大幅な軽量化を実現した。これら軽量化により、中実の初期形状から約 50%質量を削減できる見込みを得た。

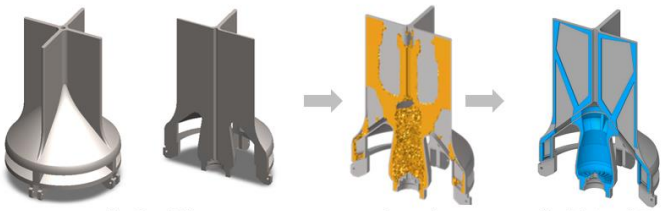


図１ 制御棒落下速度リミタの初期形状と軽量化形状

4. 結論

従来の BWR 制御棒 落下速度リミタの外形状を維持しつつ、トポロジー最適化による中空化及び AM 造形性を考慮した形状検討を行うことにより、落下速度リミタの性能を損なわず約 50%の軽量化の見込みを得た。

参考文献

[1] Gebisa, A, W. and Lemu, H. G. (2017), IOP Conf. Ser.: Mater. Sci. Eng., 276 012026

---

*Yasuaki Hadame[1], Masashi Aizawa[1], Mitsuharu Nakamura[2], Kenjiro Katayama[2], Tomonori Abe[2], Yoshinori Katayama[2] and Keiji Matsunaga[2]

[1]Toshiba Corporate Manufacturing Engineering Center, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D10-12] Experiment Analysis 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D10]

Neutronic Analysis of the Burnability of Geo-Reactor in the Proto-Earth Period

*Yuma Okawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D11]

Study on distortion of power distribution using Gelbard's problem

*Keita Yoshikawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D12]

Kinetics analysis based on reactivity change mechanism obtained by Monte Carlo and CFD calculation for Windscale Works criticality accident

*Kodai Fukuda[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原始地球における Geo-Reactor の燃焼可能性に関する中性子工学的解析

Neutronic Analysis of the Burnability of Geo-Reactor in the Proto-Earth Period

*大川 友悠馬[1]，高木 直行[1]

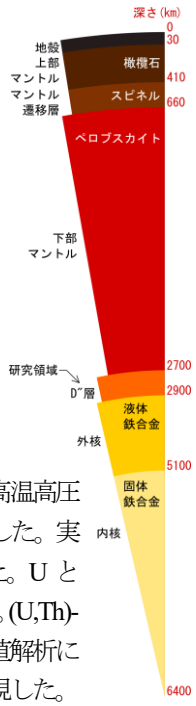
[1]東京都市大学

本研究では、惑星分化直後の 45 億年前に下部マントル最下部の D”層で核分裂連鎖反応が生じ、地球原子炉 Geo-Reactor が成立した可能性を臨界解析により調べると共に、燃焼計算によって臨界の持続性を検討する。

キーワード：ジオリアクター、原始地球、MVP、臨界性、燃焼

1. 緒言

地球深部で生じる天然原子炉 Geo-Reactor は 1993 年に J.M. Herndon により提案された[1]。このモデルでは重力によってコアの中心に重元素が集まると仮定している。対して、これは殆どの地球科学モデルと矛盾し、さらに R.J. Meijer は Geo-Reactor がコア-マントル境界(CMB)に形成される可能性を指摘した[2]。近年では、U が下部マントルの主要鉱物であるペロブスカイトと非相溶性であることや[3]、Al に富む Ca ペロブスカイト(Al-CaPv)が最大で 35 wt%の UO_2 を含有できることが実験で示された[4]。これらは、原始地球の D”層で U-235 同位体比の高い U が Al-CaPv に選択的に濃縮され、Geo-Reactor を形成する可能性を示唆する。しかし、U を含んだ領域の臨界性は、M. Ravnik らによってコアやマントルの平均的な物質でしか検討されてこなかった[5]。そこで本研究では最新の高温高圧科学に基づいて、Al-CaPv と U,Th の混合相(U,Th)-Al-CaPv の臨界・燃焼解析を行い、D”層で Geo-Reactor が長期間燃焼した可能性を検討した。



2. 解析手法

分化終了は地球誕生から 0.5 億年以内とし、U-235 同位体比は 45 億年前時点の 23.287%とした。D”層の高温高圧条件における不明な鉱物相は、54 GPa での MAP 実験の結果[4]から変化せず、(U,Th)-Al-CaPv であると仮定した。実験で用いられた初期の混合相と、圧縮後に変化した鉱物相の両方を満たすモル濃度を化学量論的に設定した。U と同様の特性で Al-CaPv に取り込まれる Th の割合も考慮した。密度は常圧から 25%圧縮を受けると仮定した。(U,Th)-Al-CaPv 中の UO_2+ThO_2 割合と、UO_2+ThO_2 に占める ThO_2 の割合(Th 率)をパラメータとし解析した。数値解析には輸送計算コード MVP[6]を、核データには JENDL-4[7]を用いた。また、無限体系を用いて体系のサイズを無視した。

3. 結果と考察

Th 率 0%では 16 wt%以上の UO_2 割合で臨界となり、Al-CaPv の UO_2 含有限界である 35 wt%では、Th 率 23%以下が臨界条件である（図 1）。また現在の地球の発熱量から、原始地球 D”層の総熱出力を 200TW と仮定し算出した出力密度 1 mW/kg では、7000 万年間燃焼が可能である（図 2）。U-235 の中性子捕獲でできる U-236 が崩壊して Th-232 が生成され臨界性は低下する。Pu-239 は生成後すぐ燃焼・崩壊し平衡に達している。

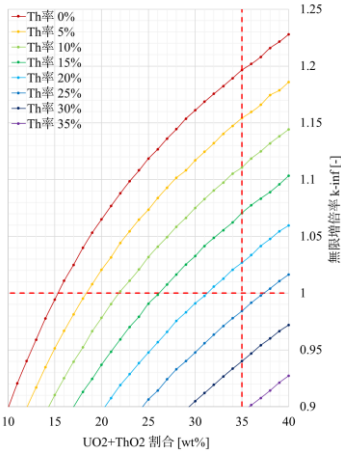


図1 UO_2+ThO_2 割合と無限増倍率の関係
(Th 率0～35%, 温度3000 K)

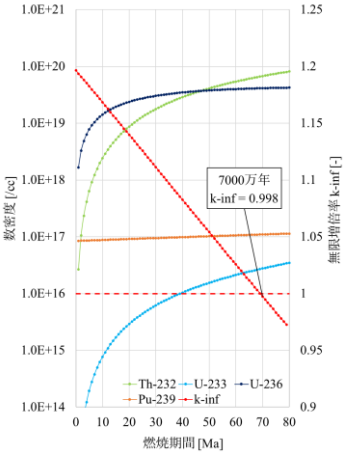


図2 燃焼期間と数密度および無限増倍率の関係
(Th 率0%, 出力密度1 mW/kg, 温度3000 K)

4. 結論

Th の含有をほとんど許さない条件に限り、原始地球の D”層で Geo-Reactor が成立することを示した。燃焼計算では、長期間に渡って臨界が持続できることを導いた。

参考文献

[1] J. Marvin Herndon, 1993, “Feasibility of a Nuclear Fission Reactor at the Center of the Earth as the Energy Source for the Geomagnetic Field”, Journal of geomagnetism and geoelectricity, Volume 45, Issue 5, p. 423-437.
[2] R.J. Meijer, 2008, “The feasibility and implications of nuclear georeactors in Earth’s core–mantle boundary region”, South African Journal of Science, Volume 104, p. 111-118.
[3] Elise Knittle, 1998, “The Solid/Liquid Partitioning of Major and Radiogenic Elements at Lower Mantle Pressures: Implications for the Core-Mantle Boundary Region”, Geodynamics Series, The Core - Mantle Boundary Region, Volume 28, p. 119-130.
[4] Steeve Gréaux, et al., 2009, “Experimental high pressure and high temperature study of the incorporation of uranium in Al-rich CaSiO3 perovskite”, Physics of the Earth and Planetary Interiors, Volume 174, Issue 1-4, p. 254-263.
[5] M. Ravnik and R. Jeraj, 2005, "Criticality analyses of regions containing uranium in the Earth history." Kerntechnik 70, p. 146-152
[6] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai, T. Mori, 2017, "MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods" JAEA-Data/Code 2016-018.
[7] K. Shibata, et al., 2011, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48(1), p. 1-30.

*Yuma Okawa[1], Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City Univ.

Gelbard の問題を用いた出力分布の歪みに関する検討

Study on distortion of power distribution using Gelbard's problem

*吉川　敬太[1]，千葉　豪[1]，辻田　浩介[2]，三輪　周平[2]
[1]北大，[2]原子力エンジ

Gelbard の問題を基に、より実際の軽水炉に近い炉心体系を構築し、1 次元炉心と 2 次元炉心において出力チルトが発生する条件を考察することで、軽水炉実機で見られる出力チルトの発生メカニズムについて検討を行った。

キーワード：軽水炉、出力チルト、Gelbard の問題

1. 背景・目的　軽水炉を運転する際には、炉心水平方向の出力チルト（歪み）が一定の範囲内に収まるように制御が行われている。出力チルトの発生要因は様々なものが考えられており、本研究はその発生メカニズムについて、Gelbard の問題[1]を用いて検討することを目的とする。Gelbard の問題は、燃料、吸収材、減速材からなる非対称な単位セルが複数配置された特殊な炉心において、出力分布に大きなチルトが発生するというものである。本研究では Gelbard の問題を基に、より実際の原子炉に近い炉心体系を構築し、一次元炉心と二次元炉心において出力チルトが発生する条件について考察し、軽水炉実機で見られる出力チルトの発生メカニズムについて検討を行った。

2. 一次元平板体系における検討　全長 1.0cm の単位セルを想定し、この単位セルを 40 個並べた炉心を設定した。単位セルの構造は、中心に燃料を、その左右両側に同一長さの減速材を配置したものとし、燃料領域右側の減速材の一部における高速中性子吸収断面積Σ_fと熱中性子吸収断面積Σ_tを変化させ、発生する出力チルトの大きさについて評価した。出力チルトの大きさは、炉心中心より左半分の出力の合計値を P1、右半分の出力の合計値を P2 としたときの(P1-P2)/(P1+P2)として定義した出力分布のオフセット(PO)を用いて定量的に評価した。図 1 に、Σ_f、Σ_t、PO の関係を示す。Σ_fが 10[/cm]であるとき、Σ_tが増加してある値を超えたときに PO の符号が反転した。これは、単位セル内におけるΣ_fの偏りが大きい場合には、燃料領域から減速材領域に移動する高速中性子の量が減少し、Σ_tの偏りが大きい場合には、減速材領域から燃料領域に移動する熱中性子の量が減少することで、燃料領域に移動する熱中性子の量が燃料領域左側境界と右側境界とで不均等になるためであると考えられる。

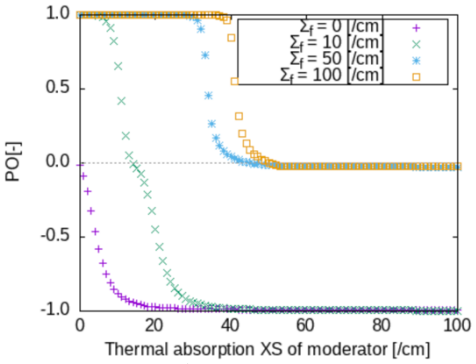


図 1:一次元平板体系でのΣ_f、Σ_t、PO の関係

3. 二次元体系における検討　一次元体系での検討結果を基に、0.2cm 四方の領域を 5×5 に配置した単位セルを 40×40 個並べた炉心を設定した。単位セルの構造は、5×5 領域の中心の 1 領域に燃料を、それ以外の領域に減速材を配置したものとし、そのうち一部の減速材におけるΣ_tを変化させるものとした。それぞれの単位セル構造、Σ_tにおける PO を算出し、発生する出力チルトの大きさについて評価した。図 2 に、ある体系における熱中性子束分布を示すが、体系内で熱中性子束分布に偏りが発生していることが分かる。さらに、出力チルトは一次元平板体系同様、Σ_tの増加に伴って大きくなった。以上の結果より、二次元体系においても、中性子吸収断面積が単位セル内で偏ることにより出力チルトが発生する可能性があると考えられる。

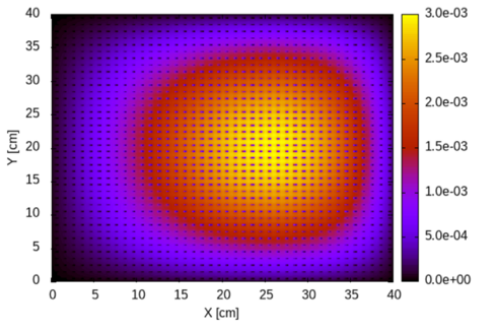


図 2:二次元炉心体系での熱中性子束分布の例

参考文献　[1] Ely M. Gelbard, Richard Lell, NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING: 63, 9-23 (1977)

---

*Keita Yoshikawa[1], Go Chiba[1], Kosuke Tsujita[2], Shuhei Miwa[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NEL

CFD-MC 計算結果に基づく反応度変化傾向を考慮した Windscale Works 臨界事故を対象とする動特性解析

Kinetics analysis based on reactivity change mechanism obtained by Monte Carlo and CFD calculation for Windscale Works criticality accident

*福田 航大
JAEA

Windscale Works 臨界事故における臨界シナリオを明らかにすることを目的として、混相流 CFD 計算、モンテカルロ中性子輸送計算、一点炉動特性計算を順に実施した。その結果、過去に報告されている核分裂数と一致する条件が存在することが示され、臨界シナリオ特定に重要な知見が得られた。

キーワード：臨界事故解析, CFD 計算, モンテカルロ計算, 動特性解析, マルチフィジックス

1. 緒言

過去に起きた臨界事故のシナリオ（反応度変化の機構や生じた核分裂数）を特定することは核燃料プロセス施設の臨界安全性向上のために重要である。Windscale Works 臨界事故（英国、1970 年）は、プルトニウム濃度や密度が異なる水溶液と有機溶媒が混合したことで発生した[1]。先行研究[2][3]によって臨界シナリオ特定に資する知見が着実に蓄積されてはいるものの、流体力学的な不確かさの大きさが障壁となり、正確な臨界シナリオの特定には至っていない。本研究では、多相 CFD 計算やモンテカルロ中性子輸送計算を活用し、当事故の臨界シナリオ、特に反応度変化の機構を明らかにすることを目的とする。

2. 方法

公開文献の記述に基づき、事故当時の状況を可能な限り模擬する CFD 計算を、VOF 法に基づく多相ソルバ multiphaseInterFoam（OpenFOAM）を用いて実施した。乱流モデルには LES、k 方程式モデルを用いた。体系は 5 度の 3 次元楔形であり、メッシュ依存性解析に基づきメッシュ数は 2,470,500 とした。次に、CFD 計算で得られる時間・空間依存の物質分布（有機溶媒、水溶液、空気の体積存在比分布）を用いたモンテカルロ中性子輸送計算を Serpent2 にて実施した。断面積ライブラリには JENDL5 を用いたが、計算メモリの制限から TSL は考慮されていない。得られた反応度変化の傾向を溶液系臨界事故解析コード AGNES2 の入力とし、一点炉動特性計算を実施して核分裂数を求めた。

3. 結果

図 1 に CFD 計算で得られた物質分布の例を示す。白色が有機溶媒、青色が水溶液、赤色が空気に概ね相当する。水溶液流入前にはそれぞれが分離しているが、流入中には複雑な物質分布となっている。続いて、図 2 には実効増倍率が臨界近傍にて約 1.6 秒の周期で波状に変化（振動）している様子を示している。これは流体の周期的な空間分布変化に起因している。この結果を基に、反応度が正弦関数的に変化すると仮定して実施した動特性計算の結果得られた核分裂数を図 3 に示す。ここでは最大過剰反応度、反応度が印加される周期数をパラメーターとしている。過去のレポート[1]では当事故で約 10^{15} の核分裂数が生じたとされているが、図 3 より核分裂数がその程度となっている条件が存在することが示されている。以上より、Windscale Works 臨界事故が流体の分布変化に起因する波状の反応度変化に支配された可能性があることが示唆され、臨界シナリオの特定に重要な知見が得られた。

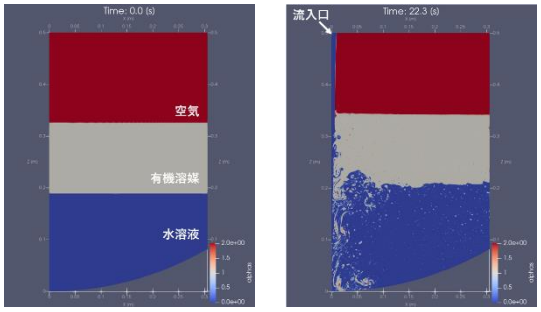


図 1　有機溶媒・水溶液・空気の分布
（左：水溶液流入前、右：流入中）

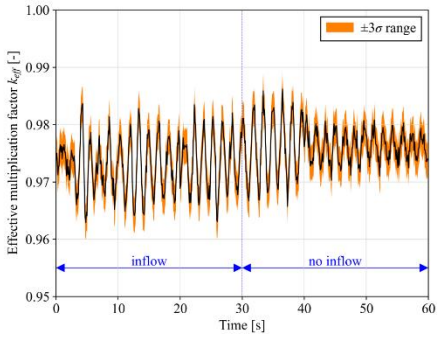


図 2　実効増倍率の時間変化

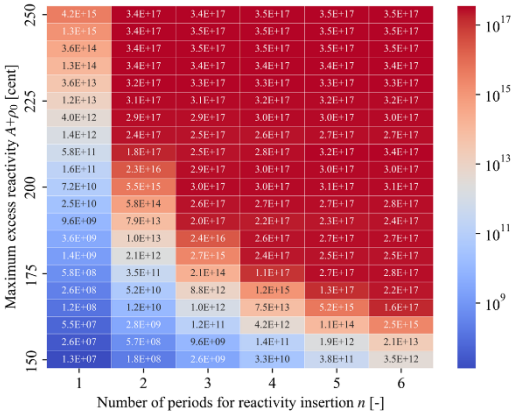


図 3　波状反応度変化時の核分裂数

参考文献

[1] T. P. McLaughlin et al., LA-13638 (2000). [2] E. Sayce et al., ICNC2023 (2023).
[3] J. T. Daniels et al., *Prog. Nucl. Energy*, 169, 105046 (2024).

*Kodai Fukuda
Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K09-11] 1F Waste 5

Chair:Akira Tsutsumiguchi(Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K09]

Thermal analysis of ferrocyanide compound in the presence of water vapor and evaluation of various migration behaviors

*KOKI Nakahara[1], Yuki Oiwa[1], Isamu Sato[1], Yasutomo Tajiri[2], Tosiro oniki[2], Haruaki Matsuura[1] (1. tokyo city univercity, 2. IHI Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K10]

Behavior of crystalline silicotitanate (CST) sorbent through long time flow

*Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K11]

Neodymium adsorption characteristics on crystalline silicotitanate (CST) sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Masafumi Kubota[2], Yasuhiro Suzuki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

フェロシアン化合物の水蒸気共存下熱分析及び核種移行挙動の評価

Thermal analysis of ferrocyanide compound in the presence of steam and evaluation of migration behavior of cesium

*中原滉基[1]、大岩祐毅[1]、佐藤勇[1]、田尻康智[2]、鬼木俊郎[2]、松浦治明[1]
[1]東京都市大学、[2]株式会社 IHI

抄録　福島第一原子力発電所より発生する水処理二次廃棄物に対し、その構成成分等をもとに各雰囲気下（Ar, 水蒸気）における熱分解処理時の基礎的な分解挙動と核種の移行挙動を推定した。

キーワード：中間処理技術、水蒸気共存、ガス分析、広域 X 線吸収微細構造、セシウム（Cs）

1. 緒言

中間処理技術は、放射性廃棄物を固化体形状とすることなく、保管時の潜在的リスク低減と保管量の減容化を目的としており、今後決定される処分方法に対して柔軟に対応することが可能と考えられる。そのため、放射性廃棄物を安全に保管しておくために、中間処理を行っておくことも一つの方策であり、処理技術の技術オプションの拡大に繋がるものといえる。そこで、福島第一原子力発電所の滞留水中のセシウム（Cs）吸着に用いられているフェロシアン化合物[1]を対象に、水蒸気共存させた条件下での熱分解技術の適用性を確認するため、熱力学的な基礎データを取得した後の残渣に対して XAFS 評価を行った。

2. 実験内容

フェロシアン化合物は不溶性フェロシアン化コバルト（$K_2Co[Fe(CN)_6]$）である。$K_4[Fe(CN)_6]$溶液と $CoCl_2$ を混合して $K_2Co[Fe(CN)_6]$の沈殿を作製し用いた。模擬核種の Cs は CsCl 溶液に $K_2Co[Fe(CN)_6]$を浸漬させ K と Cs をイオン交換することで吸着させた。作製試料をあいちシンクロトロン光センター BL5S1 にて Cs-L3 吸収端について蛍光法で XAFS 測定した。TG-DSC を用いて Ar 雰囲気と水蒸気雰囲気、昇温温度 10℃/min、1000℃の条件で加熱を行い、加熱後試料の XAFS 測定を行った。

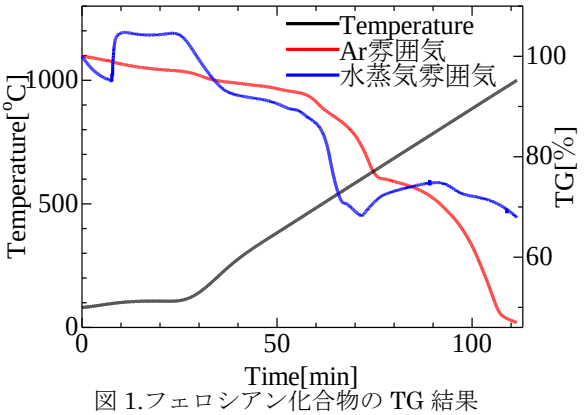


図 1.フェロシアン化合物の TG 結果

3. 結果及び考察

図 1 にフェロシアン化合物の TG 結果を示す。500℃付近では Ar 雰囲気より水蒸気共存下の方が減重率は約 5%高いことが確認できた。また、図 2 に加熱前後（1000℃）の規格化していない XANES スペクトル（Cs 近傍）を示す。水蒸気雰囲気、Ar 雰囲気共に加熱前よりエッジジャンプが小さくなっていることが確認できる。しかし水蒸気雰囲気の方が Ar 雰囲気よりエッジジャンプが大きいことから水蒸気を添加すると Cs の揮発が抑制されていると考えられる。

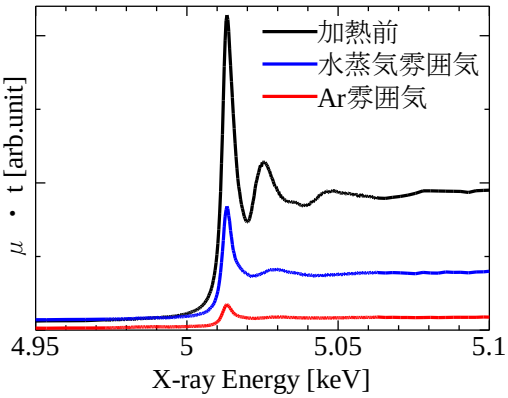


図 2.加熱前後（1000℃）の XANES スペクトル（Cs 近傍）

謝辞　本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 山岸功、三村均、出光一哉　日本原子力学会誌　Vol.54,No.3(2012)

*Koki Nakahara[1]、Yuki Oiwa[1]、Isamu Sato[1]、Yasutomo Taziri[2]、Toshiro Oniki[2]、Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University、[2] IHI Corporation

ケイチタン酸（CST）吸着材の長期通水挙動

Behavior of crystalline silicotitanate (CST) sorbent through long time flow

*加藤　徹也[1]，土方　孝敏[1]，久保田　将史[2]，鈴木　康浩[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の水処理設備で Cs と Sr を除去するために用いる CST を充填したカラムの長期通水試験を行い、通水前後の CST を SEM などで分析し、カラム差圧の上昇の要因を調べた。

キーワード：福島第一原子力発電所、吸着材、ケイチタン酸、長期通水、カラム差圧

1. 緒言

福島第一原子力発電所の SARRY-IIなどの水処理設備では、吸着材に CST を用いて Cs と Sr を同時に除去している。用いる吸着材の除去性能の向上により吸着塔の長期運転が可能となったが、破過到達前に吸着塔の差圧が上昇する場合がある。そこで、CST を充填したカラム試験装置を用いて長期通水試験を実施し、カラム出入口の差圧の変化を計測するとともに、通水前後の CST の状態を観察した。

2. 長期通水試験の方法

CST を充填した高さ 10 cm、内径 2 cm のカラムに、純水あるいは汚染水中の陽イオン濃度を模擬した試験水を、約 40 cm･min^{-1} の線流速で 50~60 日間通水した。通水後の CST をカラムの上部と下部に分けて取出して 110 ℃で乾燥した後、ふるいで分級して粒子径の分布を調べた。通水前後の CST を、光学顕微鏡および SEM-EDX で分析し、CST の状態を比較した。

3. 試験結果

純水あるいは模擬試験水を通水した試験におけるカラムの単位長さ当たりの差圧を通水時間に対して、図 1 に示す。純水および模擬試験水によらず、差圧は上昇した後、一旦低下する傾向が見られた。さらに通水を継続すると、差圧は再び上昇したが、再度低下することはなかった。図 2 に、通水前後の CST の粒子径の分布を重量割合で示す。通水後の粒子径の分布は上部と下部で差がなかった。通水前では 1000 μm 以上の粒子はほとんどないが、通水後では 6~34 wt%の粒子が 1000 μm 以上となり、粒子の凝集（アグロメレーション）が起きたと考えらえる。SEM の観察では、純水を通水した後の粒子の間隙に CST の微粒子が詰まって流路を閉塞した様子がみられた。これに加えて、模擬試験水では、装置配管から溶出した鉄イオンやアクチニド模擬のネオジム（Nd）イオンが、それぞれ鉄化合物や Nd 化合物として析出した様子がみられた。さらに、海水の模擬成分である Ca イオンは溶存する炭酸イオンと反応して $CaCO_3$ などとして析出した。これらの微粒子による間隙の閉塞が差圧上昇の要因と考えられる。

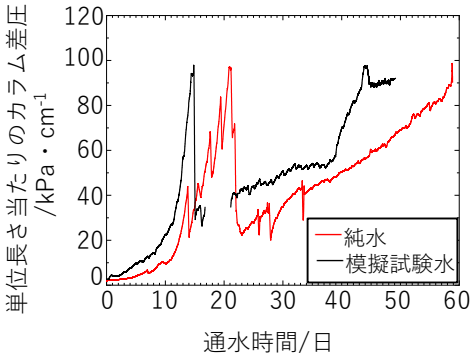


図 1　長期通水試験でのカラムの単位長さ当たりの差圧の変化

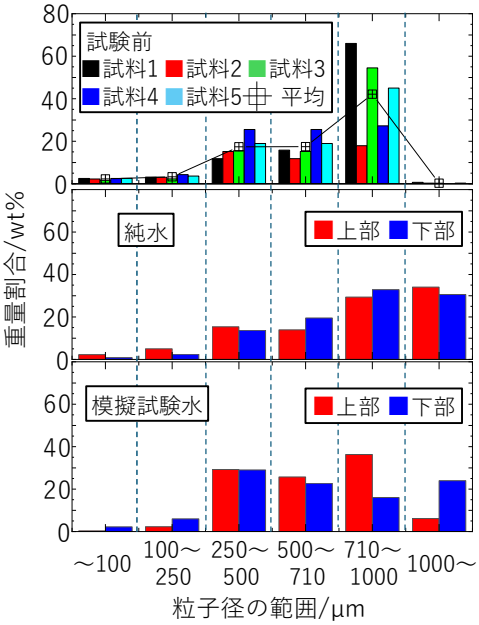


図 2　通水前後の粒子径の分布

*Tetsuya Kato[1], Takatoshi Hijikata [1], Masafumi Kubota[2], and Yasuhiro Suzuki[2]
[1]CRIEPI., [2]TEPCO HD

ケイチタン酸（CST）吸着材のネオジムの吸着特性

Neodymium adsorption characteristics on crystalline silicotitanate (CST) sorbent

*土方　孝敏[1]，稲垣　健太[1]，久保田　将史[2]，鈴木　康浩[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の汚染水は、SARRY などで Cs と Sr を除去しているが、今後、アクチニドイオンの濃度の上昇が予想される。そこで、アクチニド（3 価）の模擬物質としてネオジムのケイチタン酸吸着材の吸着挙動を把握した。

キーワード：福島第一原子力発電所、アクチニド、ネオジム、吸着材、ケイチタン酸

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、ケイチタン酸系吸着材（CST）を用いて Cs と Sr を同時に除去しているが、今後、アクチニドイオンの上昇が予想される。そこで、SARRY などで用いられている CST のアクチニド（Am などの 3 価）の模擬物質として、ネオジム(Nd)の吸着挙動を把握した。

2. 平衡吸着試験

Ca、Mg、K、Na イオンを模擬した模擬汚染水に CsCl、$SrCl_2$、$NdCl_3$ を混合した（Nd、Cs、Sr 濃度:約 2 ～2000 ppm）溶液を用いた。試験方法は前報 [1]と同様な方法を用いた。CST の平衡吸着等温線を求め、汚染水中の ^{241}Am の濃度を 3.3×10^{-14} mmol･cm^{-3} と想定し、その濃度で等温線から Nd、Cs、Sr の分配係数:K_d＝$\frac{Nd\cdot Cs\cdot Sr吸着量}{Nd\cdot Cs\cdot Srの溶液濃度}$ (cm^3･g^{-1})を求めて図 1 に示す。:K_d は、Nd＞Cs=Sr の順になった。

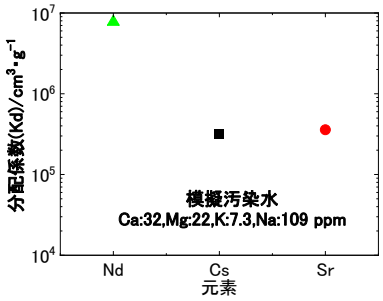


図 1　Nd、Cs、Sr の分配係数

3. カラム試験

試験方法は前報 [1]と同様なカラム試験方法を用いた。模擬汚染水に Nd、Cs および Sr を約 2 ppm 添加した溶液を内径 2 cm 充填高さ 10 cm に CST を充填したカラムに流速：約 40 cm･min^{-1} で流した。Nd、Cs、Sr の破過曲線を図 2 に示す。Bed volume は、通液容量をカラム体積で割ったものと定義した。カラム試験では、Sr、Cs、Nd の順に立ちあがった。Sr は、Cs や Nd より吸着速度の影響を受けて破過曲線が早く立ち上がったと考えられた。また、100~1000 Bed volume で Nd の相対濃度が変動しているが、初期に Na が多く溶出しており、模擬汚染水より Na 濃度が高くなったことから、カラムの出口水は pH が高くなったと考えられ、$Nd(OH)_3$ などの沈殿物が生じたと推定された。

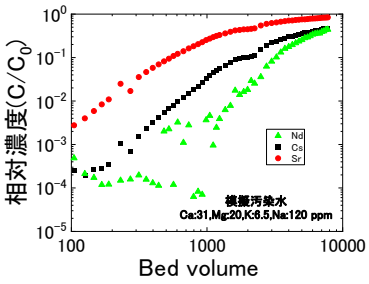


図 2　Nd、Sr、Cs の破過曲線

参考文献

[1] 土方孝敏他、「ケイチタン酸吸着剤（CST）のセシウムとストロンチウムの吸着特性」, 2B15, 日本原子力学会 2019 秋の大会

---

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Masafumi Kubota[2], and Yasuhiro Suzuki[2]
[1]CRIEPI., [2]TEPCO HD

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M09-11] Numerical Simulation 1

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M09]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(1) Effects of the modeling uncertainty on the groundwater flow characteristics

*Masayuki Ishibashi[1], Hironori O[2], Taichi Esaki[1], Yoichi Tagawa[1], Tadashi Namikawa[1], Koji Hane[1], Hiromitsu Saegusa[2], Kesuke Ishida[2], Atsushi Sawada[3] (1. KAJIMA, 2. NUMO, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M10]

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(2)A methodology of model validation based on the results of the case study

*Hironori Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Keisuke Ishida[1], Atsushi Sawada[2] (1. NUMO, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M11]

Sophistication of Technology for Assessment of the Influence of Topographical Changes due to River Denudations on Underground and Surface Environments

*Makoto KAWAMURA[1], Nariaki NISHIYAMA[1], Tetsuya KOMATSU[1], Hua JIA[2], Yukiko KOIZUMI[2], Satsuki KABASAWA[1], Koji UMEDA[3] (1. JAEA, 2. MMTEC, 3. Hirosaki Univ.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性確認に係る検討
(1) モデル化手法の不確実性が地下水の移行特性値の評価結果に及ぼす影響

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses
(1) Effects of the modeling uncertainty on the groundwater flow characteristics

*石橋 正祐紀[1]，尾上 博則[2]，江崎 太一[1]，田川 陽一[1]，並川 正[1]，羽根 幸司[1]，
三枝 博光[2]，石田 圭輔[2]，澤田 淳[3]
[1]鹿島建設，[2]NUMO，[3]JAEA

坑道部からの地下水移行時間を推定することを目的とした地下水流動モデルの構築にあたっては，坑道に遭遇する割れ目位置のデータの有無や活用方法が重要な不確実性因子となることを示した。

キーワード：亀裂性岩盤，不均質性，モデル化手法の不確実性，地下水の移行特性，粒子追跡線解析

1. 緒言

地層処分事業における地質環境のモデル化に係る技術開発課題として，亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性を確認するための方法論の整備が挙げられる[1][2]。構築したモデルの妥当性確認を行う上では，そのモデル化手法の不確実性の評価が重要になる。本検討では，その不確実性のうち，原位置で取得されたデータに基づくモデルの調整（以下，コンディショニング）の有無及び割れ目のモデル化手法の違いに着目し，それらが粒子追跡線解析結果に与える影響を検討した。具体的には，瑞浪超深地層研究所で取得されたデータに基づき構築した複数の水理地質構造モデルを用いて粒子追跡線解析を実施し，地下水の移行時間などの地下水の移行特性値について比較した。

2. 実施内容及び実施結果

本検討は，中央に冠水坑道と斜坑を設けた 100m×150m×100m の領域で実施した（図-1）。構築したモデルは，①確率論的に割れ目を発生させた DFN モデル，②DFN モデルを坑道で遭遇した割れ目位置にコンディショニングした修正 DFN モデル，③DFN モデルを 1m 立方のメッシュ毎に等価な多孔質媒体に変換した ECPM モデル，④修正 DFN モデルを③と同様に変換した修正 ECPM モデルである[2][3]。各モデルは，50 リアライゼーションを構築した。粒子追跡線解析では，廃棄体定置間隔に相当する区間長からの地下水の移行特性値を算出するために，冠水坑道部を 5m 程度で 9 区間に区分し，各区間から流量配分法で 10,000 個の粒子を投入した。解析結果の一例として，DFN モデルと修正 DFN モデルにおける区間 1 からの地下水移行時間として，各リアライゼーションの粒子移行時間の 50 パーセンタイルを箱ひげ図で整理したものを示す（図-2）。解析の結果，DFN モデル，修正 DFN モデルともに，リアライゼーション間のばらつきが大きいが，割れ目位置のコンディショニングの有無で地下水移行時間に一桁以上の違いが示された（図-2）。この違いは，坑道に交差する割れ目位置のモデル化手法の不確実性が地下水移行時間に大きな影響を及ぼすことを表している。より確からしい水理地質構造モデルの構築には坑道壁面で観察される割れ目位置のデータの活用が有効であると考えられる。さらに，それらの割れ目の透水性や連続性に係る情報も重要と考えられる。

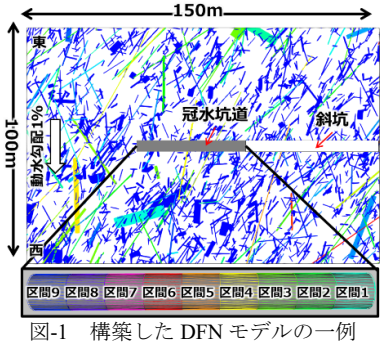


図-1　構築した DFN モデルの一例（水平断面図：標高-300m 付近，1 つのリアライゼーションの割れ目分布（割れ目の色は透水量係数を表示（暖色系：高透水性，寒色系：低透水性））

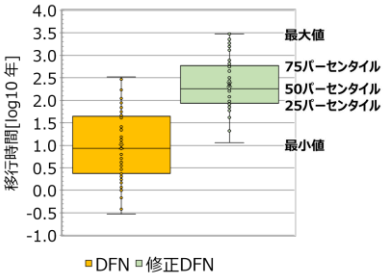


図-2　各モデルの粒子移行時間（区間 1）（50 リアライゼーションの 50 パーセンタイルの移行時間を箱ひげ図で表示）

3. 結論

これらの検討から，モデル化手法の不確実性のうち，坑道で遭遇した割れ目位置のデータによるコンディショニングの有無が地下水移行時間に及ぼす影響が大きく，坑道部からの地下水移行時間を推定するにあたっては，坑道に遭遇する割れ目位置のデータの有無や活用方法が，モデルを構築する際に考慮すべき重要な不確実性因子であると考えられる。

参考文献

[1] 尾上ほか：日本原子力学会 2022 年秋の大会，C000228，2022.，[2] 尾上ほか：日本原子力学会 2023 年秋の大会，1D09，2023.，[3]田川ほか：日本原子力学会 2023 年秋の大会，1D12，2023.

* Masayuki Ishibashi[1], Hironori Onoe[2], Taichi Esaki[1], Youichi Tagawa[1], Tadashi Namikawa[1], Koji Hane[1], Hiromitsu Saegusa[2], Keisuke Ishida[2] and Atsushi Sawada[3]
[1]Kajima Corp., [2]NUMO, [3]JAEA

亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性確認に係る検討
（2）事例検討結果に基づくモデルの妥当性確認の考え方

A study on the model validation of groundwater flow and mass transport for fractured rock masses

(2) A methodology of model validation based on the results of the case study

*尾上　博則[1]，三枝　博光[1]，石田　圭輔[1]，澤田　淳[2]

[1]NUMO，[2]JAEA

地下水の移行時間や移行距離を推定することを目的とした地下水流動モデルの妥当性確認においては，坑道への湧水量が有効な指標のひとつとなり得ることを示した。

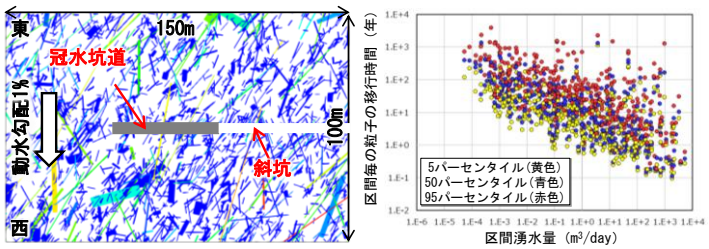
キーワード：亀裂性岩盤，モデルの妥当性確認，不確実性，地下水移行時間，湧水量

1. 緒言

原子力発電環境整備機構では，地層処分事業における地質環境のモデル化に係る技術開発として，亀裂性岩盤を対象とした地下水流動・物質移行モデルの妥当性を確認するための方法論の整備に向けた検討を進めている[1], [2]。処分場閉鎖後の，放射性核種の移行が生じてから現在の地質環境の特性が大きく変化しないと考えられるまでの期間を対象とした地下水の移行時間や移行距離などの特性値は，長期安全性を評価する重要なデータとなる。しかし，それらのデータの取得は不可能なため，地下水流動・物質移行モデルを用いた解析により算出するが，それらの値の妥当性を直接的に確認することができない。そのため，原位置で取得できる実測データを活用して，構築したモデルで推定した地下水の移行特性値の妥当性をどのように示すかが課題となっている。

2. 実施内容及び実施結果

本稿では，原位置で測定が可能な湧水量に着目して検討を進めた。既報[2]で報告した，瑞浪超深地層研究所の深度 500 m 坑道周辺岩盤を対象として構築した複数種類の地下水流動モデルのなかから，冠水坑道を複数の区間に分割した区間毎の湧水量の再現性が最も高いモデルを選定し（図-1(a)），湧水量の解析結果と地下水移行時間の解析結果（前報(1)[3]参照）との関係を整理した。



(a) 割れ目ネットワークモデル（水平断面図：標高-300m付近）　(b) 9区間の湧水量と粒子の移行時間との関係

図-1 粒子追跡線解析結果の一例

(a) 1 リアライゼーションの割れ目分布（割れ目の色は透水量係数を表示（暖色系：高透水性，寒色系：低透水性）。冠水坑道部を約 5m で 9 区間に分割して，それぞれの区間から流量配分法で 10,000 個の粒子を投入。(b) 50 リアライゼーションの解析結果として，9 区間の湧水量と粒子投入後下流側（西側）のモデル境界面までの移行時間の 5 パーセンタイル（黄色），50 パーセンタイル（青色），95 パーセンタイル（赤色）をプロット。

その結果，ばらつきはあるが，坑道への湧水量が多い区間ほど，その区間からモデル境界面までの地下水移行時間が短い傾向を有するという一定の相関関係が認められた（図-1(b)）。湧水量と地下水移行時間で解析に適用する境界条件は異なるが，両者の値は坑道と交差する割れ目ネットワーク構造の透水性の影響を受ける。したがって，区間湧水量を指標とした実測値と解析結果の比較により，坑道と交差する割れ目ネットワーク構造の透水性の確からしさを示すことができる。そのモデルを用いて求められる湧水量と地下水移行時間の相関を示すことで，そのモデルで推定した地下水移行時間の妥当性を示すことにつながると考えられる。エスポ岩盤研究所で取得されたデータを用いた既往検討においても，ボーリング孔内への湧水量の実測値との比較がボーリング孔からの地下水移行時間を推定するためのモデルの妥当性確認に有効である可能性が示唆されている[1]。

3. 結論

これらの検討から，坑道への湧水量は，処分坑道周辺を対象とした地下水流動モデルの確からしさの確認に有効な実測データで，その地下水流動モデルを用いた解析により得られた，坑道からの地下水移行時間の妥当性の提示には，坑道への湧水量との相関性の確認が有効と考えられる。

今後は，実測値に対するモデルの信頼度の定量的評価と，その信頼度から湧水量と地下水移行時間との相関性と関連付けた地下水移行時間の算出結果の信頼性などを定量的に示すための方法について検討を進める。

参考文献　[1] 尾上ほか：日本原子力学会 2022 年秋の大会，C000228，2022.，[2] 尾上ほか：日本原子力学会 2023 年秋の大会，1D09，2023.，[3] 石橋ほか：日本原子力学会 2024 年秋の大会，2024.（投稿中）

*Hironori Onoe[1], Hiromitsu Saegusa[1], Keisuke Ishida[1] and Atsushi Sawada[2]

[1]NUMO, [2]JAEA

河川下刻による地形変化が地下環境及び地表環境に与える影響評価技術の高度化

Sophistication of Technology for Assessment of the Influence of Topographical Changes due to River Denudations on Underground and Surface Environments

*川村 淳[1]，西山 成哲[1]，小松 哲也[1]，賈 華[2]，小泉 由起子[2]，樺沢 さつき[1]，梅田 浩司[3]
[1]JAEA，[2]三菱マテリアルテクノ，[3]弘前大学

河川下刻による地表起伏の変化が地下環境及び地表環境に与える影響評価技術の高度化の一環として、実際の河川を対象とした実際の地形と地形変化シミュレーションによる仮想地形を用いた地形解析の比較・検討結果について報告する。

キーワード：地層処分，隆起・侵食，河川下刻，生活圏評価，地形変化シミュレーション，地形解析，河川横断面，流出指標

1. 背景・目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全評価では、評価期間が数十万年を超えることから、隆起・侵食等による長期的な地形を含む地表環境の変遷の影響が重要となる。隆起・侵食による核種移行評価への影響のひとつとして、河川下刻などの地形起伏の変化による地下水の流出域・涵養域の位置の変化があり、これらは生活圏評価プロセスに影響を与える可能性がある。地形起伏の変化を検討するために種々の地形変化シミュレーションツールが開発されているが、それらのツールで求められる仮想地形に基づき生活圏評価などを実施する場合には、実地形と仮想地形の起伏など形状を比較し、差異を把握しておく必要がある。そこで、実地形と仮想地形について地形解析を実施し、地形形状などを比較・検討した。

2. 実施内容

地形形状の比較・検討については、地盤の隆起と河川下刻による地形起伏の形状を定量的に評価可能な、①河川下刻の結果である河川横断面形状、②地盤の隆起を示唆する河床及び尾根の縦断形形状、及び③10 項目ある地形計測項目（地形特徴量）を統計解析し地表起伏の複雑さや流出域・涵養域を可視化した流出指標[1, 2]に着目した。①及び②については、我が国の 11 河川について河口から上流に 3km 毎に片側 2km（両岸 4km）の横断面と河床と両岸のピーク標高のデータを取得し、③については 3 河川を選定し[1]の手法に基づき河川本流と支流を定義したうえで計測流域を区分し地形特徴量を計測しデータ化した[3]。一方、仮想地形の作成については「地形・処分場深度変遷解析ツール」[4]を使用し、その地形を用いて①～③のデータを取得した。その結果、実地形と仮想地形の①～③の結果を比較・検討したところ、概ね整合的な結果となった。

3. 今後の展開

今後は比較・検討事例を増やすとともに、ツールの改良や入力パラメータ設定にフィードバックする。また、ツールを用いてタイムステップ毎の地形解析を実施し、地形の時間的変化について検討する。

謝辞：本報告には経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和 5 年度及び令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（地質環境長期安定性総合評価技術開発）」の成果の一部を使用している。

参考文献：[1] 景山ほか；水文・水資源学会誌, vol. 23, 2010, pp. 301-311. [2] 竹内ほか；JAEA Research 2011-008, 2011, 77p. [3] 原子力機構・電中研；令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（地質環境長期安定性総合評価技術開発）報告書, 2024. [4] 山口ほか；原子力バックエンド研究, vol.27, 2020, pp.72-82.

---

*Makoto Kawamura[1], Nariaki Nishiyama[1], Tetsuya Komatsu[1], Hua Jia[2], Yukiko Koizumi[2], Satsuki Kabasawa[1] and Koji Umeda[3]
[1]JAEA, [2]Mitsubishi Materials Techno Corp., [3]Hirosaki Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-1 Basic Properties

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:35 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N10-12] Analysis Technology for Fuel Debris

Chair:Tomoomi Segawa(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2N10]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(1) Preparation and evaluation of simulated nuclear fuel debris

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ikuo Wakaida[3], Paul Murray[4] (1. NFD, 2. Osaka Univ., 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2N11]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(2) Preparation and evaluation of metallic debris simulants

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Yuji Ohishi[1], Takafumi Okita[1], Kan Sakamoto[2], Chisato Sakaguchi[2], Ikuo Wakaida[3], Hironori Ohba[3], Murray Paul[4] (1. Osaka Univ., 2. NFD, 3. JAEA, 4. Univ. of Strathclyde)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2N12]

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping

(3) Elemental mapping by remotely operated LIBS

*Hironori Ohba[1], Munkhbat Batsaikhan[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Yoshihiro Iwata[1], Ikuo Wakaida[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hiroaki Muta[3] (1. JAEA, 2. NFD, 3. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(1) 模擬燃料デブリ試料の作製と評価

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging
and its verification by LIBS mapping
(1) Preparation and evaluation of simulated nuclear fuel debris

*坂口　知聡[1]，坂本　寛[1]，大内　敦[1]，牟田　浩明[2]，若井田　育夫[3]，Paul Murray[4]
[1]NFD，[2]阪大，[3]JAEA，[4]ストラスクライド大学

福島第一原子力発電所 1 号機（1F）の燃料デブリの分析手法として、ハイパースペクトルイメージング(HSI)とレーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)を組み合わせた手法を提案し、それぞれの技術の適用性を検証している。本発表では核燃料として UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料を作製し、HSI 測定および解析を行った結果について報告する。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング、燃料デブリ

1. 緒言

1F 内部状況の調査において、調査装置の付着物や格納容器内の堆積物等から得られた微粒子の分析[1]は進められているが、ペデスタル周辺で確認された塊状や棚状の堆積物等[2]においては、物質の組成や結晶構造に関する情報はほとんど得られていない。今後、大規模な燃料デブリの取り出しや分別作業を効率的に行うためには、燃料デブリの識別技術が不可欠である。そこで、近年、様々な分野に適用されつつある[3,4] HSI に着目した。HSI では物質の反射光から得た分光スペクトルを基に物質を識別するが、教師データを基に物質を判別するため組成の推定しかできない。よって、局所領域の組成を直接評価が可能な LIBS と組み合わせることで、正確かつ広範囲な模擬デブリの可視化が期待される。本発表では、核燃料として UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料に対して HSI 測定した結果について報告する。

2. 試験方法

表 1 に示す組成で UO_2 粉末を金属や酸化物粉末と混合・焼結し、模擬燃料デブリ試料を作製した。各試料の結晶構造と元素分布を XRD 測定および SEM/EDX 観察により確認後、ハイパースペクトルカメラ(エバ・ジャパン製 NH-5H-1.7)で撮影し、波長 350 ~1100 nm までの分光スペクトルを得た。得られたスペクトルにスペクトル角マッパー(SAM)解析を適用し、試料組成に基づく試料の分類が可能か検証を行った。

表1　試料組成

試料番号	組成
Z104F1SE01	1%UO_2-49.5%ZrO_2-49.5%Fe_3O_4
Z104F1SE02	5%UO_2-47.5%ZrO_2-47.5%Fe_3O_4
Z104F1SE03	10%UO_2-45%ZrO_2-45%Fe_3O_4
Z104F1SE04	50%UO_2-25%ZrO_2-25%Fe_3O_4
Z104F1SE05	95%UO_2-5%Gd_2O_3
Z104F1SE06	1%UO_2-99%コンクリート
Z104F1SE07	5%UO_2-95%コンクリート
Z104F2SE01	1%UO_2-49.5%Zr-49.5%SUS316L
Z104F2SE02	5%UO_2-47.5%Zr-47.5%SUS316L
Z104F2SE03	10%UO_2-45%Zr-45%SUS316L

3. 試験結果及びまとめ

図 1 に示す様に、一部を除き組成に応じて強度の異なるスペクトルが得られ、図 2 に示す様にある程度試料を分類することができた。しかし、Z104F1SE01 と Z104F1SE05 のように組成が大きく異なる試料においてもほぼ同じスペクトルが得られていた他、参照試料として加えた ZrO_2 と白板の区別できておらず、分類が正確にできていない試料も存在した。これは、試料組成に固有の明確なピークや落ち込み等は確認できなかったためであると考えられる。今後、より精度よく試料の分類するためには、SAM 解析におけるパラメータの調整やその他の解析手法により、スペクトルから試料組成に固有の特徴量を評価する必要がある。

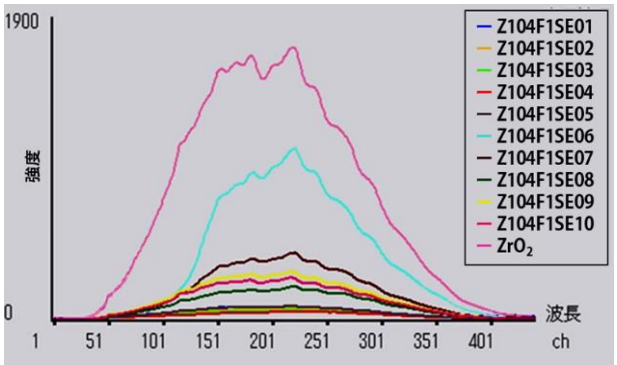


図 1　各試料の分光スペクトルグラフ

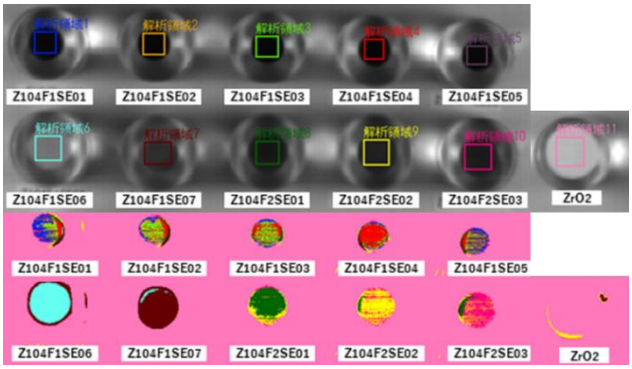


図 2　分光スペクトルの SAM 解析結果

4. 謝辞

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けた。

参考文献

[1] 仲吉彬, 三次岳志, 佐々木新治, 前田宏治. 平成 29, 30 年度福島第一原子力発電所の炉内付着物の分析; 平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」(燃料デブリの性状把握・分析技術の開発), JAEA-Data/Code 2021-011, 日本原子力研究開発機構, 2022.
[2] 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議(第 113 回, 2023/4/27) 資料 3-3,「1 号機 PCV 内部調査(後半)について」
[3] M. J. Kahn *et al.*, IEEE Access, **6** (2018) 14118.
[4] J. Zabalza, P. Murray *et al.*, IEEE Sensors Journal, **23** (2023) 25607.

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Ikuo Wakaida[3], Paul Murray[4]
[1]NFD, [2]Osaka Univ., [3]JAEA, [4]Univ. of Strathclyde

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(2) 金属系試料の作製と評価

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging
and its verification by LIBS mapping
(2) Preparation and evaluation of metallic debris simulants

*牟田 浩明[1]，佐藤 亨哉[1]，大石 佑治[1]，沖田 隆文[1]，坂本 寛[2]，坂口 知聡[2]，若井田 育夫[3]，
大場 弘則[3]，Paul Murray[4]
[1]大阪大学，[2]NFD，[3]原子力機構，[4]Univ. of Strathclyde

1F 炉内物質を遠隔分析する手法として、ハイパースペクトルカメラによる画像解析（HSI）とレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）を組み合わせることに着目した共同研究を英国と実施している。本研究では金属系炉内模擬物質として SUS、Fe-Ni 合金、鉛等の試料を作製し、HSI による評価を試みた。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング，金属デブリ

1. 緒言

1F 炉内では溶融炉心がコンクリート等と反応し、多様な物質が形成されている。HSI による炉内物質識別のためには、適切な標準物質の作製とそのデータ取得が必要となる。これまでの模擬溶融試験[1]および熱力学計算[2]では、構成材である Fe-Cr-Ni 合金（SUS）を主として、SUS のうち Cr が優先的に酸化されることによる Fe-Ni 合金、被覆管由来の Zr 化合物が金属系炉内物質として報告されている。また ROV による炉内調査では、鉛毛マット由来と思われる金属光沢を示す付着物が確認されている[3]。このため本研究では金属系標準物質として SUS、Fe-Ni 合金、鉛、Fe-Zr 合金を作製し画像データを取得した。

2. 試験方法

SUS、鉛は購入した板材を用いた。Fe-Ni 合金はアーク溶解により作製したインゴットを真空封入し、1273 K で 72 時間熱処理を施した。Fe-Zr 試料はアーク溶解後のインゴットを粉砕し、放電プラズマ焼結を施すことで固化した。これら試料について NFD に設置されたエバ・ジャパン製ハイパースペクトルカメラ NH-5H-1.7 を用いて、350 nm から 1100 nm までの画像データを取得した。

3. 結果とまとめ

図 1 に SUS、$Fe_{0.8}Ni_{0.2}$ 合金、鉛および昨年度作製した鉄酸化物試料に対して線形判別分析を用いた分類結果を示す。肉眼ではこれら金属試料はいずれも銀白色であり判別は難しいが、HSI によってよく分類できているといえる。スペクトルの違い等については当日報告する。

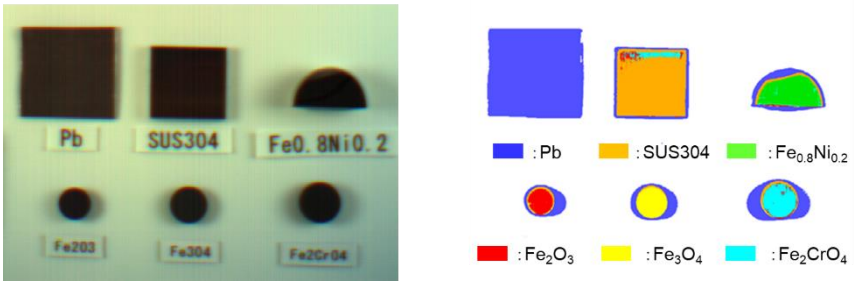


図 1　作製試料の（左）RGB 画像と（右）線形判別分析による分類結果

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] L. Brissonneau et al., *J. Nucl. Mater*., **528** (2020) 151860., M. Takano et al., *J. Nucl. Sci. Technol*., **51** (2014) 859.など
[2] T. Kitagaki et al., *J. Nucl. Mater.*, **486** (2017) 206.など
[3] 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議第会合資料など

---

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Yuji Ohishi[1], Takafumi Okita[1], Kan Sakamoto[2], Chisato Sakaguchi[2], Ikuo Wakaida[3], Hironori Ohba[3], Paul Murray[4]
[1]Osaka Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]Univ. of Strathclyde

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
（3）遠隔操作 LIBS による元素マッピング

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging
and its verification by LIBS mapping
(3) Elemental mapping by remotely operated LIBS

*大場 弘則[1]，Batsaikhan Munkhbat[1]，赤岡 克昭[1]，狩野 貴宏[1]，岩田 圭弘[1]，若井田 育夫[1]，
坂口 知聡[2]，坂本 寛[2]，牟田 浩明[3]
[1]原子力機構（JAEA），[2]NFD, [3]大阪大学

1F 炉内物質の分析手法として、ハイパースペクトルイメージング（HSI）とレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）を組み合わせることを提案し，それぞれの技術の適用性を検証している。今回はマイクロチップ LIBS 測定系を整備して模擬燃料デブリ試料の 2 次元元素分布計測を試みた結果を報告する。
キーワード：燃料デブリ，LIBS，2 次元元素分布，レーザー誘起音響波，形状認識

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉措置における燃料デブリ取出しに向けた位置・性状把握のための手段の一つとして，ファイバーLIBS による遠隔その場分析が期待されている[1]．しかしながら、LIBS 技術において、対象物試料の元素分析を正しく行うためには、試料に対してパルスレーザー光を複数回照射して、プラズマ発光したときの信号強度を確認しながらレーザー光の焦点位置を調整する必要がある。そのため、焦点位置の調整の度に試料の表面が破壊されることや、本測定に至るまでの時間を要することなどが懸念される。今回、レーザー誘起音響波を利用して LIBS 焦点位置の最適化を行い、同時に試料の 2 次元元素分布測定を試みた結果を報告する。

LIBS 測定ではマイクロチップを適用したファイバー伝送方式とした[2]。測定体系の概略図を図 1 に示す。測定系は、発光分光分析が可能なマイクロチップ LIBS プローブ（L）、音響波センサ（M）から構成される。L から出射されたレーザー光が XYZ ステージ上の試料に照射され、レーザー照射により生じた音響波をコンデンサ型マイクロフォンにより取得し、オシロスコープ上に波形信号を表示させた。集光レンズから試料までの距離（LTSD）に対して波形振幅およびプラズマ発光強度の関係を調べることにより、焦点位置合わせを行う。分析に係る焦点位置合わせが完了した後に、パルスレーザーを試料に再照射し、生じたプラズマ発光を L 内でレーザー光と分離して分光分析することで、当該試料の元素組成が分析可能となる。なお、XY ステージにより試料を移動することで２次元元素分布が取得できる。

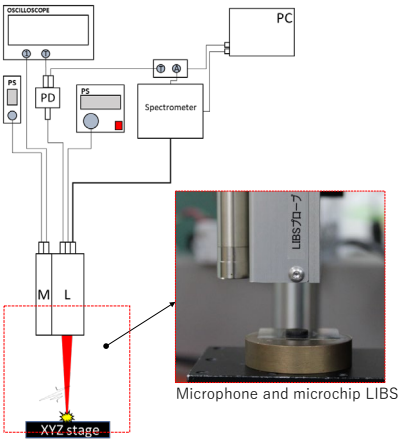


図1 測定体系の概略

図２は試料に Al を使用し、縦軸左に M で取得した時間に対する音響波形（振幅）を、縦軸右に波長（Al(I):394 nm）に対する発光スペクトル強度を示している。それぞれに対して LTSD で表現した。M の音波振幅値は LTSD：20mm または 21mm において、LIBS 強度もまた LTSD：20mm または 21mm において値が高いという関係性にあり、分析に最適な LTSD がこの間にあることを指している。この結果に基づいて２次元元素分布測定を行った。講演では、模擬燃料デブリとして調製した Ce-Zr-Fe-Gd の多元素混合酸化物試料の測定結果や音響波を利用した表面形状認識について議論する。

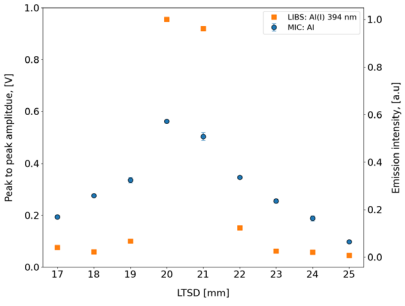


図2 音波振幅強度及び LIBS 強度と LTSD の関係

参考文献

[1] M. Saeki, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930,
[2] 大場ら，日本原子力学会2023 年秋の大会，1B14
本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の成果の一部です。

*Hironori Ohba[1], Batsaikhan Munkhbat[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Yoshihiro Iwata[1], Ikuo Wakaida[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hiroaki Muta[3], [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NFD, [3]Osaka Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A07-10] Radiation Shielding and Radiation Behavior 1

Chair:Hidenori Kawano(Atox)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2A07]

Development of a numerical method to optimize measures against radioactive sources estimated by a machine learning technique

*Naoya Furutachi[1], Hideaki Yanagi[1], Toru Yoshida[1], Susumu Yamada[2], Yukihiro Hasegawa[1], Masahiko Machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2A08]

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 2

Comparison of measured and calculated values

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1] (1. QST, 2. JASRI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2A09]

Validation of PHITS code at the high-energy white-neutron irradiation field of RCNP

*Daiki Satoh[1], Shinichiro Abe[1], Hiroki Kanda[2], Keiichi Nagayama[2], Mitsuhiro Fukuda[2], Tetsuhiko Yorita[2], Hang Zhao[2], Shotaro Matsui[2], Nobuyuki Kobayashi[2] (1. JAEA, 2. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2A10]

Calculation of the Skyshine Radiation Measurement Experiment in Baikal-1 RA Research Reactor by PHITS Code

*Yusuke Yasuno[1], Shigeaki Aoki[1] (1. MNF)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習技術により推定された放射線源に対する線源対策最適化手法の開発

Development of a numerical method to optimize measures against radioactive sources estimated by a machine learning technique

*古立　直也[1]，柳　秀明[1]，吉田　亨[1]，山田　進[2]，長谷川　幸弘[1]，町田　昌彦[2]

[1]RIST，[2]JAEA

本講演では、機械学習技術により推定された放射性物質による汚染源に対し、効果的な除染・遮蔽等の対策を提案するための数値計算手法の開発について報告する。

キーワード：最適化問題，放射線防護，機械学習技術，線源逆推定

1. 緒言

福島第一原子力発電所建屋内には、原子炉内から漏洩した放射性物質の汚染により高い放射線量を示す地点が多数存在し、廃炉作業を円滑に進める上での大きな障害の一つとなっている。この課題の解決に資するため、JAEA では機械学習手法である LASSO を用いた線源逆推定技術の開発を進めてきた[1]。JAEA の開発する逆推定技術では、汚染源の位置と強度が推定結果として得られるため、これらの情報を利用した効果的な除染・遮蔽等対策の立案が期待される。そこで、推定された線源に対する除染・遮蔽等対策の効果を表す線源倍率をパラメータとし、指定空間の線量率を目標値以下とすることを制約条件とした数値最適化問題を解くことで、効果的な除染・遮蔽を提案する手法を開発した。本手法は JAEA の開発する線源・線量率解析ソフトウェア 3D-ADRES-Indoor に組み込まれ、線源対策立案への利用が検討されている。

2. 数値最適化手法

本手法では、以下の評価関数 L を用いた数値最適化問題を解く[2]。

$$L = f_{\mathrm{cost}}(\boldsymbol{u}) + \frac{C_{\mathrm{c}}}{M}\sum_{r=1}^{M}\left[max\left(\log\frac{D_r(\boldsymbol{u})}{D_{\mathrm{tag}}},0\right)\right]^2$$

ここで、$\boldsymbol{u}$ は逆推定された線源の強度に対する倍率であり、除染及び遮蔽の効果を表す最適化対象となるパラメータである。$f_{\mathrm{cost}}(\boldsymbol{u})$は除染・遮蔽の経済的コストを表し、この関数を制約条件の下で最小化することで効果的な除染率・遮蔽厚みが得られる。右辺 2 項目が指定空間内の線量率を目標値 D_{tag} 以下とするための制約条件となるペナルティ関数であり、C_{c} はペナルティの大きさを表す定数である。$D_r(\boldsymbol{u})$は空間メッシュ r における汚染源に起因する線量率であり、簡易計算法や放射線輸送コード PHITS を用いて計算される各線源の線量率寄与に線源倍率 $\boldsymbol{u}$ を乗じることで算出する。M は指定空間内に存在する空間メッシュの総数である。線源ごとの空間メッシュ r における線量率寄与は最適化計算前に一度計算して数値テーブル化しておけば良く、最適化の各ステップで線量率計算をやり直す必要はないため、最適化計算は高速に実行することができる。

謝辞：本研究開発は、経済産業省の令和 5 年度開始の廃炉・汚染水・処理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高機能化開発）」の一部として実施したものです。

参考文献

[1] 町田昌彦他、「1F 廃炉に向けた放射線源逆推定及び線源対策に係るデジタル技術の研究開発－3D-ADRES-Indoor：デジタル技術を集約するプラットフォームの現状紹介－」、RIST ニュース No.69 (2023)

[2] Furutachi, N., et al., “Development of a PHITS simulation technique and a numerical method to optimize measures against radioactive sources”, JAEA-Conf, to be published

---

*Naoya Furutachi[1], Hideaki Yanagi[1], Toru Yoshida[1], Susumu Yamada[2], Yukihiro Hasegawa[1] and Masahiko Machida[2]

[1]RIST, [2]JAEA

NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討２ 実測値と PHITS シミュレーション結果との比較

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 2
Comparison of measured and calculated values

*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]
[1]QST，[2] JASRI

3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu は 2024 年度からユーザー運転を開始している。蓄積リング入射部付近のビーム診断時に発生する二次放射線の追加遮蔽を検討するため、実験とシミュレーションを行った。得られた実測値と PHITS によるシミュレーション結果との比較について報告する。

キーワード：ナノテラス，放射線遮蔽，電子ビーム

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに位置する 3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu [1]は日本初の第 4 世代放射光施設であり、2024 年 4 月からユーザー利用運転を開始している。NanoTerasu では線型加速器から蓄積リングへの電子ビームの入射効率として 95%を想定しているが、電子ビームのコミッショニングの際には、スクリーンモニタを挿入して電子ビーム形状を計測することがある。図 1 に示すように、スクリーンモニタでは電子ビームが蛍光板を通過した際発生する蛍光をビーム前方の金属ミラーで反射させ CCD カメラでビーム形状を撮像する。

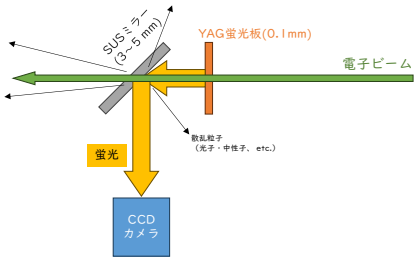


図 1 スクリーンモニタ概念図

電子ビームがステンレス製の厚さ 3～6 mm の金属ミラーを通過する際に、制動放射線や光中性子が発生する。また、ステンレス板で発生した制動放射線や散乱された電子ビームが電磁石のヨークなどと相互作用し、光中性子が発生する。コミッショニング時のビーム損失時間として 10 分間を想定して遮蔽設計を行ったが、実際のコミッショニング運転ではその時間を超えてビーム調整を行う場合があり、ビーム量を絞る事で対応している。

2. 計算方法

PHITS[2]を用いた計算方法の詳細は、2024 年春の大会における講演 [3]を参照されたい。

3. 実測及び比較方法

電子式個人線量計（ミリオンテクノロジーズキャンベラ製 DMC3000N、DIS-1）、NaI サーベイメータ（富士電機製 NHC6）、及びレムカウンター（富士電機製 NSN2）を用いて加速器トンネル内部・外部の空間線量を測定する。ビーム輸送部には複数のスクリーンモニタが設置されており、挿入するモニタを切り替えて測定を行う。入射する電子ビームは 0.1 nC/pulse とした。実測した場所と同じ場所でタリーし線量率に換算後、実測値と比較する。本講演では結果及び考察を報告する。

参考文献

[1] QST, ナノテラス, www.nanoterasu.jp, 2024 年 7 月 1 日参照
[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2023, doi: 10.1080/00223131.2023.2275736
[3] 松田 他, NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討，日本原子力学会 2024 年春の大会，大阪, 2024

*Hiroki Matsuda[1], Masayuki Hagiwara[1], Akihiro Takeuchi[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1]
[1]QST, [2]JASRI

RCNP 高エネルギー白色中性子照射場における PHITS コードの妥当性検証

Validation of PHITS code at the high-energy white-neutron irradiation field of RCNP

*佐藤 大樹[1]，安部 晋一郎[1]，神田 浩樹[2]，永山 啓一[2]，福田 光宏[2]，
依田 哲彦[2]，Zhao Hang[2]，松井 昇大郎[2]，小林 信之[2]
[1]JAEA，[2]阪大

放射線挙動解析コード PHITS を用いて、大強度化に向けて改修した大阪大学核物理研究センター（RCNP）高エネルギー白色中性子照射場の体系を構築し、線量率分布等を解析した。また、実施設の複数地点において実施した放射線測定の結果と PHITS の計算値を比較することで、PHITS 計算の妥当性について検証した。

キーワード：PHITS，JENDL-5，RCNP，陽子ビーム，白色中性子照射場，ガンマ線，遮蔽，線量率

1. 緒言　大阪大学 RCNP において、宇宙線由来の中性子による半導体ソフトエラー評価に利用できる高エネルギー白色中性子照射場の大強度化を進めている。これまでに、PHITS を活用して、従来の 10 倍の強度（約 10μA）を持つ 392MeV 陽子ビームに対応した中性子生成ターゲット、ビームダンプ、コリメータ等を設計・導入した。本研究では、実施設で取得した測定値に基づき、PHITS 計算の妥当性を検証する。

2. 手法　PHITS ver.3.34 において、CAD 図面をもとに施設の詳細計算体系を構築した。放射線輸送は、陽子ビームのタングステンターゲットへの入射から開始し、PHITS のデフォルトである INCL 模型と JENDL-5 を用いて計算した。測定では、高エネルギー中性子対応減速型線量率モニタ Wendi-2 とガンマ線にも有感な有機シンチレータベースの DARWIN を用いて、中性子とガンマ線の線量率を複数地点で取得した。

3. 結果・考察　図 1 に半導体照射位置における中性子フルエンス率の測定値[1]と PHITS の計算値を示す。PHITS は広いエネルギー範囲にわたって測定値をよく再現した。図 2 は PHITS で計算した中性子線量率分布を示す。ターゲット周辺および中性子ビーム軸以外の領域では、遮蔽により線量率が落ちていることが分かる。半導体照射実験時の測定機器設置を想定して配置したコンクリートブロック後方での中性子およびガンマ線の線量率は、PHITS の計算結果とそれぞれ 5%および 15%以内で一致した。また、その他の測定位置においても、PHITS はおおよそファクター2 以内で実測値を再現することが分かった。

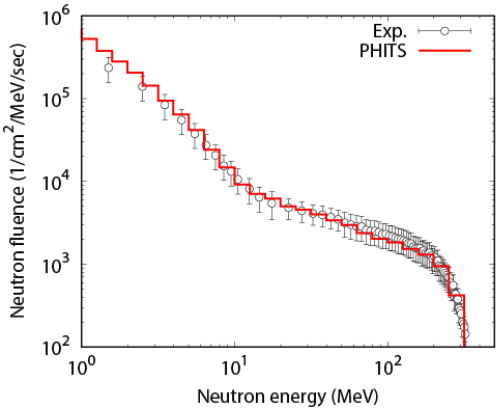


図 1　半導体照射位置における中性子フルエンス率

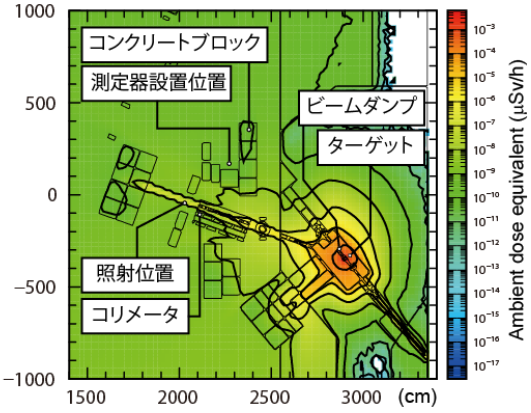


図 2　PHITS で計算した中性子線量率分布

参考文献

[1] Y. Iwamoto, M. Fukuda, Y. Sakamoto, et al., Nuclear Technology, 173(2), 210–217, 2011.

---

*Daiki Satoh[1], Shinichiro Abe[1], Hiroki Kanda[2], Keiichi Nagayama[2], Mitsuhiro Fukuda[2], Tetsuhiko Yorita[2], Hang Zhao[2], Shotaro Matsui[2] and Nobuyuki Kobayashi[2]
[1]JAEA, [2]Osaka Univ.

PHITS コードを用いた Baikal-1 RA 研究炉における スカイシャイン線測定試験の線量評価

Calculation of the Skyshine Radiation Measurement Experiment in Baikal-1 RA Research Reactor by PHITS

*安野裕介[1]，青木繁明[1]
[1]三菱原子燃料株式会社

経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)の遮蔽積分実験データベース(SINBAD)にてベンチマークとして公開されている、カザフスタンの Baikal-1 RA 研究炉にて行われたスカイシャイン線の実効線量測定試験[1]を JAEA 開発の 3 次元モンテカルロ遮蔽計算コード PHITS[2]を用いて評価し、将来のウラン加工施設の線量評価への適用にあたり、コードの妥当性を確認した。

キーワード：PHITS，遮蔽解析，スカイシャイン線、Baikal-1、SINBAD

1. はじめに

スカイシャイン線量評価は、施設上面を透過して上空で散乱した放射線を点減衰核積分法による G33 等のコードにより評価しているが、モンテカルロコードを用いることで評価の精緻化が可能である。モンテカルロコードの不確かさ低減には十分なヒストリー数が必要であり、近年の計算機の性能向上を踏まえたウラン加工施設の線量評価へのモンテカルロコードの適用にあたり、コードの精度、モデル化及び取り扱いについて、その妥当性を確認する。

2. Bikal-1 RA 炉心及びスカイシャイン線測定試験

Baikal-1 RA 研究炉は高さ 70cm、直径約 30cm であり、高濃縮の炭化ウランで構成された 37 体の空冷燃料集合体で構成される。熱出力は 300kW である。この炉心を放射線源に用い、上部遮蔽ブロックを取り外して高強度の中性子線とガンマ線を上空に放出し、原子炉の上側と、原子炉と 50m から 1500m 離れた測定点で中性子線とガンマ線が 3 回測定された。測定誤差は中性子線が最大 8.5%、ガンマ線が最大 12%であった。

3. 再現解析方法

Baikal-1 RA 研究炉の詳細モデルにより解析を行った。解析には JAEA 開発 3 次元モンテカルロ遮蔽計算コード PHITS を用いた。ヒストリー数は約 25 億であり、計算誤差は最大 3%であった。

4. スカイシャイン線による被ばく量評価結果

解析結果のうち、原子炉から離れた位置でのスカイシャイン線(ガンマ線)による実効線量を図 1 に示す。解析により、PHITS 解析結果と Baikal-1 RA 研究炉における測定結果の整合を確認した。

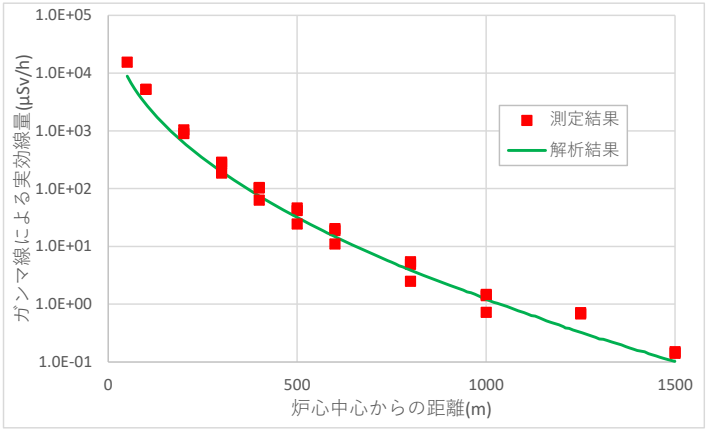


図 1　PHITS 解析結果(実効線量)

参考文献

[1] O. F. Dikareva, I. A. Kartashev, M. E. Netecha and V. P. Zharkov, “Baikal-1 Skyshine Experiment”, NEA/NSC/DOC/(95)03/VIII, ALARM-REACAIR-SKY-1 (2009)
[2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, et al; “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), (2018), pp. 684-690.

*Yusuke Yasuno[1] and Shigeaki Aoki[1]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F10-13] Fission Nuclear Data

Chair:Hiroki Iwamoto(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2F10]

Development of fission nuclear data using ML
(1) Outline of the study

*Chikako Ishizuka[1], Maomi Ueno[2], Osamu Iwamoto[3], Satoshi Takeda[4] (1. Tokyo Tech, 2. UEC, 3. JAEA, 4. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2F11]

Development of Fission Nuclear Data Using Machine Learning
(2) Fission Product Yield Prediction and Evaluation Using Machine Learning

*JINGDE CHEN[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Naoki Yamano[1], Tatsuya Katabuchi[1], chikako isizuka[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NAT)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2F12]

Development of fission nuclear data using ML
(3) Neutron cross-section evaluation using ML

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2F13]

Development of fission nuclear data using ML
(4) Impact evaluation of ML nuclear data on reactor physics

*Satoshi Takeda[1], Kitada Takanori[1] (1. Osaka University)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習による核分裂核データ構築
(1) 研究概要

Development of fission nuclear data using ML
(1) Outline of the study

*石塚 知香子[1], 植野 真臣[2], 岩本 修[3], 竹田 敏[4]
[1]東工大、[2]電通大、[3]JAEA、[4]阪大

我々は機械学習を駆使して核分裂収率や核分裂片の中性子断面積の予測の高度化に取り組んでいる。特に核分裂収率についてはデータが整備されていない核種やエネルギーが多いため、機械学習により新たに整備する情報が炉物理に与える影響の定量性についても評価を行っている。
キーワード：機械学習、核分裂、中性子断面積、崩壊熱、放射線量

1. 研究背景
核分裂収率データは原子炉の安全性や廃棄物問題等の広い領域に関わる主要な核データである。従来の核分裂収率データは 0.025 eV（熱中性子）、0.5 MeV（高速中性子）、14 MeV の 3 点のみライブラリ値として提供されており、それ以外の中性子エネルギーに対しては、評価値の線形内外挿で予測値を与えるのが一般的であった。しかし近年、重要な核種の核分裂収率の中性子エネルギー依存性の実験結果が得られるようになると、線形内外挿が必ずしも適当でない例が複数発見され、未整備エネルギーの収率予測が重要な課題となっている。

2. 目的
本研究では機械学習の専門家の知見と、核データや核分裂メカニズムの専門家の知見を最大限に融合させて、未整備エネルギーでの核分裂収率だけでなく、核分裂生成物の中性子断面積予測の高度化を目指すことで、今後の機械学習をキーワードとした核分裂データ整備に挑戦している。さらに新たに構築した核分裂核データが炉物理へ与える波及効果を検証・評価することで、研究開発段階にある新型原子炉に関する研究開発や核燃料物質の原子炉燃料としての使用・再処理・加工に資することを目指している。

3. 体制および研究概要
機械学習を軸とした核分裂核データ研究とその評価は①から④のトピックを４つの機関で分担している。

① 機械学習による核分裂収率予測と評価（東工大）
　東工大ではベイジアンニューラルネットワークによる機械学習モデルに評価値や実験値だけでなく、理論値や殻効果の知見を取り入れることで、様々な中性子エネルギーでの核分裂の質量収率を高精度で予測することに成功した。また質量収率から独立分布には JENDL-5 と同様の手法で拡張し、炉物理計算に引き継げるデータとして整備した。

② 核分裂評価のためのベイジアンニューラルネットワーク法の高度化（電通大）
　電通大ではニューラルネットワークの専門家としての観点から、核分裂収率予測のための機会学習モデルを東工大とは独立に構築している。検討の結果、多層ニューラルネットワークによる深層学習モデルを使用した核分裂収率と実験観測誤差の同時予測に取り組んでいる。

③ 機械学習による中性子断面積評価（JAEA）
　JAEA ではガウス過程回帰により、CCONE コードで用いる最適なパラメータを導出し、核分裂生成物の中性子断面積を予測することに取り組んでいる。その結果、アクチノイドのような変形核で現れるシザースモードをガンマ線放出チャネルに取り入れることで中性子断面積の予測精度が向上することがわかった。

④ 炉物理への影響評価（阪大）
　東工大で整備した中性子エネルギー毎の核分裂収率データを用いて ADS や新型炉における炉心特性への影響評価や種々の燃料サイクルを想定したバックエンドへの影響評価を阪大では担当している。今年度が最終年度であるため、核分裂収率データだけでなく、JAEA が新たにガウス過程回帰で最適化したモデルパラメータで予測した中性子断面積の炉物理への影響も定量的に評価する計画である。
　なお、各トピックの現時点での進捗については後続のシリーズ講演で述べる。

★謝辞
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620)」の助成を受けたものです。

参考文献
[1] Jingde Chen et al., Journal of Nuclear Science and Technology, in press (2024).

*Chikako Ishizuka[1], Maomi Uemo[2], Osamu Iwamoto[3], Satoshi Takeda[4]
[1]Tokyo Tech, [2]UEC, [3]JAEA, [4]Osaka Univ.

機械学習による核分裂核データ構築
(2) 機械学習による核分裂収率の予測と評価

Development of Fission Nuclear Data using Machine Learning
(2) Fission Product Yield Prediction and Evaluation Using Machine Learning

*陳 敬徳[1], 向原 悠太[1], 千葉 敏[2], 山野 直樹[1], 片渕 竜也[1], 石塚 知香子[1]
[1]東京工業大学、[2]NAT

核分裂生成物独立収率のエネルギー依存性として、評価値の線形内挿が適切でない例が重要な核種の核分裂反応において近年発見されている。そこで本研究ではBNNによる機械学習モデルを構築し、実験データの存在しないエネルギーや核種の核分裂収率を高精度で予測することを目指している。本講演では、評価値や実験値だけでなく、核物理の理論計算結果や知見を機械学習モデルに取り入れた成果の妥当性を、交差検証や広く使える情報量基準（WAIC）を用いて検証した結果について報告する。

キーワード：核分裂生成物収率、物理情報を導入したBNNモデル、情報量基準、WAIC

1. 緒言

核分裂収率は原子炉の臨界性や、廃炉措置の安全性を左右する崩壊熱、原子炉制御に関わる遅発中性子放出量に影響を与える重要な物理観測量であり、評価済みライブラリにおける核分裂収率データは 0.025 eV（熱中性子）、0.5 MeV（高速中性子）、14 MeV の 3 点における中性子入射核分裂を対象として整備されてきた。しかし新型高速炉の廃棄物の処理や炉内の毒作用等の詳細な把握などの応用性の多様化や高度化に対応するには、より広範なエネルギー領域での情報の整備が不可欠である。一方で、実験でアクセスできるエネルギーには限りがあり、測定データも特定の核種に限られる。さらに理論計算模型においても、実用的なレベルで核分裂収率の実験データを精度良く再現することが未だ困難である。そこで本研究では、データ駆動的技術である機械学習と原子核変形理論と原子核構造理論の知識を融合し、物理情報を導入した機械学習モデルを開発し、利用することで、未整備エネルギー領域の核分裂収率データの構築を検討した。

2. 手法

機械学習モデルはBNNを用いて構築する[1]。その入力には、分裂核の質量数 A, 分裂核の陽子数 Z, 入射エネルギーと結合エネルギーの和 E_i, 核分裂生成物の質量数 A_fの 4 つの入力に加え、核物理の知見に基づく殻効果に相当する殻効果因子という関数を設計した。後の交差検証を考慮して、JENDL-5、EXFOR からの実験値と理論コードの計算値をランダムに 8:2 の割合で分けて学習データおよび検証データとした。その上で学習データには核分裂核種の重要度に応じて 1 から 4 の重みをつけた。更に、BNN モデルの汎化性能を評価するために、交差検証および赤池基準やその一般化である広く使える情報量基準（WAIC）[2]を用いた検証を実施した。

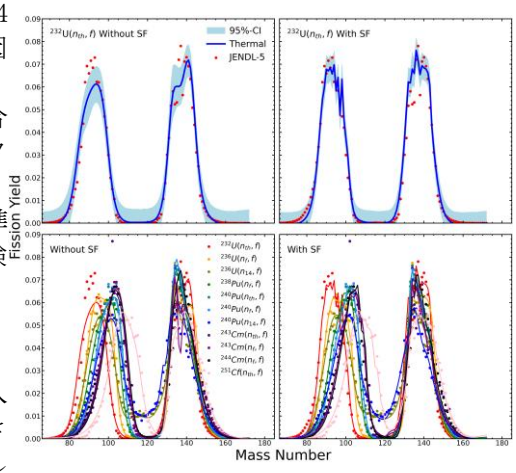


図 1. 殻効果あり（右）となし（左）の検証性比較

3. 結論

図 1 が 2024 年 6 月末時点での計算結果では、殻効果因子を導入することで、テストデータの検証性を向上させることが確認できる。特に従来再現しにくいピーク領域の微細構造まで再現に成功している。本報告では、収率の予測精度に加え、交差検証の結果やWAICを利用したハイパーパラメータの最適化について報告する。

★謝辞
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620)」の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Jingde Chen et al., Journal of Nuclear Science and Technology, in press (2024).
[2] Sumio Watanabe, Journal of Machine Learning Research 14: 867-897 (2013).

*Jingde Chen[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Naoki Yamano[1], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1]
[1]Tokyo Tech, [2]NAT.

機械学習による核分裂核データ構築
(3) 機械学習による中性子断面積評価

Development of fission nuclear data using ML
(3) Neutron cross-section evaluation using ML

*岩本　修[1]
[1]JAEA

核分裂生成物の核データの精度を向上のために、機械学習の手法を用いた評価手法を検討した。原子核反応モデル計算コード CCONE のガンマ線強度関数にシザーズモードを取り入れ、ガウス過程回帰を用いて原子核変形度を見積もり適用したところ、中性子捕獲断面積測定データの再現性が向上した。

キーワード：中性子捕獲断面積，核反応モデル計算，核分裂生成物，ガウス過程回帰

1. 緒言

核分裂生成物は中重核領域に幅広く存在するが、中性子反応に関する測定データは不安定核種などを中心に非常に限られている場合も多い。このような核種に対して核データ評価を行う場合は、核反応の理論モデル計算に多くを頼らざるを得ない。近年は CCONE などの核反応モデル計算コードを開発し、JENDL の整備に活用してきた。CCONE は核反応断面積の測定データをある程度再現することが可能なように、デフォルトのパラメータやモデルを設定しているが改善の余地がある。本研究では機械学習の手法も活用しつつ、物理モデル及びパラメータの改善の可能性を検討した。原子炉で重要となる捕獲断面積に関し、ガンマ線強度関数に変形核で見られるシザーズモードの効果を取り入れた結果を報告する。

2. 計算方法と結果

シザーズモードは変形核の低励起エネルギーに見られ、M1 の電磁遷移によって励起される。Mumpower 等はローレンツ型のシザーズモードに対し、幅と強度の積が原子核四重極変形度β_2の 2 乗に比例する系統式を提案した[1]。原子核変形度のデータとして、原子核構造に関する理論計算や電気四重極遷移確率 B(E2)をもとにした評価値などがある。IAEA が整備する原子核モデル計算のパラメータライブラリ RIPL-3 にも複数の理論計算結果が収録されている。RIPL-3 の収録データや B(E2)による評価値などを比較したところ、傾向は似ているものの、変形度の値は違いが大きいことが分かった。ここでは、陽子数と中性子数を 2 次元変数としたガウス過程回帰により原子核変形度の評価値を導出した。

M1 ガンマ線強度関数にシザーズモードによるローレンツ型の成分を追加し、核分裂生成物領域の中性子捕獲断面積を系統的に計算した。EXFOR の測定データと比較したところ、シザーズモードを入れない場合と比較して測定データの再現性が向上していることが分かった。

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620）」の助成を受けたものです。

参考文献

[1] M. R. Mumpower et al., Phys. Rev. C, 96, 024612 (2017).

[2] R. Capote et al., Nuclear Data Sheets, 110, 3107 (2009).

---

*Osamu Iwamoto[1]

[1]JAEA

機械学習による核分裂核データ構築
(4) 核データの炉物理への影響評価

Development of fission nuclear data using ML

(4) Impact evaluation of ML nuclear data on reactor physics

*竹田 敏[1], 北田 孝典[1]

[1]大阪大学

本研究プロジェクトにおいて整備した核データを反映することで、ADS や新型炉のスペクトル情報を取り入れた体系での崩壊熱、放射線量等への影響を評価した。

キーワード：核分裂収率, 崩壊熱, 放射線量

1. 緒言

一般的に、核分裂収率(以下、収率)はいくつかの中性子エネルギーで代表させて整備されている。本発表では、本研究プロジェクトで整備した 1, 2, 3, .. MeV の収率情報を反映させることで、使用済燃料の崩壊熱、放射線量等への影響を評価した。

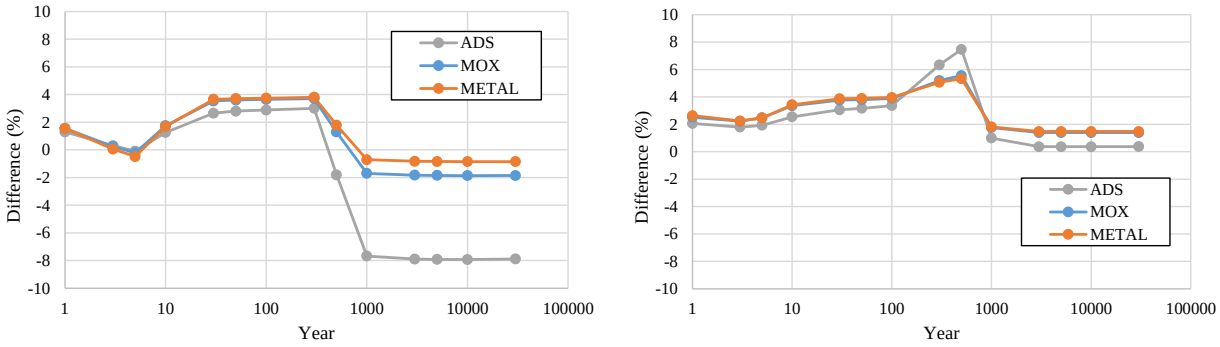
2. 評価方法

まず、MVP を用いて、窒化物燃料を用いた鉛ビスマス冷却 ADS [1]の体系、金属燃料高速炉のピンセル体系 [2]、酸化物燃料高速炉のピンセル体系 [2]における 70 群構造の核分裂率スペクトルを各核分裂性核種について計算した。使用した評価済み核データライブラリは JENDL-5 である。次に、JENDL-5 に含まれる収率に加え、本研究プロジェクトにおいて整備した 1, 2, 3, 4, 5 MeV の収率を利用して、各核分裂性核種に対し、70 群構造の各群の収率を線形内挿により求めた。得られた収率は ORIGEN ライブラリに反映した。

作成した ORIGEN ライブラリを用いて、ADS、金属燃料高速炉、酸化物燃料高速炉の燃焼計算を実施した。ADS については 600MW の出力で 600 日間の運転、金属燃料高速炉と酸化物燃料高速炉については 1000MW の出力で 328.5 日間の運転を想定して計算した。

3. 評価結果

核分裂生成物の崩壊熱と放射線量について、従来ライブラリと新たに作成したライブラリの結果を比較した。評価した 3 つの体系の全てにおいて、燃焼後 100 年の期間における崩壊熱と放射線量の差異は 5%を下回ることを確認した。ADS の崩壊熱については燃焼後約 1000 年後以降で約-8%の影響が見られた。これは、主に Sn-126 の娘核種である Sb-126m の崩壊熱の差異に由来している。これらの結果より、崩壊熱と放射線量について、新たに整備した収率情報を反映した影響は限定的といえる。



(a) 崩壊熱　　(b) 放射線量

図 1 従来ライブラリを用いた結果と新たに作成したライブラリを用いた結果の比較

4. まとめ

本研究プロジェクトで整備された核データが崩壊熱と放射線量に及ぼす影響を評価した。本予稿では、プロジェクトで開発されたドラフト版の収率情報を使用して得られた計算結果を示しており、最終版の収率情報を使用した結果については発表時に紹介する予定である。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620）」の助成を受けたものです。

[1] K. Tsujimoto, et al., JNST, 41, 1, 21-3, 2004.　[2] OECD/NEA, NEA/NSC/R(2015)9, 2016.

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1].
[1]Osaka University.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G10-13] Sodium-cooled Fast Reactor 1

Chair:Kenta Ichikawa(MFBR)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2G10]

Theoretical study on passive cooling by radiation and natural convection for fast reactors

*Naoto Kasahara[1], Alexandre Millischer[2], Takuya Sato[1] (1. The University of Tokyo, 2. Ecole Polytechnique, France)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2G11]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(30) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*Yuichi ONODA[1], Hiroyuki NISHINO[1], Kenichi KURISAKA[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2G12]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(31) Fragility Evaluation of Reactor Vessel based on Seismic Response Analysis

*Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Satoshi Futagami[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2G13]

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures

(32) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki NISHINO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Theoretical study on passive cooling by radiation and natural convection for fast reactors

Alexandre Millischer[1], Takuya Sato[2] and *Naoto Kasahara[2]
[1]Ecole Polytechnique, France [2]The University of Tokyo.

Abstract
This study focused on the passive cooling of a next generation fast reactor in the case of Beyond Design Basis Events (BDBE). We show that passive cooling, through radiation and natural convection, efficiently extracts decay heat from the core.
Keywords: Decay heat, Passive cooling, Radiation, Convection, Heat transfer analysis, SFR

1. Introduction

One of the measures taken to achieve the highest standards of safety is to mitigate the consequences of BDBE such as the loss of heat sink [1]. This paper studied a sodium-cooled fast reactor (SFR) in the case of station blackout. In the absence of pumps, the primary coolant is not able to cool down the reactor core as effectively. It is supposed that the fission reaction has stopped. The decay heat needs to be extracted by some method without electric power and/or human activities in order to prevent the core meltdown.

This study examined the role natural convection in the passive cooling of the reactor.

2. Methodology

The concept of passive reactor cooling is well described in [2] and the heat transfer between the different reactor parts is summarized in Fig. 1. This study focuses on the final stage of the cooling process: heat transfer between the containment vessel and the atmosphere. Theoretical analysis was performed on cooling of 600MWe pool type SFR emitting 10MW decay heat. The heat transfers between the reactor vessel (RV), guard vessel (GV) and containment vessel (CV) were modeled as radiative. The heat transfer from the core to the RV and from the CV to the exterior air was modeled as a convective. The air goes into the channel between CV and the outer building and acquires upward velocity due to thermo-buoyancy. Additionally, a chimney can enhance this effect, increasing convective heat transfer and reducing CV temperature. Air flow was modeled as a steady 1D flow with uniform velocity between an isothermal CV and an adiabatic building. The flow has an initial temperature of 20°C when entering the channel and has a variative density according to the Boussinesq approximation. The model can compute the CV temperature and the air velocity as a function of the distance between the CV and outer building (length e) and the chimney height (length H). The purpose was to find optimal e and H such as the CV is kept under the critical safety temperature.

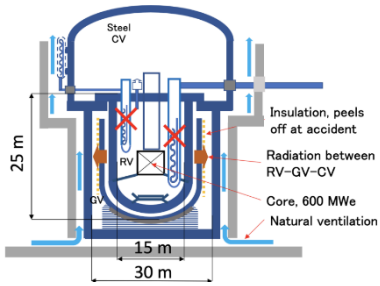


Fig. 1 Schematic description of heat transfer process

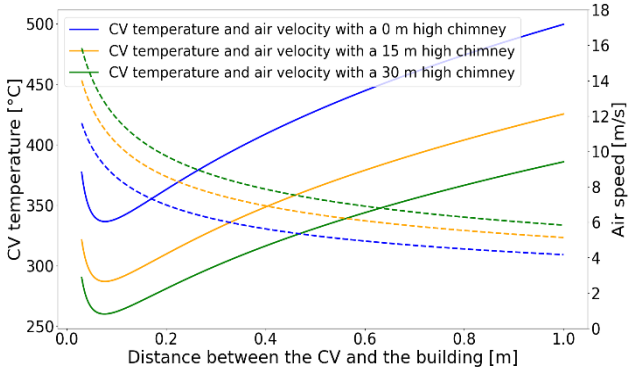


Fig. 2 CV temperature (solid lines) and air velocity (dashed lines) as a function of distance e and height H

3. Results

Our analysis shed light on the existence of a CV minimum temperature (Fig. 2). Notably, the optimal distance between the CV and the building is surprisingly small, around 0.08m. However, from a civil engineering point of view, the length e must be of the order of a meter and so the temperature of the CV will be greater than 300°C regardless of the height of the chimney. To mitigate this, adding a narrow air jacket around the CV, with a width corresponding to the optimal length e, and adding a 30-meter chimney could keep the temperature below 300°C. Thus, with these parameters, the theoretical model predicts the temperatures of different reactor parts for the emissivity of 0.5 or 0.8: outer core (820°C/722°C), reactor vessel (802°C/677°C), guard vessel (647°C/568°C), and containment vessel (266°C).

4. Conclusion

Passive air cooling shows great promise for mitigating the consequences of BDBE in nuclear reactors. However, further in-depth investigation using multiphysics simulations is required to fully understand and optimize this cooling strategy.

References

[1] Naoto Kasahara, *Fast Reactor System Design.* Springer, 2016.
[2] Maxence Laraison, Kensuke Narumi, Takuya Sato, Naoto Kasahara, *Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures (25) Fundamental study on passive cooling by radiation and natural convection*, AESJ Autumn conference, 1H03 (2023)

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
（30）超高温時のレジリエンス向上策の有効性評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(30) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience at Ultra-High Temperatures

*小野田 雄一[1]，西野 裕之[1]，栗坂 健一[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

次世代高速炉を対象として除熱機能喪失により超高温に至る事故シーケンスに着目し、原子炉容器からの放熱を促進する対策による炉心の冷却性を評価するとともに、事故進展の不確実さ及び対策の成否を考慮した炉心損傷頻度を評価し、原子炉構造レジリエンスを向上させる対策の有効性を定量的に評価した。

キーワード：レジリエンス向上策，超高温，炉停止後の除熱機能喪失，CVACS，イベントツリー分析

1. 緒言　超高温時のレジリエンスを向上させる具体的な対策として、原子炉容器（RV）外側のガードベッセル（GV）外表面に設置する断熱材を除去することにより放射熱伝達を促進する対策と格納容器(CV)外面の自然対流熱伝達を促進する対策を組み合わせた CV 冷却方策の概念を構築し（この CV 冷却方策概念を CVACS と呼ぶ（図 1 参照））、これを用いた冷却性の評価及びレジリエンス向上策の成功確率の予備評価を行った[1]。本報では、CVACS による炉心の冷却性を定量的に評価するとともに CVACS を含む対策の成功確率を評価し、レジリエンス向上策の有効性を定量的に評価した結果について報告する。

2. CVACS の有効性評価　CVACS の冷却性を評価するため、GV から放散される熱を輻射及び自然対流によって CV を通じて外気に輸送する一次元の定常熱伝達モデルを構築した。この定常熱伝達モデルを用いて、事故の開始から CVACS が作動するまでの時間、輻射率、及び断熱材の除去高さをパラメータとした計 216 通りの熱輸送解析を実施するとともに、図 1 の(a)及び(b)に示す CVASC 概念の評価ケースを、輻射率及び断熱材除去高さの不確かさ分布を変更して合計 4 ケース設定し、各ケースの冷却成功の条件付き確率を評価した。

3. 炉心損傷頻度の評価　次世代高速炉を対象としたレベル 1PRA で構築したイベントツリーに対してレジリエンス向上策の成否を表すヘディングを導入したイベントツリーを構築するとともに、同ヘディングの成功確率を評価する分解イベントツリーを構築した。除熱機能喪失により超高温に至る事故シーケンスに対して CVACS による炉心冷却性評価及び RV の構造健全性評価の結果[2]を反映するとともに人間信頼性評価を実施して分解イベントツリーの分岐確率を定量化し、想定したケース 1～4 の条件の炉心損傷頻度を評価した（図 2)。既存の対策に加えてレジリエンス向上策を講じることにより、除熱機能喪失により炉心損傷に至る頻度を従来の 1/100 程度に低減した。

4. 結論　CVACS による炉心の冷却性を評価するとともに、事故進展の不確実さ及び対策の成否を考慮した炉心損傷頻度を評価し、次世代高速炉の超高温時のレジリエンス向上策の有効性を評価した。

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す。

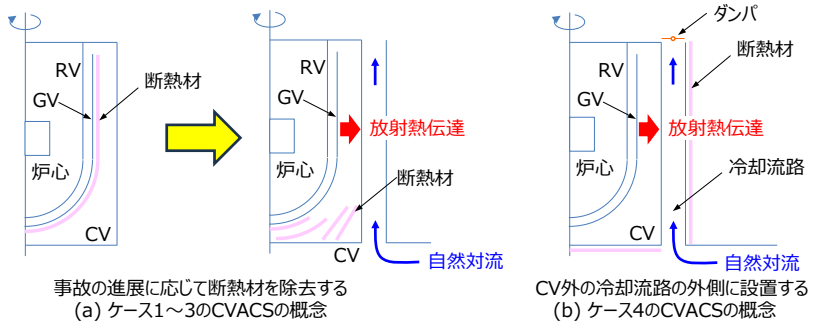


図1 CVACSによるCV外面冷却の概念

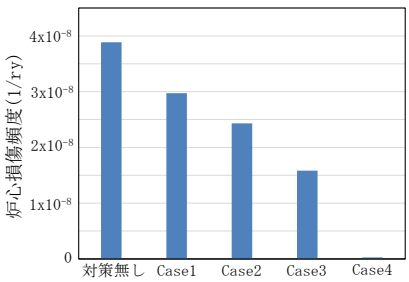


図2 炉心損傷頻度の評価結果

参考文献　[1]小野田ら, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1H04(2023), [2]二神ら, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1H06(2023)

*Yuichi Onoda[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], and Hidemasa Yamano[1] [1]JAEA

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
（31）地震応答解析に基づく原子炉容器のフラジリティ評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(31) Fragility Evaluation of Reactor Vessel based on Seismic Response Analysis

*西野　裕之[1]，　栗坂　健一[1]，二神　敏[1]，渡壁　智祥[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

過大地震時における原子炉容器について、座屈を機能喪失とみなした従来評価から疲労破損を機能喪失とみなす評価の改善をレジリエンス向上策とみなした。これを踏まえ、地震時の原子炉容器の振動座屈後挙動を有限要素法により解析し、座屈及び疲労破損の確率（フラジリティ）を評価した。

キーワード：地震応答解析，過大地震，フラジリティ評価，座屈，疲労破損

1. 緒言　水平免震建屋を採用する次世代ループ型ナトリウム冷却高速炉を対象に、本研究では地震 PRA の既往研究[1]で炉心損傷への寄与が支配的であった原子炉容器（RV）の損傷（座屈）に着目する。RV が座屈しても崩壊等に至らず安定状態を維持し、地震荷重による疲労損傷の蓄積により開口破損に至ると想定する。RV 構造解析を実施した上で RV の疲労破損フラジリティを評価し、従来法の座屈フラジリティと比較する。

2. RV の構造解析　RV の座屈後の挙動を把握するため、汎用有限要素解析コード FINAS/STAR を用いて RV 構造解析を実施した。RV への入力地震波として、設計基準地震動 Ss から座屈後疲労破損に至る程度の規模の地震動まで複数を設定した。構造解析の結果、Ss の約 5.2 倍を超えると水平動に比べて上下動の影響が大きいことから RV 支持近傍の円筒胴部で軸圧縮座屈が発生した。局所ひずみを精度良く評価するため、ズーミング解析を実施し、局所ひずみが最大の部位を特定した。得られたひずみ履歴を基にレインフロー法を用いてひずみサイクル数を算定し、累積疲労損傷係数 Df を評価した。結果、Df は Ss の約 6.3 倍で 1 を超えた。

3. RV フラジリティ評価　地震 PRA 標準[2]のフラジリティ評価式及び安全係数法を用いて RV フラジリティを評価した。免震建屋がもたらす建屋入力地震動に対する RV 床応答の非線形な増大を考慮して得た Df 値を基に疲労破損の安全係数を設定した。Df 値が 1 を超えた場合に疲労破損すると判定した。安全係数の不確かさのうち、建屋応答に関する不確かさについては免震建屋上の RV 床応答波に対する非線形性の効果を考慮して設定した。RV の座屈後疲労破損フラジリティ評価結果を図 1 に示す。機能喪失確率 0.5 を与える入力地震動（以下、50%耐力）は約 6.3Ss であった。比較のため、座屈を機能喪失とみなす従来法でフラジリティを評価したところ、50%耐力は約 5.2Ss になった。換言すると、座屈後疲労破損の 50%耐力は従来法と比べて 1.2 倍増加し、RV の機能喪失確率は減少した。

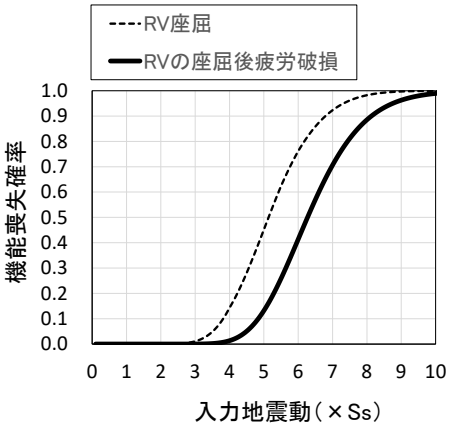


図 1　RV の座屈後疲労破損フラジリティ（50%信頼度曲線）

4. 結論　地震 PRA の既往研究で支配的な RV 損傷に着目し、破損に至る現実的な座屈後挙動を精緻に解析することによって RV の座屈後疲労破損フラジリティを評価した。座屈を機能喪失とみなす従来法と比較した結果、RV の機能喪失確率は減少した。疲労破損までを考慮したフラジリティを用いることにより地震 PRA で支配的な事故シーケンス（RV 損傷）の発生頻度が低減し、炉心損傷頻度の低下に繋がることが期待できる。

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す。

参考文献　[1] K. Naruto, et al., NTHAS9. [2]AESJ, AESJ-SC-P006E: 2015.

---

* Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Satoshi Futagami, Tomoyoshi Watakabe and Hidemasa Yamano[1]
[1]JAEA

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
（32）過大地震時のレジリエンス向上策の有効性評価

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(32) Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience against Excessive Earthquake

*栗坂 健一[1]，西野 裕之[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

過大地震時における原子炉容器について、座屈を機能喪失とみなした従来評価から疲労破損を機能喪失とみなす評価の改善をレジリエンス向上策とみなし、これを考慮した地震時の機能喪失確率（フラジリティ）を評価するとともに、炉心損傷頻度の低減効果の定量化により同向上策の有効性を評価した。

キーワード：レジリエンス向上策，過大地震，フラジリティ評価，事故シーケンス，炉心損傷頻度

1. 緒言 免震建屋を採用する次世代ループ型ナトリウム冷却高速炉を対象に、設計想定を超える過大地震時のレジリエンス向上策による炉心損傷頻度（CDF）の低減度合を同向上策の有効性として評価する。本発表では地震 PRA の既往研究[1]で炉心損傷への寄与が支配的であった原子炉容器（RV）の損傷（座屈）に着目してレジリエンス向上策を考慮し、既発表[2]で構築したイベントツリーを用いて CDF を評価する。

2. レジリエンス向上策を考慮した解析ケースの設定 RV について座屈を機能喪失とみなした従来評価から座屈後疲労破損を機能喪失とみなす評価への評価上の改善をレジリエンス向上策とみなし、RV 構造の詳細な地震応答挙動の解析により座屈及び疲労破損のフラジリティを評価した[3]。これを踏まえ、CDF を評価するための解析ケースとして RV 座屈を液位喪失とみなす場合を Case 1、疲労破損を液位喪失とみなす場合を Case 2 に設定した。ガードベッセル（GV）による液位確保を無視している点で Case 1 及び 2 の想定は保守的である。疲労破損が生じる地震動レベルより大きい地震では破損が拡大する可能性が考えられる。本発表では Case 3 として疲労破損時に液位が確保されて除熱経路が維持される可能性と維持されないほどの影響（例：GV 破損）に拡大する可能性を想定する。Case 3 では除熱経路喪失までの地震時耐力に疲労破損の耐力の 1.1 倍を仮定してフラジリティを設定することで、疲労破損しても除熱成功する可能性を考慮する。

3. CDF の低減の評価 CDF の評価結果を図 1 に示す。Case 1～3 全てにおいて 3～4Ss で CDF が最大となった。Case 1 から 2 への CDF 合計の低減は有意であり、地震動レベルの内訳をみると 2～3Ss での低減の寄与が大きい。これらの低減効果は、レジリエンス向上策の有効性を表している。CDF 低減の結果、Case 2 では CDF に占める RV 機能喪失の寄与が、免震装置の機能喪失など他と比べて小さくなり、Case 2 から 3 への CDF の低減は顕著ではなくなった。

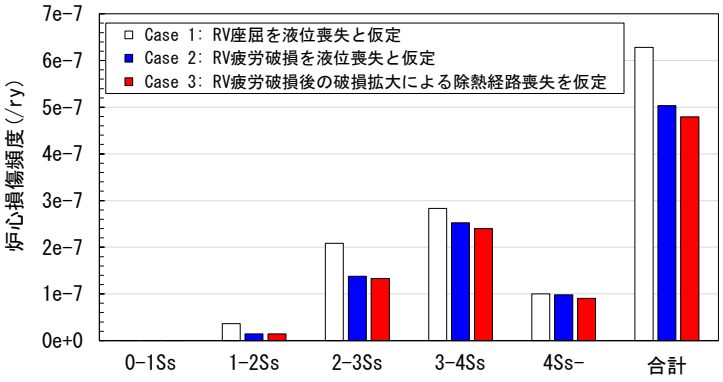


図 1 炉心損傷頻度の比較（Ss は設計基準地震動）

4. 結論 過大地震時におけるレジリエンス向上策の有効性を評価するために、同対策による CDF 低減の観点から有効性を評価した。本研究で開発した RV 座屈後疲労破損を考慮できる評価法を用いれば、本評価で未考慮の余震を想定する場合であっても、余震による疲労損傷の蓄積を考慮した評価が可能と期待される。

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す。

参考文献 [1] K. Naruto, et al., NTHAS9. [2]栗坂ら，原学会 2022 年秋, 3F16. [3]西野ら，原学会 2024 年秋.

*Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]JAEA

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 6:50 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J01-04] Social Research & Communication 1

Chair:Nobuaki Yoshizawa(MRI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J01]

What Urged the Shift to Positive Direction?

Decomposing the Change from 2021 to 2022

*Tomohiro Fujita[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J02]

Survey on Risk Perception about Various Risk Sources including Nuclear and Radiation

*WATARU OKAZAKI[1], SHZUKO ENKYO[1], KOUSUKE RAI[1], YOUHEI IKEDA[1], KOH KUWABARA[2], Tomofumi YAMAMOTO[2], EIICHI UMEKITA[2] (1. MRA, 2. CAO)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J03]

Research on Risk Communication of Innovative Nuclear Technologies

Focused on Advanced light water reactor and Small Modular Reactor

*Reiko Kuwagaki[1], Kenta Horio[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J04]

Public Opinion Survey on Replacing Domestic Nuclear Power Plants with Floating Nuclear Power Plants (Preliminary Survey Results)

*Hiroyuki Nakano[1], Hirshi Yamagata[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

何が肯定方向への変化を促したのか？ 2021 年から 2022 年の変化の要因分解

What Urged the Shift to Positive Direction?
Decomposing the change from 2021 to 2022

*藤田 智博[1]
[1] 原子力安全システム研究所

原子力発電に対する態度を主題とした研究においては、事故をはじめとして、否定的な方向への変化を促す要因に着目した研究が多い。対して、2021 年から 2022 年にかけての変化は、事故を契機としておらず、態度が肯定的な方向に動いている、という 2 点において稀である。反復調査としてデータの取得方法を活かし、要因分解法によって要因を探る。

キーワード：変化、シフト、反復調査、要因分解

1. はじめに

2011 年の事故後、否定的な方向に振れた原子力発電に対する意見は、必ずしもそのままであるわけではない。2021 年から 2022 年にかけての肯定方向への変化を先行研究と関連づけたうえで、その要因を探りたい。

2. 調査概要と分析方法

2021 年と 2022 年に実施した社会調査データを用いる（詳細は当日）。アウトカムは、総合的な利用態度、原子力発電所の今後の建設に対する意見とし、説明変数については、2 時点のデータであることを考慮し、2022 年ダミーという変数に加え、属性や意識についての変数も用いる。分析は要因分解法に依拠し、もっともシンプルなモデル 1 で 2022 年ダミーという時点変数のみを投入し、順次、属性、意識（電力会社に対する評価、発電能力の十分性）を追加的に投入するモデルを、最終的に 5 つまで推定する。順序ロジスティック回帰分析で推定された係数の変化をモデル間で比較する。

3. 結果

総合的な利用態度について、モデル間の比較を実施すると、モデル 1 からモデル 3（属性・一部の意識のみ追加）まで、2022 年ダミーの係数は有意である（モデル 3: coef.=.23）。ただ、モデル 4 以降において 2022 年ダミーの係数は有意ではなくなる（モデル 5: coef.=.13）。他方、原子力発電所の今後の建設の意見について、同様にモデル間の比較を実施したところ、2022 年ダミーの係数は縮小しているものの、モデル 5 においても 2022 年ダミーは有意なまま残る（モデル 5: coef.=.45）。

4. 結論

発電能力の十分性の認識が重要であるといえる。共時的には、電力会社に対する評価も重要である。他方、それらのみで時点の影響を十分に説明するものでもない。研究の精緻化という観点からは、アウトカムを多元的に把握する試みもまた重要であることを述べる。

参考文献 藤田智博、2024 年、「世論も転換したのか？」日本原子力学会誌『ATOMOZ』Vol.66: pp.24-27.

*Tomohiro Fujita[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

原子力・放射線を含む様々なリスク源に関するリスク認識についての調査

Survey on Risk Perception about Various Risk Sources including Nuclear and Radiation

*岡崎 亘[1]，円居 志津子[1]，來 幸佑[1]，池田 陽平[1]，桑原 滉[2]，山本 知史[2]，梅北 栄一[2]

[1]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ，[2]内閣府

内閣府委託事業において、国民が原子力・放射線を含む様々なリスクをどのように認識しているか、全国16歳以上男女6,000人及び原子力・放射線に詳しい1,000人にインターネット調査パネルを用いたアンケート調査を実施した。認知度・受容度等の比較や一般層と原子力・放射線に詳しい層との比較などを行った。

キーワード：リスク認識，世論

1. 緒言

国民が、原子力・放射線のリスクをどのように認識しているのか、他の日常生活の事象と比較してアンケート調査を実施した。ALPS処理水の海洋放出、クリアランス物の再利用、食品・医療分野での放射線利用等を含めたリスク認識の調査結果について紹介する。

2. 調査の概要

「一般層」と「原子力・放射線に詳しい層」を対象に、インターネット調査パネルを用いたアンケート調査を実施した。21のリスク項目について認知度や危険度（回答者が危険と感じているか）、受容度に関する質問をした。エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ（株）と（株）三菱総合研究所が運用しているアンケート定点調査パネル「生活者市場予測システム（mif）」（https://mif.mri.co.jp）のモニタを主体に他の調査パネルモニタにも一部配信し回答を得た。

3. 調査結果

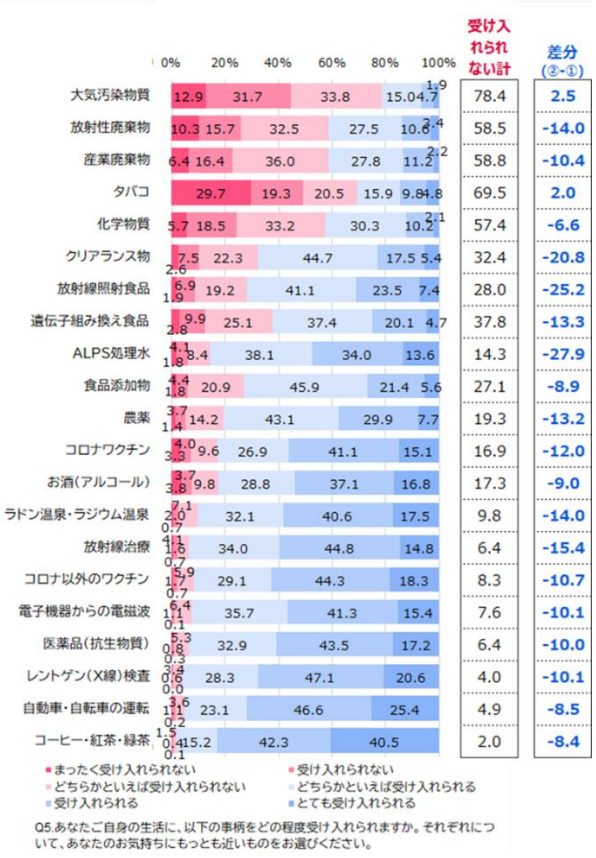


図1 各リスク項目の非受容度

各リスク項目の認知度を聞いた結果、「原子力・放射線に詳しい層」では、原子力・放射線関係の項目以外も認知度が高く出る傾向になった。また、図1は「②原子力・放射線に詳しい層」に各リスク項目について受け入れられるかを聞いた結果で、「①一般層」に聞いた結果との差分も併記している。全体的に「②原子力・放射線に詳しい層」の方が受け入れられないとした割合は低く、特に原子力・放射線関係の項目（特に医療系以外）は「①一般層」との差が大きい結果となった。

3. 結言

国など原子力･放射線関係者による情報発信や説明に更なる改善の余地があること示唆している。本稿は、内閣府「令和5年度　原子力・放射線を含む様々なリスク源に関するリスク認識についての調査」（成果報告書（https://wwwa.cao.go.jp/oaep/dl/houkoku240318.pdf））における調査の一部を取りまとめたものである。調査の一部は令和5年度版原子力白書の特集（https://www.aec.go.jp/kettei/hakusho/2023/）や原子力委員会資料（https://www.aec.go.jp/kaigi/teirei/2024/siryo10/）にも掲載されている。

参考文献

[1] 一般財団法人日本原子力文化財団、“原子力に関する世論調査”

*Wataru Okazaki[1], Shizuko Enkyo[1], Kousuke Rai[1], Youhei Ikeda[1], Koh Kuwabara[2], Tomofumi Yamamoto[2] and Eiichi Umekita[2]

[1]MRI Research Associates,Inc., [2]Cabinet Office.

原子力の革新的技術のリスクコミュニケーションに関する課題検討 —革新軽水炉、小型モジュール炉を例とした分析—

Research on Risk Communication of Innovative Nuclear Technologies
—Focused on Advanced light water reactor and Small Modular Reactor—

*桑垣 玲子[1], 堀尾 健太[1]
[1]電力中央研究所 社会経済研究所

原子力の革新的技術に関する一般の人々の知識や認識、及び受けとめ方を把握する目的で実施したインタビュー及びアンケート調査結果から、リスクコミュニケーションに関する検討課題を報告する。

KeyWords: Risk Communication, Innovative Nuclear Technologies, Social Research

1. 緒言

日本の原子力政策において、次世代原子炉の開発・建設が議論の俎上に上がった。第 6 期科学技術・イノベーション基本計画では、新たな技術を社会で活用するに当たり生じる制度面や倫理面、社会受容面などの課題に対応するために、自然科学のみならず、人文・社会科学も含めた「総合知」を活用できる仕組みの構築を掲げている。原子力の新たな技術導入においても同様の課題が生じると想定される。またリスクコミュニケーションでは、十分な情報を得て判断できることが重要であり、課題の検討はより早い段階からがよい。

2. 目的と方法

原子力の革新的技術に関する一般の人々の知識や認識、及び受けとめ方を把握するうえで留意すべき事項を明らかにする目的で、全国 20～50 代のネットリサーチモニタを対象に、オンライン個別インタビューと、ネットアンケートを実施した（2022 年度、2023 年度）。本研究で、原子力の革新的技術とは、安全性の向上などを目指して開発が進められ、日本でまだ導入されていない次世代革新炉を指すこととする。炉型の特徴として、大きさ、安全面、経済性などへの認識を対比するため革新軽水炉、小型モジュール炉を調査対象とした。どちらも知名度は半数以下だったため、萌芽的な技術へのリスクの判断は既知の事象との類似性や比較を手掛かりにする（Visschers et al.,2007）ことを想定し、段階的に詳しい情報提供を行う設計とした。

3. 結果と考察

革新軽水炉、小型モジュール炉について、懸念と納得の両面から複数の指摘事項をインタビューで聴取し、一般化した定量的な同意割合を検証した。例えば、技術開発の必要性、既設炉に比べた安全性向上や設備の効率性、新設備のエラー、小型化に伴う基数の増加や分散型の立地によるリスク、避難地域が小さいとしても事故時に被害や影響が生じ得ることなど特有の指摘事項があった。小型＝安全などの直感的な見方や、過去トラブルなど想起しやすい情報による誤認などの留意が必要な認知バイアスもみられた。

また、知識付与のない状態に比べ、情報を付与することで判断を留保する意見が増加した。「革新的」な技術開発への期待は、情報付与により安全に関する熟慮のプロセスを経て変化することが示唆され、新規技術において、調査協力者の判断に役立つ情報なしに賛否態度を測定した結果を世論の受容性と解するのは適切ではないといえよう。ただし、付与された情報への指摘は、技術開発の早い段階からの検討に役立つ内容が含まれており、本発表では、既設炉から類推されやすい要素と、類推できない要素を考察する。

---

*Reiko Kuwagaki[1]and Kenta Horio[1]
[1]CRIEPI

浮体式原子力発電へのリプレースに関する世論調査（予備調査結果）

Public Opinion Survey on Replacing Domestic Nuclear Power Plants with Floating Nuclear Power Plants (Preliminary Survey Results)

*中野 宏之[1]，山形 浩史[1]
[1]長岡技術科学大学

今後、原子力発電所のリプレースが考えられるが、課題として、発電所近くの地域住民からの受容性が挙げられる。本発表では、浮体式原子力発電所へリプレースする場合の受容性と懸念事項を調査した結果を報告する。

キーワード：浮体式原子力発電所、世論調査、社会的受容性、リプレース

1. 緒言

陸から 30km 程度離れた洋上に位置する浮体式原子力発電所は、周辺に人が居住していないため、浮体式原子力発電所の比較的近くに住む地域住民（浮体式原子力発電所から 30km 程度離れた既設炉立地地域の住民）からの受容性の向上が考えられるが、明らかになっていない。そのため、既設原子力発電所（既設炉）が浮体式原子力発電所にリプレースされる場合の受容性について調査した。

2. 調査方法

浮体式原子力発電所にリプレースされる場合の受容性を把握するため、2024 年 2 月に、①既設炉が隣の陸上でリプレース（陸上→陸上）されることに対する態度、②その態度を選択した理由、③既設炉が浮体式原子力発電所にリプレース（陸上→洋上）されることに対する態度、④その態度を選択した理由、を選択肢から回答を得る Web 調査を実施した。対象は既設炉立地道県に居住する 1300 人とした。

3. 調査結果

陸上→陸上への態度と陸上→洋上への態度を比較した結果（図 1）、浮体式原子力発電所にリプレースされる場合の方が、反対が約 5.6%減少し、賛成が約 8.5%増加した。また、個人の態度変化を確認した結果（表 1）、態度が変化しなかった割合が約 57.9%であったが、賛成側に変化した割合が約 28.8%と、反対側に変化した割合約 13.3%に比べて 2 倍以上であった。

態度を選択した理由の回答方法は、650 人は単一回答とし、残りは順位回答（1～3 位）とした。単一回答に限った場合、陸上→洋上への態度として反対の理由として、沈没を含む事故による海洋汚染が最も多く選択された（全体の約 34.5%）。これは、浮体式特有の洋上に浮体することに対して懸念したと考えられる。

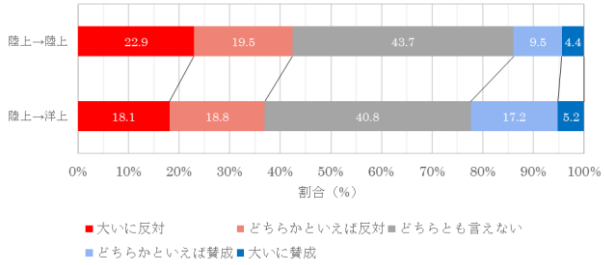


図 1　陸上→陸上、陸上→洋上に対する態度

陸上→洋上に対する態度	割合
陸上→陸上に対する態度から反対側に変化した割合	13%
〃から変化なし	58%
〃から賛成側に変化した割合	29%

表 1　態度変化

4. 結論

浮体式原子力発電所へのリプレースにより、受容性が改善されることを確認した。

参考文献

[1] 産業競争力懇談会「浮体式原子力発電所」2022 年度最終報告書

*Hiroyuki Nakano[1], Hiroshi Yamagata[1]、[1]Nagaoka Univ. of Tech.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B10-14] Blanket Materials/Coating

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B10]

Lamination effect of ceramic coatings for fusion reactor applications

*Shane Miller Wylie[1], Kazuhiro Ishikawa[2], Tomoki Taniguchi[2], Nobumichi Fuchigami[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyocera Corp.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B11]

Effect of thermal cycling on adhesion of protective α-Al_2O_3 layer formed on ODS FeCrAl alloys

*Yoshiki Kitamura[1], Masatoshi Kondo[1] (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B12]

Fabrication and characterization of magnesium oxide coating by magnetron sputtering

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B13]

Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of silicon oxide coating fabricated by liquid phase method

*Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2B14]

Examination of electrical insulating performances of Y_2O_3 coatings by in-situ measurement under deuterium ion beam irradiation

*Satoru Toyoda[1], Teruya Tanaka[2,1], Shingo Tamaki[3], Fuminobu Sato[3], Isao Murata[3] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. Osaka Univ.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Lamination effect of ceramic coatings for fusion reactor applications

*Shane Wylie[1], Kazuhiro Ishikawa[2], Tomoki Taniguchi[2], Nobumichi Fuchigami[2], Takumi Chikada[1]
[1] Shizuoka Univ., [2] Kyocera Corp.

Deuterium permeation measurements for single layer and multilayer ceramic coatings with the same total thickness were performed to elucidate layer structure effect on the properties for the application to fusion reactors.

Keywords: Coating, Tritium permeation, Electrical insulation, Corrosion

1. Introduction

Ceramic coatings have developed to mitigate tritium permeation in a fusion reactor fuel cycle. Recent reports show that multilayer ceramic coatings have great potential in improving the durability and functionality; however, the performance varies by layer structure [1]. In this presentation, we investigated the layer structure effect of ceramic coatings on deuterium permeation behavior and other properties for the usage in fusion reactors.

2. Experimental

Y_2O_3 single-layer coating, YAlO single-layer coating, and Y_2O_3/YAlO multilayer coatings consisting of 5 and 77 layers were deposited on F82H steel (Fe-8Cr-2W) substrates by physical vapor deposition. The total thickness of each coating was 500 nm. Deuterium permeation flux of the samples was measured using a gas-driven permeation method at 673–823 K and deuterium pressures of 10–80 kPa.

3. Results and Discussion

Temperature dependence of deuterium permeation flux for an uncoated F82H and the coated samples is shown in Fig. 1. The single-layer Y_2O_3 coating showed two orders of magnitude lower permeation flux than uncoated F82H, while the YAlO coating reduced three orders of magnitude, possibly due to an amorphous structure. The Y_2O_3/AlO coating with 5 layers showed the lowest permeation flux at 823 K, proving that the multilayer structure enhances the deuterium retention barrier efficiency. The Y_2O_3/AlO coating with 77 layers showed slightly higher permeation flux than the 5-layer coating at 823 K, while four orders of magnitude lower permeation flux than uncoated F82H at 673 K. That indicates that the number of layers affects deuterium permeation reduction as well as the activation energy of permeation calculated from the slope of Arrhenius plot.

Other properties such as electric conductivity and Li-Pb compatibility will be discussed in the presentation.

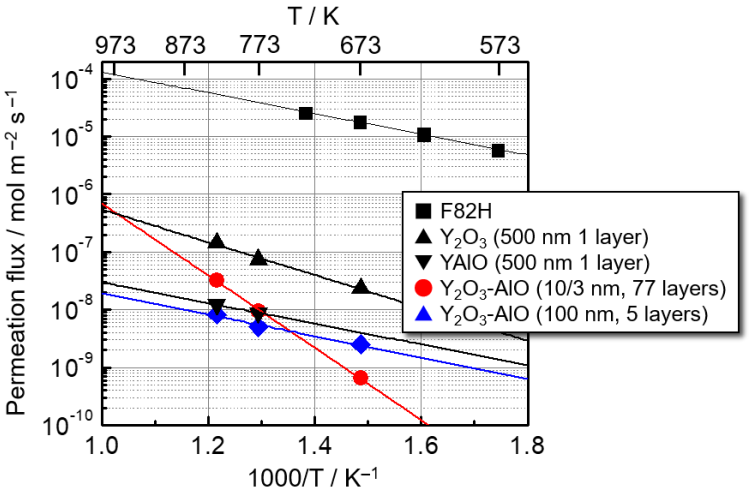


Fig.1 Arrhenius plots of deuterium permeation flux of uncoated F82H substrate and single-layer and multilayer coatings.

References

[1] L. Hu et al. Int. J. Hydrogen Energy. 45 (2020) 19583–19589.

ODS FeCrAl 合金が形成する α-Al_2O_3 被膜の密着強度に及ぼす温度サイクルの影響

Effect of thermal cycling on adhesion of protective α-Al_2O_3 layer formed on ODS FeCrAl alloys

*北村 嘉規[1], 近藤 正聡[1]
[1]東京工業大学

核融合炉液体ブランケットの候補構造材料として期待されている ODS FeCrAl 合金は、その表面に形成する保護性 α-Al_2O_3 被膜により液体金属に対する耐食性を向上させる。運転時と停止時の温度変化により被膜と基材の間で熱応力が発生し被膜の割れや剥離が懸念される。酸化処理を施した ODS FeCrAl 合金に対して温度サイクル試験を実施し、スクラッチ試験により温度サイクルが及ぼす被膜密着性への影響を明らかにした。

キーワード：ODS FeCrAl 合金, 保護性 α-Al_2O_3 被膜, 被膜密着性, 温度サイクル, アンカー効果

1. 緒言　核融合炉液体ブランケットシステムの候補構造材料として期待されている酸化物分散強化(ODS)型 FeCrAl 合金は、その表面に形成する保護性 α-Al_2O_3 被膜により液体金属に対する耐食性を向上させる。ODS FeCrAl 合金と α-Al_2O_3 被膜の熱膨張率は異なるため、運転時と停止時の温度変化によって被膜基材界面に熱応力が発生し、被膜の割れや剥離の発生が懸念されている。本研究の目的は、ODS FeCrAl 合金が形成する α-Al_2O_3 被膜の密着強度に及ぼす温度サイクルの影響を明らかにすることである。

2. 実験条件　APMT (Fe-21Cr-5Al-3Mo), SP10 (Fe-15Cr-7Al-ZrODS)を対象として、1273 K, 10～100 時間の大気下で α-Al_2O_3 被膜を形成させた。その後、真空雰囲気で 323～1173 K の温度サイクル試験を 5, 50 回実施した。10 K/min で昇温し、1173K で 1 時間温度保持した後 10 K/min で 323 K まで降温するサイクルを繰り返した。走査透過電子顕微鏡(STEM)により α-Al_2O_3 被膜の微細組織観察を行い、マイクロスクラッチ試験によりせん断方向の被膜密着性を明らかにした。被膜基材界面の粗さを JIS B0601 の算術平均粗さ Ra の計算式を用いて評価した。

3. 実験結果・考察　図 1 (a)に示す 100 時間酸化試験後の SP10 表面の α-Al_2O_3 被膜は、10 時間酸化試験後[1]と比較して膜厚増加し、ボイドの数やサイズが大きくなった。活性元素(Ti, Y, Zr)の挙動に変化は見られなかった。図 1 (b)に示す 100 時間酸化試験後の SP10 に温度サイクル試験を 5 サイクルした後では重量変化はみられず、被膜と基材の間の剥離や被膜内のクラックの発生や酸化被膜の微細組織の変化も確認できなかった。図 2 に被膜/基材界面の界面粗さと被膜剥離時の印加荷重値の関係を示す。酸化時間 2 時間, 10 時間, 100 時間の SP10 の被膜/基材界面の粗さはそれぞれ 0.096 μm, 0.106 μm, 0.123 μm であり、酸化時間が増加するにつれて界面粗さが増加していくことがわかった。10 時間酸化試験後の SP10 に温度サイクル試験を 50 サイクルした場合では界面粗さは 0.110 μm であり、温度サイクルによる被膜密着性の劣化はみられなかった。界面粗さが大きくなるにつれてアンカー効果[1]によりせん断方向の密着性が向上したことが明らかとなった。

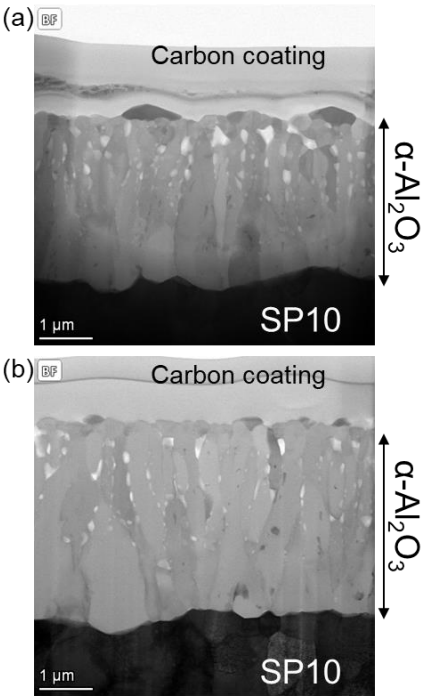


図 1　大気下 1273 K, 100 時間酸化試験後の SP10 の断面 STEM 像 (a)酸化試験後, (b)温度サイクル試験 5 サイクル後

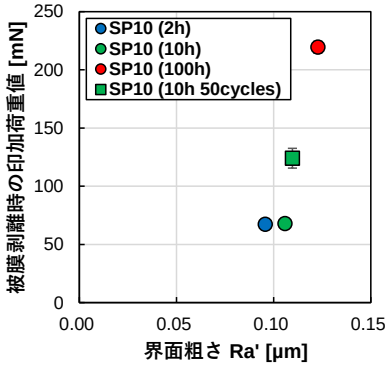


図 2　SP10 の被膜/基材界面の界面粗さと被膜密着性の関係

参考文献　[1] Y. Kitamura et al., Surf. Coat. Technol. 469 (2023) 129787

*Yoshiki Kitamura[1] and Masatoshi Kondo[1]
[1]Tokyo Tech.

マグネトロンスパッタリング法による酸化マグネシウム被覆の作製と特性評価

Fabrication and characterization of magnesium oxide coating by magnetron sputtering

*横山 輝一[1]，清水 悠加[1]，伊藤 鉄馬[1]，大久保 洸佑[1]，田中 照也[2]，居波 渉[1]，川田 善正[1]，近田 拓未[1]

[1]静岡大学，[2]核融合研

核融合炉ブランケットに用いる機能性被覆の新規材料として酸化マグネシウムを選定し、マグネトロンスパッタリング法で作製した被覆試料の特性評価を行った。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化マグネシウム

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットシステムの実用化に向け、構造材料に機能性被覆を施す研究が進展し、セラミックスを用いた被覆による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が示されてきた[1]。中でも酸化マグネシウム（MgO）は電気特性や熱力学的安定性などが優れており、電気絶縁性についての研究が進められている。しかし、水素同位体透過挙動やトリチウム増殖材との共存性についてはまだ明らかにされていない。そこで本研究ではマグネトロンスパッタリング法で MgO 被覆を作製し、特性評価を行った。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、マグネトロンスパッタリング法により膜厚 200～250 nm の MgO 被覆を作製した。特性評価として、電界放出型走査電子顕微鏡やレーザー顕微鏡による表面および断面観察、重水素透過試験（導入重水素圧力 10～80 kPa、試験温度 300～600 ºC）、およびリチウム鉛曝露試験を 500 ºC で 100 時間行った。

3. 結果・考察

MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性を図に示す。450 ºC まで試験温度を上げるにつれて透過フラックスは増加したが、500 ºC では 1 桁程度減少した。また、600 ºC にかけても透過フラックスは減少し、最終的に未被覆基板と比べて 1/300 に重水素透過を低減した。このことから、MgO 被覆の結晶化は 450 ºC よりも高い温度で起こることが示唆された。発表では、表面および断面の観察結果、またリチウム鉛曝露試験によるトリチウム増殖材との共存性ついても併せて報告する。

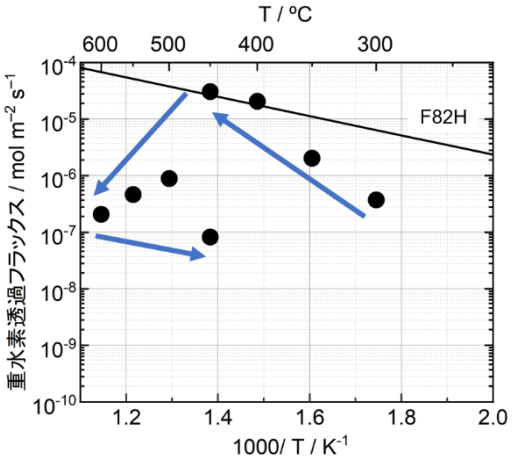


図　F82H 基板および MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Fusion Eng. Des. 136 (2018) 215–218.

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS.

液相法で作製した二酸化ケイ素被覆の構造分析と水素同位体透過挙動

Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of silicon oxide coating fabricated by liquid phase method

*清水 悠加[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被覆の構造分析および水素同位体透過試験を実施した。

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被覆材料とし、液相法により作製した被覆の構造分析を行い、水素同位体透過挙動について調査した。

2. 実験手法

SUS430 を基板として用い、種々の成膜用液体を用いてディップコートにより被覆を成膜した後、アルゴンと水素の混合ガス中で 600 ºC～850 ºC、10～60 分焼成した。試料に対して、電界放出型走査電子顕微鏡による表面・断面観察、エネルギー分散型 X 線分析法による元素分析、および X 線回折による結晶構造解析を行った。さらに、ガス透過法による重水素透過試験を、導入重水素圧力 10～80 kPa、試験温度 300～700 ºC の条件で実施した。

3. 結果・考察

図に、SUS430 基板および各温度、時間で熱処理を行ったエナメル被覆に対する重水素透過フラックスの温度依存性を示す。いずれの試料も試験中に透過低減性能が向上し、600 ºC の試験において、未被覆基板と比較して 3 桁程度透過を抑制した。拡散係数や結晶構造解析の結果から、被覆の結晶化に伴い、被覆内の重水素の拡散が遅くなったことが示唆された。また、700 ºC での試験後も高い透過低減性能を示した。発表では、成分の異なる被覆試料の結果についてもあわせて報告する。

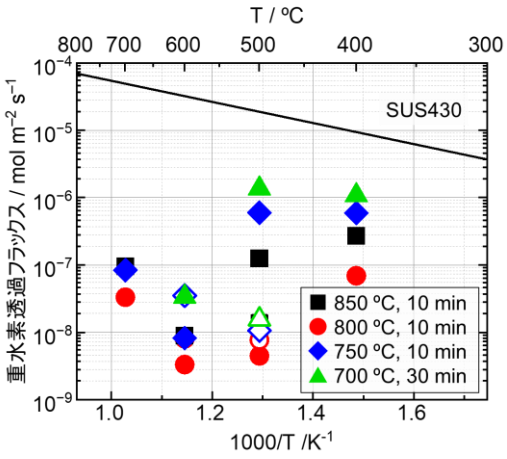


図　SUS430 基板および各温度、時間で熱処理を行ったエナメル被覆に対する重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

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

*Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ.

重水素イオンビーム照射下における酸化イットリウム被覆の電気絶縁特性のその場測定による評価

Examination of electrical insulating performances of Y_2O_3 coatings by in-situ measurement under deuterium ion beam irradiation

*豊田 暁[1]，田中 照也[2,1]，玉置 真悟[3]，佐藤 文信[3]，村田 勲[3]
[1]名大，[2]核融合研，[3]阪大

液体金属ブランケット用電気絶縁被覆の照射損傷に伴う特性変化について、250 keV 重陽子ビームを用いた、高温・電界印加条件でのその場測定による評価を開始した。Y_2O_3 被覆試料に対して、温度 400~500 ℃、電界強度 0.1 V/μm の条件で約 10^{-1} dpa までの照射を行い、顕著な絶縁性能の劣化は見られなかった。

キーワード：セラミック被覆，イオンビーム照射，はじき出し損傷，電気絶縁特性

1. 緒言：液体金属ブランケットにおける MHD 圧力損失で威厳用の電気絶縁被覆材料は、高温かつ電界が印加される環境において最大 100 dpa のはじき出し損傷を受けることが想定されており、この条件で<10^{-2} S/m 以下の電気伝導度を維持する必要がある[1]。しかし、この環境での照射下電気絶縁特性については Al_2O_3（3 dpa まで）以外ではほとんど調べられていない[2]。そこで、大阪大学オクタビアン施設の 250 keV 重陽子ビームラインを用い、被覆候補材料の高温・電界印加条件での照射下絶縁特性変化を、その場測定より評価する実験を開始した。

2. イオンビーム照射実験：電子ビーム蒸着法により SUS430 基板上に成膜した厚み 300 nm の Y_2O_3 被覆試料について、温度 400~500 ℃、電界強度 0.1 V/μm の条件で大阪大学オクタビアン施設の 250 keV 重陽子ビームを照射し、電気伝導度変化をその場測定により調べた。照射実験の概略図を以下の図 1 に示す。

3. 照射下電気伝導度：製作した試料の照射前の室温における電気伝導度は 1.3×10^{-9} S/m であった。基板に流入する電流量から評価した照射中のビーム電流密度は～9.7 μA/cm^2 (～6.0×10^{13} D$^+$/sec·cm^2)となり、SRIM コードでの計算から損傷速度は～8.0×10^{-2} dpa/h と評価される。照射中は 400-500℃への温度上昇に伴う熱励起と照射誘起伝導により、電気伝導度は~3.9×10^{-6} S/m に上昇した。1 時間 10 分の照射を行い、損傷量約 10^{-1} dpa までの電気伝導度変化を調べた。

4. はじき出し損傷量と電気伝導度の関係：今回の実験で得られた Y_2O_3 のはじき出し損傷量と電気伝導度の関係について、過去の Al_2O_3 に対する照射実験結果[2]とともに図 2 に示す。今回の実験では過去の Al_2O_3 に対する実験で見られるようなイオン・電子ビーム照射に伴う顕著な電気伝導度の上昇は見られなかった。
今後、試料により高い印加電界強度及び損傷量を与えたときの電気伝導度変化のその場測定実験を進め、電気絶縁特性を評価する予定である。

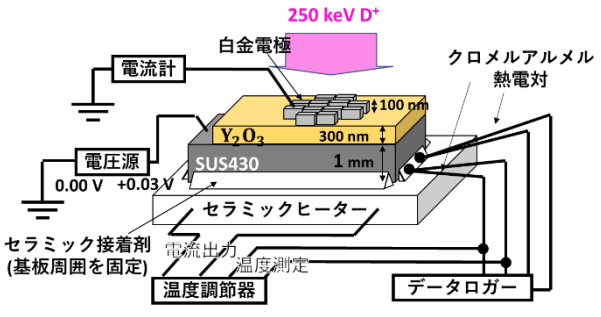


図 1 照射実験の概略図

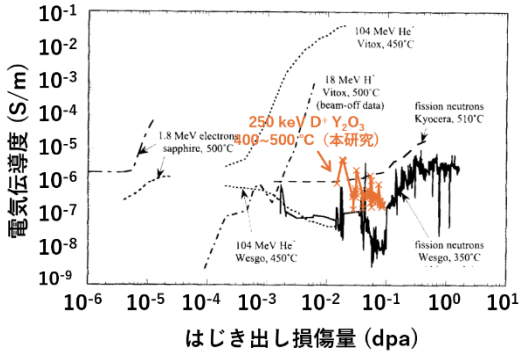


図 2 Y_2O_3 の損傷量と電気伝導度の関係及び過去の Al_2O_3 に対する研究[2]との比較

参考文献

[1] H.Hashizume, Fusion Engineering and Design 81 (2006) 1431-1438

[2] L.L. Snead et al., Journal of Nuclear Materials 226 (1955) 58-66

---

*Satoru Toyoda[1], Teruya Tanaka[2,1], Shingo Tamaki[3], Fuminobu Sato[3] and Isao Murata[3]

[1]Nagoya Univ., [2]NIFS, [3]Osaka Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:05 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H10-14] Multiphase Flow1

Chair:Kenichi Katono(Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2H10]

Development of measurement method for thin liquid film via optical waveguide film (OWF)

*Yuki Mizushima[1], Kosuke Nakano[1] (1. Shizuoka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2H11]

Measurement of liquid sublayer thickness in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Thanh-Binh Nguyen[1] (1. UEC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2H12]

PIV Measurements in 5x5 Rod Bundle and Investigation on Shape Effects of Mixing Vane of Spacer Grid

*Junya Inoue[1], Tatsuya Sasakawa[1], Yoshitaka Mizutani[1], Yasushi Hirai[1], Yuichiro Kubo[1], Kazushi Fujiwara[1], Shigeo Hosokawa[2] (1. NFI, 2. Kansai Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2H13]

Pool boiling in heated particulate beds fabricated by metal 3D printer

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2H14]

Effect of radiation environments on suppression of steam explosions in PEG aqueous solution

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Keigo Morita[2], Hideyuki Sakaguchi[2] (1. CRIEPI, 2. RIKUDEN)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

フィルム型光導波路を用いた薄膜計測法の開発

Development of measurement method for thin liquid film via optical waveguide film (OWF)

*水嶋 祐基，中野 幸佑

静岡大学

フィルム型光導波路（OWF）は厚さ 0.1ｍｍほどの柔らかいシートの中に複数本の光導波路を内包した樹脂フィルムであり、その面内には複数のマイクロ光センサが加工されている。各センサ部では気相と液相の相検出や液相の厚さ計測が可能である。本報では OWF を用いた衝突液滴や液膜厚さの計測について報告する。

キーワード：液膜流，液滴衝突，厚さ計測，フィルム型光導波路

1. 緒言　流動中における液膜・液滴の直接計測を目標に、数十～μm オーダーの膜厚分布や衝突液滴の測定・検出を実現する流体センサを開発した。

2. 試験装置　液滴発生装置にて再現よく生成した液滴[1]を OWF 上に落下衝突させ、信号検出した（Fig. 1）。二方向から高速度カメラにて落下位置や衝突前後の様子を可視化し、信号挙動と比較を行った。液体は水とエタノールの二種類を用いた。また、吹き出し型風洞にて気流に伴われた薄い液膜流[2]を形成し（Fig. 2）、流路上に設置した OWF およびレーザーフォーカス変位計（LFD）で時系列液膜厚さを算出、比較した。

3. 試験結果　エタノール液滴の衝突を OWF にて検出した際の信号を Fig. 3 に示す。可視化によると Ch1 に最初に液滴が接触し、Ch2~5 へとぬれ拡がる様子が捉えられたが、OWF 信号はこれと異なる挙動を見せたことから、液滴衝突面が微小に変形、気体のトラップが起こったことで生じた検出時刻の遅れと判断した。次に Fig. 4 に OWF と LFD から算出した液膜流の平均膜厚を示す（j_G=20~70 m/s, j_L=0.003 m/s）。気流速度が小さい場合、OWF の結果が比較的過大傾向になるものの、両結果は概ね良好に一致した。

4. 試験結果　OWF にて衝突液滴、液膜流の計測を行い、その妥当性を確認した。

参考文献

[1] Y. Miyachi et al., *Rev. Sci. Instrum.* **93**(6): 065107 (2022). https://doi.org/10.1063/5.0075435

[2] Y. Mizushima, *Nucl. Technol.*, **209**(12), 1886–1897 (2023). https://doi.org/10.1080/00295450.2023.2229998

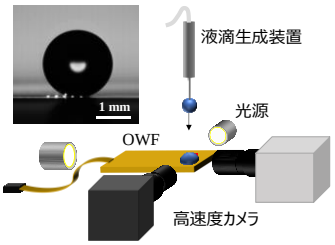


Fig. 1 Schematic of droplet impingement detection

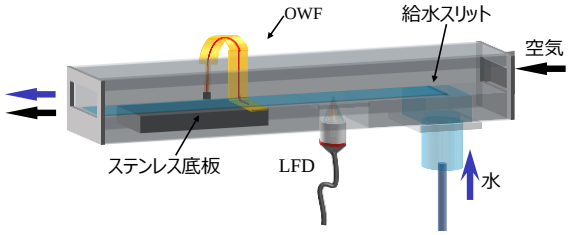


Fig. 2 Schematic of liquid film flow measurement

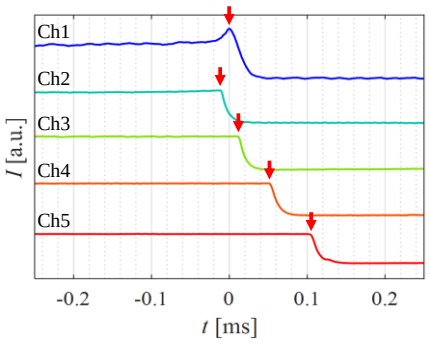


Fig. 3 Droplet impingement signal via OWF sensor array

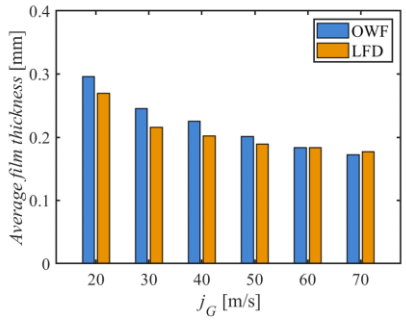


Fig. 4 Comparison of mean thickness between OWF and LFD

*Yuki Mizushima and Kosuke Nakano

Shizuoka Univ.

強制対流サブクール沸騰中における薄液膜厚さの計測

Measurement of Liquid Sublayer Thickness in Subcooled Flow Boiling

*大川 富雄，グエン タン ビン
電気通信大学

機構論的 DNB 予測手法の高度化に資するため、透明伝熱面を用いた強制対流サブクール沸騰実験を行い、伝熱面と大気泡の間に形成される薄液膜厚さを計測した。今後、本実験データの信頼性検証を行う。

キーワード：強制対流サブクール沸騰、DNB、Liquid sublayer、レーザー計測、液膜厚さ

1. 緒言

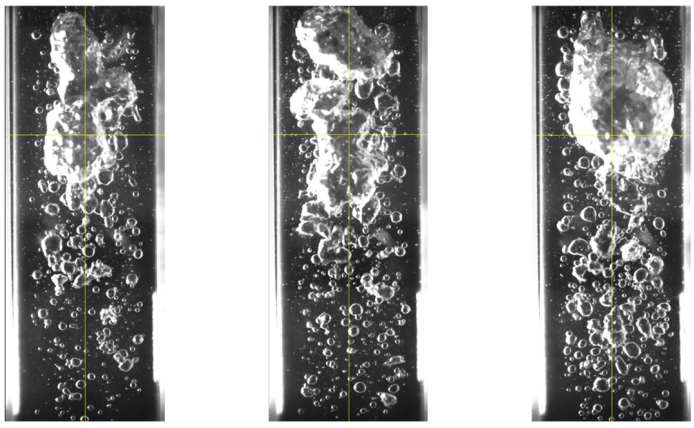
PWR の安全性評価で重要となる DNB 熱流束 q_{DNB} の機構論的予測では、Liquid Sublayer Dryout（LSD）モデルが広く支持されている[1,2]。本モデルでは、伝熱面上に形成される大気泡の長さ L_B と速度 U_B、大気泡と伝熱面の間に形成される薄液膜（Liquid sublayer）の厚さ t_{LS} の関数として q_{DNB} を推算する。しかし、q_{DNB} については数多くの実験データがあるが、L_B, U_B, t_{LS} に関するデータは少なく、LSD モデルの妥当性検討を行う上での障害となっている。本研究では、特に計測が困難な物理量として t_{LS} の実験計測を試みる。

2. 実験装置・方法

サファイヤガラス上に透明かつ導電性の ITO 膜を成膜し、これを通電加熱することで伝熱面とした。試験体は透明のポリカーボネート製、試験流体は水、圧力は大気圧近くとした。三角測量方式による t_{LS} のレーザー計測と高速度カメラによる気泡挙動の観察を同期して行った。

3. 実験結果と考察

レーザー変位計を用いて、基準面から伝熱面と液膜表面までの距離を高時間分解能で計測し、これらの差分を液膜厚さ t_{LS} とした。計測例として、3 つの大気泡の瞬時画像を図 1 に、各気泡の下で計測された t_{LS} の時間変化を図 2 に示す。t_{LS} の計測値は概ね 20～150μm となった。機構論的 DNB 予測手法の性能向上に資するため、今後、本実験結果の信頼性検証を行う。



(a) No. 36　(b) No. 65　(c) No. 74

Fig. 1 Snapshots of large bubbles

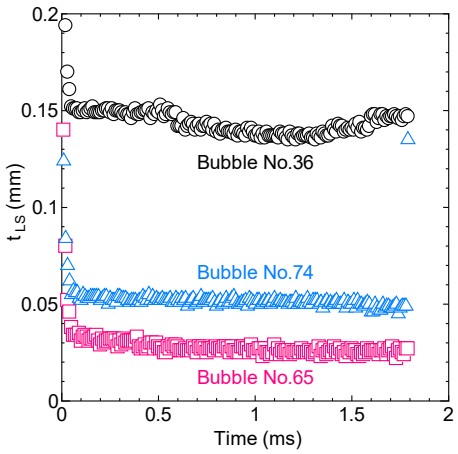


Fig. 2 Liquid sublayer thickness

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP 22K03940 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T.-B. Nguyen, T. Okawa, *Int. J. Therm. Sci.* 195 (2024) 108646. [2] Y. Liu et al., *Prog. Nucl. Energy* 148 (2022) 104225.

*Tomio Okawa, Thanh-Binh Nguyen
The University of Electro-Communications

PIV によるロッドバンドル内の流速分布測定と支持格子ミキシングベーンの形状効果の評価

PIV Measurements in 5x5 Rod Bundle and Investigation on Shape Effects of Mixing Vane of Spacer Grid

*井上 純也[1]，笹川 達也[1]，水谷 義隆[1]，平井 康志[1]，久保 雄一郎[1]，藤原 和志[1]，細川 茂雄[2]
[1]原燃工，[2]関西大

本研究では，PWR 燃料の模擬支持格子を装着した 5×5 ロッドバンドル体系を対象にして Particle Image Velocimetry（PIV）によって流速分布を測定し，ミキシングベーンの形状が冷却材の攪拌能力に与える効果を確認するとともに，CFD 解析結果との比較を行い，その予測性を調査した。

キーワード：PWR 燃料，ミキシングベーン，PIV

1. 緒言

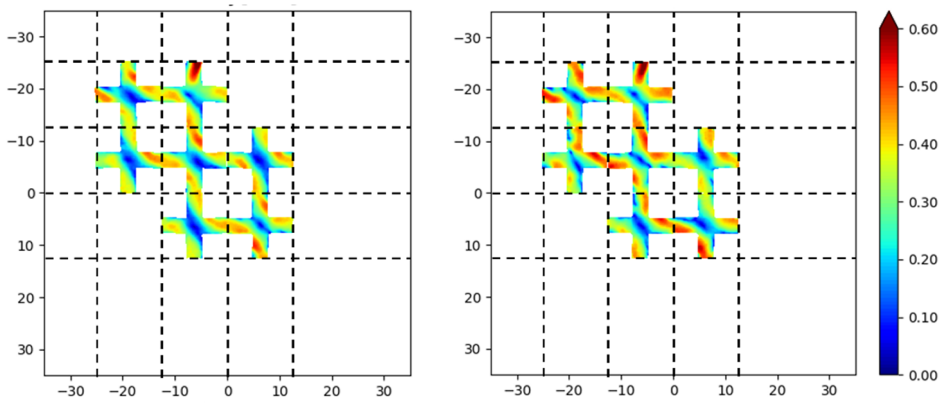
PWR 燃料の支持格子に設けられるミキシングベーンは，冷却材を攪拌させ燃料の熱的性能を向上させる役割をもつ[1]。本研究は，予め CFD 解析で攪拌性能に差異が確認された 2 種類のベーンについて実験的に形状効果を確認するため，模擬支持格子を装着した 5×5 ロッドバンドル体系を対象にして PIV による流速測定を行った。また，CFD 解析の予測性能を把握することを目的として，CFD 結果と試験結果の比較を行った。

2. 試験内容

現行 PWR 燃料のミキシングベーンを模擬したベーン A と，ベーン A に比して投影面積を 38%増加させ CFD 解析で攪拌性能の向上が見られたベーン B をそれぞれ有する 2 種類の模擬支持格子を作成した。流水ループ装置中の試験部は透明壁の矩形流路であり，その中に模擬支持格子を装着した 5×5 ロッドバンドルを設置した。グリッド下流 50 mm の高さに水平 2 方向からレーザーを試験部に入射させ，上部窓から高速度カメラで撮影することで水平方向の流速の PIV 測定を行った。試験条件は，水温 30℃，流量 300L/min（断面平均流速 1.6 m/s）とした。画像群をライブラリー社の Flow-PIV を使用して PIV 処理および平均化処理し，平均水平流速を求めた。

3. 結果・考察

図 1 に試験結果を示す。ベーン A に比してベーン B は支持格子下流の平均水平流速が大きい傾向にあり，これは事前の CFD 解析で予測されたベーンの攪拌性能の向上が表れているものと考えられる。試験と CFD 解析の結果を比較すると，CFD の結果はロッド間の流速がより大きく，サブチャンネル部の流速がより小さい傾向が見られた。これは使用した k-ε モデルが乱れの等方性を仮定していることに由来すると考えられる。



ベーン A　　ベーン B

図 1　平均水平流速

参考文献

[1] 原子力安全研究協会編，軽水炉燃料のふるまい（改訂第 5 版），平成 25 年

*Junya Inoue[1], Tatsuya Sasakawa[1], Yoshitaka Mizutani[1], Yasushi Hirai[1], Yuichiro Kubo[1], Kazushi Fujiwara[1] and Shigeo Hosokawa[2]
[1]NFI, [2]Kansai Univ.

金属 3D プリンターにより造形した自己発熱模擬粒子状デブリ内のプール沸騰挙動

Pool boiling in heated particulate beds fabricated by metal 3D printer

*植田 翔多[1]，新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，大川 理一郎[1]

[1]電中研

金属 3D プリンターで造形した自己発熱模擬粒子状デブリにおけるプール沸騰挙動を高速度カメラにより可視化し、試験体内部の多次元温度分布を光ファイバセンサにより測定することで、充填構造と境界条件が自己発熱模擬粒子状デブリ内の伝熱特性に及ぼす影響を検討した。

キーワード：粒子状デブリ，充填層，プール沸騰，金属 3D プリンター

1. 緒言　軽水炉重大事故時の溶融燃料―冷却材相互作用により生じる粒子状デブリについて、充填構造が粒子状デブリベッドの冷却特性や沸騰二相流に与える影響に関する知見は限定的である。本研究では、充填構造が既知でステンレス製の自己発熱模擬粒子状デブリを用いた大気圧プール沸騰実験を行った。充填構造と境界条件が模擬粒子状デブリ内の伝熱特性に及ぼす影響を検討した。

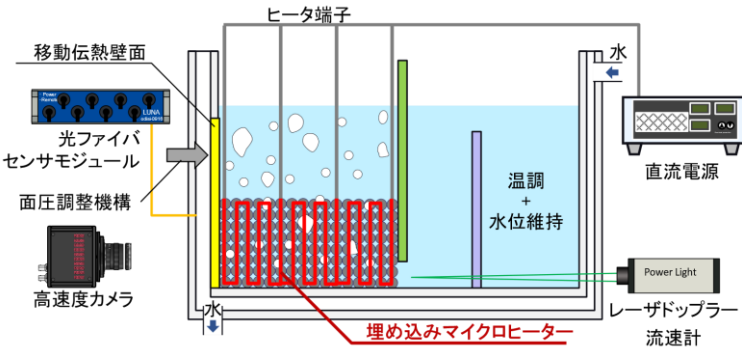


図 1　実験装置の概略図

2. 実験方法と結果　図 1 は、実験装置の概略図である。透明な二重水槽の内側容器内に模擬粒子状デブリを据え付け、容器の外側に所望の温度とした水を流すことで環境温度を制御した。模擬粒子状デブリは、金属 3D プリンターで充填構造が既知のステンレス製模擬粒子状デブリを高さ 50.0 × 幅 74.6 × 奥行 78.1 mm で造形し、内部にマイクロヒータを埋め込むことで製作した。粒子径d_pは⌀5 もしくは⌀10 mm の単一粒子径とし、充填構造は六方最密構造 (hcp)と単純立方構造 (cubic-P)の 2 種類を製作した。模擬粒子状デブリにおけるプール沸騰挙動を高速度カメラにより可視化し、試験体内部の多次元温度分布を光ファイバセンサ (OFS)により測定した。試験体表面の熱流束q_dは崩壊熱を想定して1.0– 3.5 kW/m^{2}の範囲とし、試験体と側壁の接触面圧p_cは0– 0.5 MPaの範囲で与えた。図 2 は OFS 計測位置である。例として、d_p = ⌀5、hcp 充填構造、q_d = 1.0 kW/m^2、p_c = 0.2 MPa、入口サブクール度5℃における OFS 計測結果から評価した試験体内部の熱伝達率と Kutateladze の式[1]による計算結果を図 3 に示す。実験値と計算値のオーダーが合っていることから実験値は概ね妥当と考えられる。実験値では、入口サブクール水に起因して試験体内部に生じる熱伝達率の空間分布が表れている。

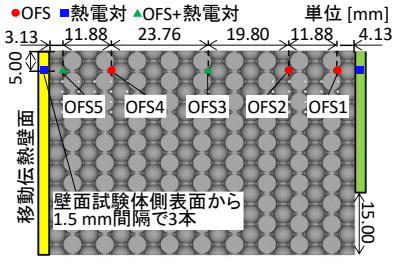


図 2　OFS 計測位置（正面）

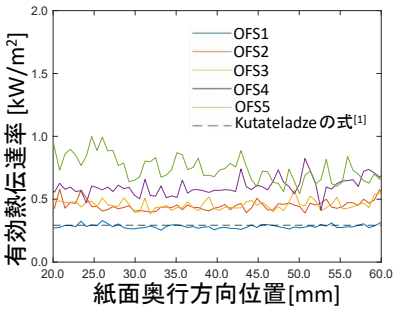


図 3　試験体内熱伝達率

3. 結論　金属 3D プリンターで造形した自己発熱模擬粒子状デブリを用いたプール沸騰実験を行い、充填構造や接触面圧などの境界条件が自己発熱模擬粒子状デブリ内の伝熱特性に及ぼす影響を検討した。

参考文献 [1] Kutateladze, S. S., 1951

謝辞　本研究成果の一部は、原子力規制庁委託事業「令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（粒子状デブリ冷却性実験）事業」として実施したものである。

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1] and Riichiro Okawa[1]

[1]CRIEPI

放射線照射下での PEG 水溶液の水蒸気爆発抑制効果

Radiation effect on suppression of steam explosions in PEG aqueous solution

*新井 崇洋[1], 古谷 正裕[1], 森田 圭吾[2], 坂口 英之[2]
[1] 電中研, [2] 北陸電力

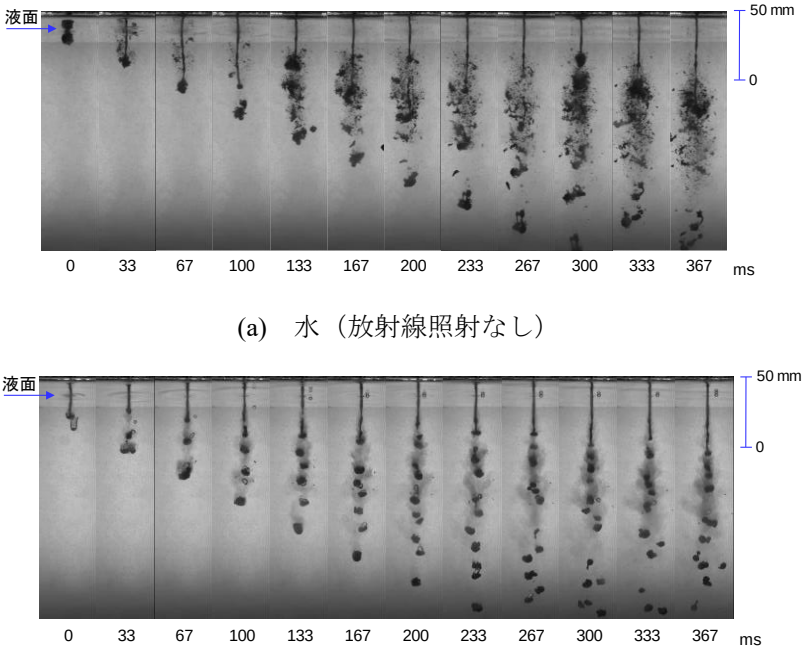
ポリエチレングリコール（PEG）を添加した水溶液プール中に低融点溶融金属をジェット状に流下する小規模実験を実施し、放射線照射下での PEG 水溶液における水蒸気爆発抑制効果を検討した。

キーワード：水蒸気爆発抑制材，ポリエチレングリコール，曇点現象，放射線影響

1. 緒言　水への PEG 添加は、高温の溶融金属が水プールに落下した際の水蒸気爆発トリガリングを抑制する効果がある。これは、PEG 水溶液が有する曇点現象、すなわち液温がある温度を超えると PEG が析出する現象により溶融金属周囲の蒸気膜が安定化し、膜沸騰蒸気膜の崩壊及び溶融金属の微細な混合を阻害するためである。一方、高分子材である PEG は放射線照射によって劣化する可能性があることから、本研究では放射線環境が PEG 水溶液の水蒸気爆発抑制効果に及ぼす影響を把握する。

2. 実験　試験金属として錫を用いて、水プール中に溶融物ジェットとして流下させる体系での小規模実験を実施した。錫をステンレス製溶解坩堝内で電気加熱にて溶融させ、700℃に溶融保持した状態で坩堝底部のノズル（内径 2 mm）からジェット状に流下させた。ノズル先端から水面までの落下距離は 20 mm とした。水プール容器は幅 100 mm、奥行き 100 mm、高さ 200 mm の透明矩形容器であり、水深は 190 mm とした。初期水温は 20℃とした。実験では、線源 ^{60}Co からのγ線を積算線量 50 – 200 Gy 照射した水溶液を用いた。

3. 実験結果　図 1 に溶融錫がプール液中に流下したときの様子を高速度カメラで撮影した連続画像を示す。図 1(a)は水の場合であり、水中で水蒸気爆発のトリガリングが断続的に発生して溶融錫が微粒化した。図 1(b)は積算線量 200 Gy を照射した 0.05 wt%PEG 水溶液の場合である。放射線照射なしの場合と概ね同等の水溶液濃度で水蒸気爆発抑制効果が得られることを確認した。



(a)　水（放射線照射なし）

(b) 0.05 wt%PEG 水溶液（γ線積算線量 200 Gy）

図 1　プール液中での溶融物ジェットの可視観察結果

4. 結論　溶融錫をプール液中に流下させる実験を実施し、積算線量 200 Gy までの放射線照射下における PEG 水溶液の水蒸気爆発抑制効果を明らかにした。

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Keigo Morita[2], Hideyuki Sakaguchi[2]
[1]CRIEPI, [2]RIKUDEN

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:20 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L08-13] Decommissioning of 1F

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2L08]

Considering the analysis of important nuclear species using SNMS and FIB-TOF-SIMS

*Riku Tokunaga[1], Tamaki Matsumura[1], Masato Morita[1], Tetsuo Sakamoto[1], Hideki Tomita[3], Masabumi Miyabe[2], Yoshihiro Iwata[2] (1. Kogakuin University, 2. JAEA, 3. Nagoya University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2L09]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(1) Video recording by drone

*Yoichi Tomiki[1], Hiroshi Itikawa[1], Haruo Amari[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L10]

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation

(2) Video Processing

*YOICHI SAKURAGI[1], Takamasa Tamura[2], Yoichi Tomiki[1], Satoru Nakashima[1] (1. TEPCO, 2. DENPO-ZI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L11]

Design of a Monitoring System for Fuel Debris Retrieval Operations at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Proposal of Physical Quantities to be Measured on Worksite

*Tessai Sugiura[1], Hajime Asama[1], Qi An[1], Atsushi Yamashita[1] (1. UTokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2L12]

Development of filling stabilization technology and fall prevention technology for the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi NPS

*Tomoya Shiga[1], Takashi Mitsui[1], Tsutomu Hayakawa[1], Masaki Jimba[1], Takashi Ito[1], Masanori Hatori[1], Itaru Suzuki[1] (1. Tousou Mirai Technology Co.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2L13]

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval

(16)Simulation of dust dispersion in the core boring cutting experiment

*Kenta Kato[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Taizo Kanai[1], Kinya Nakamura[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

SNMS/FIB-TOF-SIMS による重要核種の分析検討

Considering the analysis of important nuclear species using SNMS and FIB-TOF-SIMS

*徳永 陸[1], 松村 珠希[1], 森田 真人[1], 坂本 哲夫[1],
富田 英生[2], 宮部 昌文[3], 岩田 圭弘[3]
[1]工学院大学, [2]名古屋大学, [3]原子力機構(JAEA)

福島第一原子力発電所の廃炉に必要な重要核種の性状把握手法について、元素イメージングと同位体比分析を同時に行う R-SNMS 分析法の開発を行っている。本研究では、重要核種の一つである Nd について、R-SNMS における共鳴イオン化スキームの検討を行った。

キーワード：質量分析, 波長可変レーザー, 廃炉措置

1. 背景

福島第一原子力発電所の廃炉作業において燃料デブリの性状把握はきわめて重要である。発表者らが開発したレーザー共鳴イオン化スパッタ中性子質量分析法（R-SNMS）では、共鳴イオン化現象を用いることで質量スペクトルにおける同重体干渉を抑制しつつ、微小粒子の元素イメージングと同位体比分析を同時に行うことができる[1][2]。しかしながら、効率のよいイオン化スキームの探索が必要である。そこで本研究では、重要核種の 1 つである Nd について共鳴イオン化スキームの検討を行った。

2. 実験装置・結論

粉末状 Nd の試薬を FIB-TOF-SIMS 装置に導入し、R-SNMS モードで分析した。ここでは、先行研究にて報告された共鳴イオン化スキームを用いた。測定した各 m/z のイオン計数の比より同位体比の測定値を得た。図 1 は測定値（緑線）と天然同位体比（赤）の比較図である。特に奇数質量数の同位体で比較的大きな差異が確認できた。今後、既知のイオン化スキーム[3]を用いて同様の測定を行い、イオン化の飽和と同位体比の差異より共鳴イオン化効率について考察する予定である。

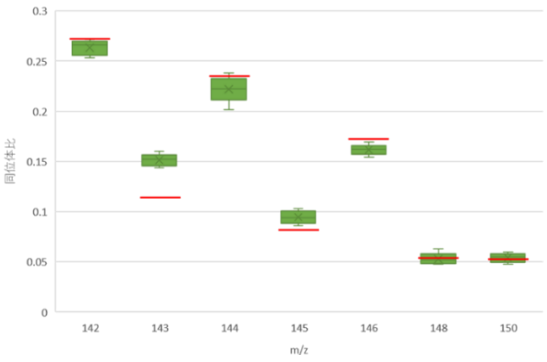


図 1　天然同位体比と測定値

参考文献

[1] T. Sakamoto, *et al*., Anal. Sci. **34**, 1265 (2018).

[2] H. Tomita, *et al*., Progress in Nuclear Science and Technology, **5**, 97 (2018).

[3] N. Liu *et al.,* 43rd Lunar and Planetary Science Conference (2012).

謝辞　本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21465814 の助成を受けたものです。

*Riku Tokunaga[1], Tamaki Matsumura[1], Masato Morita[1], Tetsuo Sakamoto[1], Hideki Tomita[2], Masabumi Miyabe[3], Yoshihiro Iwata[3]

[1]Kogakuin Univ, [2]Nagoya Univ, [3]JAEA

福島第一原子力発電所 1 号機　原子炉格納容器内部調査
（1）ドローンによる映像取得

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation
(1) Video recording by drone

*富木 洋一[1]，市川 裕士[1]，甘利 治雄[1]，中島 悟[1]
[1]東京電力ホールディングス

高線量下、暗所、狭所で映像撮影が可能なドローンシステムを開発した。ドローンシステムによる福島第一原子力発電所 1 号機 原子炉格納容器内部調査を行い、未到達エリアの映像撮影に成功した。

キーワード：PCV 内部調査，ドローン

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、今後の廃炉作業に向け、格納容器内部の状況、堆積物へのアクセスルートの確認が求められており、特に 1 号機ではこれらの情報が不足している。高線量、暗所、狭所を飛行し映像撮影が可能な小型ドローンおよび小型ドローンを遠隔操作できるシステムを開発した。開発したドローンシステムにより、今後の廃炉作業立案に有用な、1 号機の格納容器内部の未到達エリアを含む映像撮影に成功した。

2. ドローンシステム概要

開発したドローンシステムは、図 1 に示すように、小型ドローン、通信中継器、コントロールシステムから構成される。小型ドローンは、格納容器内と建屋をつなぐ管路から挿入するため、20 ㎝角で、重量はバッテリー含め 200 g 以下である。防塵防水性能は IP52 相当、高感度カメラと LED 照明により暗所での撮影が可能である。通信中継器は、有線で接続されたコントロールシステムと無線で接続された小型ドローン間の通信を中継する。コントロールシステムは、小型ドローンから伝送されるリアルタイム映像を表示し、操作者はその映像を見ながらコントロールシステムを介して小型ドローンを操作する。また、ドローン内部に保存される高画質映像は、被ばく量を低減するためにコントロールシステムから遠隔でダウンロード可能とした。

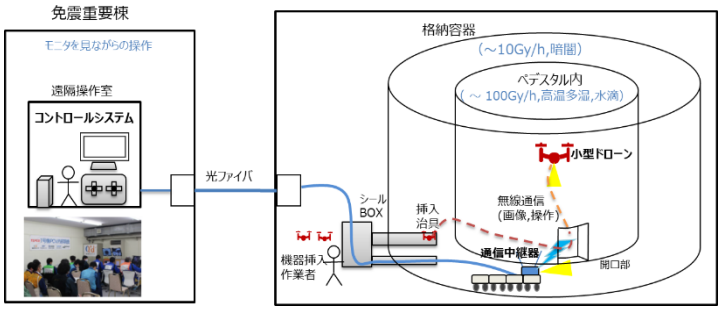


図 1　ドローンシステムによる調査概要

3. オペレーションおよび撮影結果

撮影は、複数回のモックアップ訓練の後、図 2 のように 2 日に分けて 4 機で実施した。1 日目は、格納容器気中部のペデスタルの外側を調査した。1 機目はペデスタル内へ続く開口部の状況および X-6 ペネ付近の状況を撮影した。2 機目は X-1 ペネ周辺および 2 階部分へのルートを主に撮影した。2 日目は中継器をロボットにより開口部に移動し、ペデスタルの中側（圧力容器直下）を調査した。3 機目ではペデスタル内側に垂れ下がる CRD ハウジングと付着物を主に撮影した。4 機目ではペデスタル内部の壁面や壁面に設置されているケーブル等を撮影した。

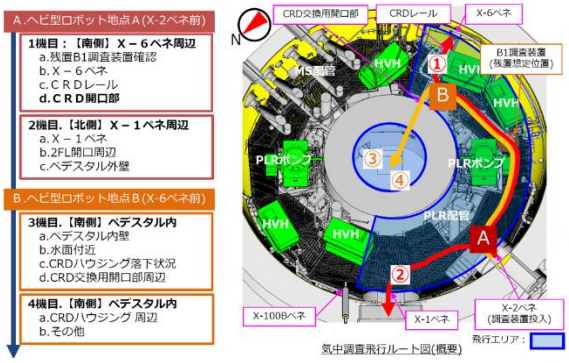


図 2　格納容器気中部 飛行ルート

*Yoichi Tomiki[1], Hiroshi Ichikawa[1], Haruo Amari[1], Satoru Nakashima[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所 1 号機　原子炉格納容器内部調査
（２）映像処理

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Containment Vessel Internal Investigation
(2) Video Processing

*桜木 洋一[1]，田村 隆匡[2]，富木 洋一[1]，中島 悟[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）　[2]（株）電報児

福島第一原子力発電所では事故後の原子炉格納容器(PCV)内部の状況を把握するため、小型ドローンによる調査を行った。取得した映像を基に Structure from Motion (SfM)により対象物の 3D データを生成し、点群、３Ｄイメージを制作した。また、映像に映り込む放射線ノイズを基に線量率の推定を行った。

キーワード：Structure from Motion, 点群, 3D Gaussian Splatting, 放射線ノイズ

1. 緒言

福島第一原子力発電所では事故後の PCV 内部の状況を把握するため、小型ドローンによる調査を行った。点群データ等の３D 情報は、今後の燃料デブリ取り出しや PCV 内部調査の干渉確認、装置検討等に役立つものである。今回は活用取得した映像から３D 情報への変換を試みた。また、PCV 内部の線量の情報は今後、現場に投入するカメラやセンサの選定に役立つ情報である。今回は映像に映り込む放射線ノイズを基に線量率の推定にも試みた。

2. 映像の３D 情報への変換

SfM は複数の視点から撮影された画像を基に、①特徴点の検出とマッチング、②各画像の撮影位置の推定、③3D 点群の生成プロセスを経て、④3D シーンの描写や⑤3D モデルを再構築する技術である。今回の取り組みでは上記①、②にコンピュータビジョンの分野で広く使用されるオープンソースの Colmap、③、④に仏・情報自動制御研究所（Inria）と独・マックスプランク研究所（MPI）が開発している 3D Gaussian Splatting を使用した。（図１）



図１ ペデスタル（圧力容器直下）入口の３D シーン

3. 放射線ノイズを基に線量率の推定

映像に映り込む放射線ノイズは放射線がイメージセンサーの画素のフォトダイオードに衝突し、発生した二次電子が画素のフォトダイオードに感光と同じ状況を作り出すことによって生じると考えられる。よって、イメージセンサーに突入する放射線の量（線量率）と放射線ノイズの量には比例関係があると考えられる。この仮定の下、ドローンで飛行しながら撮影した映像に映り込んだ放射線ノイズの量を計測し、その量から飛行ルート上の線量率を推定した。（図２）

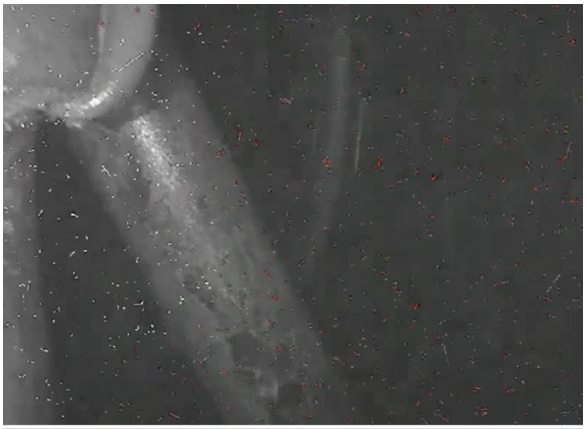


図２　比例計算に用いた放射線ノイズ（赤点）

*Yoichi Sakuragi[1], Takamasa Tamura[2], Yoichi Tomiki[1], Satoru Nakashima[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.
[2]DENPO-ZI, Inc.

福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出し作業向け監視システム設計：作業現場で計測する物理量の提案

Design of a Monitoring System for Fuel Debris Retrieval Operations at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Proposal of Physical Quantities to be Measured on Worksite

*杉浦 鉄宰[1]，淺間 一[1]，安 琪[1]，山下 淳[1]
[1]東京大学

福島第一原子力発電所（1F）における溶融した燃料（デブリ）の取り出しを対象に、Objective Tree（OT）とFailure mode and effect analysis（FMEA）を組み合わせたリスク分析を行い、デブリ取り出し時の機能劣化メカニズムとその原因を抽出し、作業現場で計測する物理量を監視システム設計の要求仕様として提案する。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，リスク分析，Objective tree，Failure mode and effect analysis

1. 緒言　1F の遠隔操作によるデブリ取り出しでは、原子炉格納容器（PCV）内での安全状態維持機能（安全機能）と取り出し作業機能（作業機能）の維持が求められる。よって各機能に影響を与えるメカニズム発生の認知性を高めるため、監視システム設計の要求仕様として作業現場で計測する物理量（計測物理量）の提案は重要だが十分になされていない。一方、機械設計における要求仕様の策定方法として、Fault tree analysis（FTA）と FMEA を組み合せたリスク分析手法がある。しかしデブリの取り出しは操業実績が無く、メカニズム発生の頻度データが必要な FTA の活用は難しい。そこで本研究では定性的なリスク分析を前提に、OT と FMEA を組み合せた機能劣化メカニズムの発生原因を認知する計測物理量の決定方法を検討する。本方法を気中取り出し工法へ適用し、監視システム設計の要求仕様となる計測物理量を新たに提案する。

2. リスク分析手法　リスク分析手順を図 1 に示す。OT は、FMEA が導出した機器劣化メカニズムの発生原因に基づき計測物理量を決定する。この計測物理量は監視システム設計の要求仕様となる。FMEA は決定した計測物理量を踏まえて、燃料デブリ取り出し作業において達成されるべき目的に対する機能劣化メカニズムの致命度を分析する。この分析結果は、要求仕様の実現優先度を設計者が判断する指標となる。

3. 計測物理量の検討結果　開発中の気中取り出し工法[1]の通常の運用状態に対して計測物理量を検討した。作業機能は「自機と構造物の距離［m］、デブリ加工範囲［m］」など空間認知要求が多くを占めた。安全機能（気相閉じ込め）は「デブリ加工時に発生するアブレシブとダストの配管内流入量［kg/m³］」など設備系統内へ流入する異物の認知要求が多くを占めた。また異物の発生元となる「アブレシブ使用量［kg/day］」や、機能劣化の直接原因を認知する「系統内ガス流量［L/s］」も挙げられた。

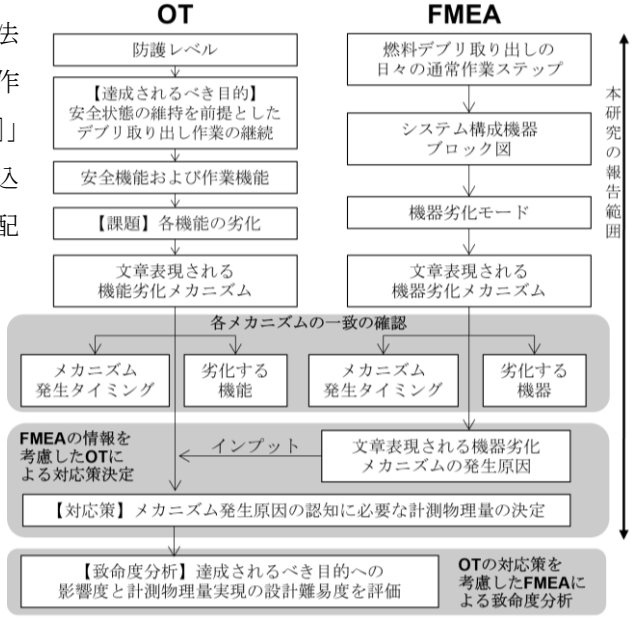


図 1 OT と FMEA を組合せたリスク分析手順

4. 結言　監視システム設計の要求仕様として通常の運用状態での計測物理量を提案した。

謝辞　本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業」として参考文献[1]の開発を担った IRID および東芝エネルギーシステムズ（株）関係者の助言を賜った。深く感謝申し上げる。

参考文献　[1] IRID, 原子炉格納容器内の連続的な監視システムの開発（2022 年度最終報告），https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022011renzokukanshi202306F.pdf

---

*Tessai Sugiura[1], Hajime Asama[1], Qi An[1] and Atsushi Yamashita[1]
[1]The University of Tokyo

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し工法における充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発

Development of filling stabilization technology and fall prevention technology for the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi NPS

*志賀 倫哉[1]、三井 崇[1]、早川 努[1]、神馬 正樹[1]、伊東 敬[1]、羽鳥 正訓[1]、鈴木 格[1]
[1]東双みらいテクノロジー株式会社

燃料デブリ取り出しを実施する上で、炉心部や炉底部の解体加工時の安全や効率を向上する対策が必要と考えられている。上記対策の一環として、東双みらいテクノロジー㈱では、充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発に取り組んでいる。本書では、上記各開発の進捗と今後の計画について紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ取り出し工法、充填安定化技術、加工時落下対策技術

1. 緒言

充填安定化技術とは、燃料デブリや炉内構造物等を充填材で固化安定化することで脱落防止等を図るとともに切断・撤去をより効率的に行う技術である。落下対策技術とは、燃料デブリや炉内構造物の落下による再臨界防止およびダスト飛散を抑制する工法である。それぞれの工法について、炉内損傷状況等の前提条件を設定し、設定した前提条件に基づき要求事項を整理した。この要求事項を満足し得る充填施工方法と加工時落下対策案を検討し、実環境を模した試験によりそれらの妥当性を検証する計画である。

2. 開発進捗

2-1. 充填安定化技術（適用例：図 1 参照）

炉内の損傷状況・炉底部開口等の前提条件を設定し、充填材の抽出、有効な充填安定化方法、装置構成および充填手順等の現場適用性に関する要求事項を整理した。

要求事項の整理の結果、現場適用性に優れる充填材の主要な候補としてジオポリマーを選定した。

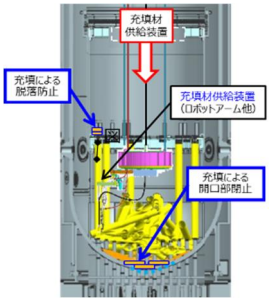


図 1　充填安定化技術

2-2. 加工時落下対策技術（適用例：図 2 参照）

落下エネルギーの大きい CRD ハウジングを想定落下物として設定し、複数の落下対策案を比較評価した。開発優先度の高い案として、落下防止シート、緩衝体等を抽出した。

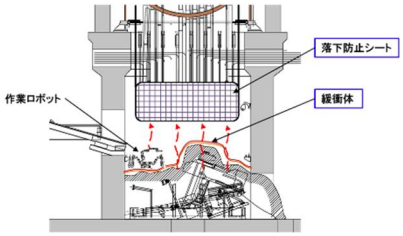


図 2　落下対策案
（落下防止シート、緩衝体）

3. 今後の計画

選定された充填材を使用して、現場環境を模擬した充填試験および規模を拡大した要素試験により充填安定化技術の現場適用の可否を検証する。

また、抽出した落下対策について要素試験を実施し、衝撃吸収性、ダスト飛散防止、遠隔施工性等を検証する。

4. 結論

燃料デブリ取り出し工法のうち、充填安定化技術および、加工時落下対策技術に関する開発の進捗と今後の計画を紹介した。本開発成果を通じて、東京電力ホールディングス株式会社殿と協力し、燃料デブリ取り出しの早期実現を目指していく。

5. 謝辞

本研究は、経済産業省／令和 5 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリ取り出し工法の開発（気中上取り出し工法における充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発））」として実施したものであり、東京電力ホールディングス株式会社をはじめ、日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社、株式会社 IHI の各社ご協力により得られた成果である。

参考文献

[1] 令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金」「燃料デブリの取り出し工法の開発」2022 年度最終報告　技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)

*Tomoya Shiga[1]、 Takashi Mitsui[1]、 Tsutomu Hayakawa[1]、 Masaki Jimba[1]、 Takashi Ito[1]、 Masanori Hatori[1]、 Itaru Suzuki[1]
[1]Tousou Mirai Technology Co. Ltd.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けたダスト飛散率データの整備 （16）コアボーリング切削における飛散ダスト挙動の解析

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval (16) Simulation of dust dispersion in the core boring cutting experiment

*加藤健太[1]、稲垣健太[1]、小山正史[1]、魚住浩一[1]、金井大造[1]、中村勤也[1]、金川俊[1]、土方孝敏[1]、加藤徹也[1]、山内大典[2]、戸塚文夫[2]、茂木一貴[2]、岩田裕一[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

切削試験と数値解析を用いたダスト飛散率データ整備を行っている。本発表では、コアボーリングを用いた切削試験の再現解析を行い、本試験におけるダスト飛散特性を明らかにする。

キーワード：ダスト、飛散挙動、粒子追跡法

1. 緒言

燃料デブリ取り出しには、切削によるダストの発生・移行挙動を考慮した安全評価技術が必要である[1]。これまで我々は、様々な切削工法を用いて模擬材を切削することで飛散率データの整備を行ってきた。また、CFD と粒子追跡法に基づいたダスト飛散挙動の解析手法を構築し、ダストの性状やケーシングの形状の違いによるダスト飛散特性への影響を明らかにした。本発表では、電中研で実施されたドライ環境でのコアボーリング試験[2]の再現解析を行い、ダスト飛散特性を明らかにする。

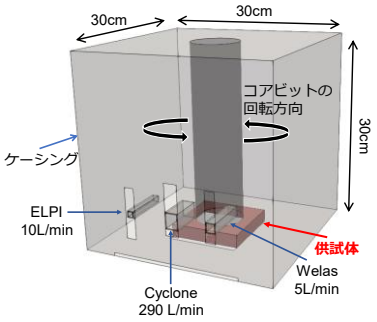


図 1 解析モデル

2. 再現解析

解析モデルとして、試験体系と同様な、図 1 に示す 30cm 角の小型ケーシングにコアビットと 3 本のサンプリング管（ELPI/Cyclone/Welas）からなる系を想定する。小型ケーシングを用いたためサンプリング管とダスト発生個所は物理的に近く、また、Cyclone は他の 2 つに比べ 290 L/min と 1 桁以上大きな体積流量でダストのサンプリングを行っている。

はじめに、サンプリング管の位置や流量がダスト回収率（回収された粒子数/初期粒子数）に与える影響を評価するため、それぞれのダスト回収率の比較を行った。その結果、回収された粒子の絶対数は体積流量の大きい Cyclone が最も大きくなるが、体積流量で除した回収濃度に換算すると、それぞれサンプリング管の回収濃度は同程度となった。これは異なる位置で実施したサンプリングによる回収率の評価値が位置や流量に依存せず、各サンプリング管で得られた飛散率が十分な代表性を有していることを示している。

一方で、コアボーリングでは切削によって発生した多くのダストが供試体表面近傍を飛散する。そのため、飛散挙動は供試体表面等の壁面近傍における流速の減衰の影響を強く受ける。そこで、壁面流速とセル流速の間を補完することで供試体表面やケーシングの壁の効果を組み込み、再現解析を行った。壁の効果を考慮していない場合では、直径 10μm 以下のほぼ全てのダストが回収されるが、壁の効果を考慮した場合、ダストは飛散せずにビット周りに堆積する結果となった。試験で得られた飛散率は典型的には 1%程度であり、そのほとんどが飛散せずコアビット周囲に堆積することが明らかになっており、解析結果と試験結果が一致することで本解析手法の妥当性が確認された。

3. 結論

本解析では、試験で測定したダスト回収率がサンプリング管の位置や流量に依存していないことを示すと共に、壁近傍の流速分布を精緻化することでコアボーリングによる低い飛散率の再現を可能とした。今後、試験で得られた飛散率データから実機の評価に適用可能な参照データを得るために数値解析による試験データの外挿などが重要な役割を果たすと考えられる。そのため、さらなる大規模計算や実環境を模擬する湿式条件などの解析に向けた解析手法の高度化を継続する。

参考文献

[1] 小山正史、他、日本原子力学会 2022 年秋の大会 2B20 (本シリーズ(1))
[2] 魚住浩一、他、日本原子力学会 2023 年秋の大会 1F13 (本シリーズ(8))

＊本研究は、令和 5 年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（安全システム（ダスト飛散率データ取得））」によって実施したものです。

* Kenta Kato[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Taizo Kanai[1], Kinya Nakamura[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2], Fumio Totsuka[2], Kazutaka Mogi[2], Yuichi Iwata[2] [1]CRIEPI, [2]TEPCO

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 7:40 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C10-16] Fukushima 2

Chair:Kentaro Manabe(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C10]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Elucidation and modeling of the effects of forest management on air dose rates

*Yusei Uehara[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Miyu Nakanishi[1], CHENWEI CHIU[1], Shiori Takamura[1] (1. University of Tsukuba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C11]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Analysis of the source of cesium discharge from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the ocean

*Yuichi Onda[1], Hikaru Sato[1], Daisuke Tsumune[1], Katsuhiko Kohata[2], Tomomi Okamura[2] (1. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C12]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Model Development for Elucidation of Cs-137 Adsorption and Desorption Process in River Bottom Sediment in Fukushima Prefecture

*Naoyuki Wada[1], Yuichi Onda[2], Jim Smith[3], Yasunori Igarashi[2] (1. University of Tsukuba, 2. Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Sciences, 3. University of Portsmouth)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C13]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Elucidation of the dynamics of dissolved Cs-137 from the headwaters to the river by analyzing the water quality of river water

*Kosuke Tomura[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Aya Sakaguchi[1], Yasunori Igarashi[1], Taichi Kawano[1] (1. Univ. of Tsukuba)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2C14]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Factors contributing to elevated concentrations of dissolved form Cs-137 during runoff in forest headwater catchment

*Yutaro Nagata[1], Yuichi Onda[2], Koichi Sakakibara[3], Junko Takahashi[2], Tsubasa Hiramatsu[3] (1. Univ. of Tsukuba, Master programme of Geosciences, 2. Univ. of Tsukuba, Center for Reaearch in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, 3. Shinshu Univ. Faculty of Science)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2C15]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Effect of bedrock groundwater on the concentration of dissolved Cs-137 in surface water in the headwaters of

©Atomic Energy Society of Japan

forests in Namie Town

*Haruki Nakada[1], Hiroaki Kato[1,2], Yuma Niwano[1], Yuichi Onda[1,2] (1. Tsukuba University, 2. CENTER FOR RESEARCH IN RADIATION ISOTOPES, AND EARTH SYSTEM SCIENCE)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2C16]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11) Estimation of pathways based on the vertical distribution and temporal variation of ^{137}Cs in the ocean derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*Munehiro Asao[1], Tsumune Daisuke[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
(5)森林管理が空間線量率に及ぼす影響の解明とモデル化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5) Elucidation and modeling of the effects of forest management on air dose rates

*上原　雄正[1]，恩田　裕一[2]，高橋　純子[2]，中西　美夕[1]，CHIU CHENWEI[2]，高村　詩央里[1]

[1]筑波大学 、[2]筑波大学 放射線・アイソトープ地球システム研究センター

先行研究では土壌含水率と空間線量率の関係から、降雨による遮蔽効果が認められた。本研究では間伐による森林管理において、樹冠構造の変化やそれに伴う林内の雨量変化が土壌含水率や空間線量率にどのような影響を及ぼしているかを定量化する。そこで実際に間伐した森林を調査プロットとし林内に雨量計、空間線量計、土壌含水率計を設置し観測した。観測結果から、間伐の影響の大きい場所では降雨時の空間線量率に影響を及ぼした。

キーワード：空間線量率、森林管理、間伐、実効雨量、土壌含水率

１．諸言

2011 年 3 月に福島第一原子力発電所で発生した事故により多くの Cs-137 が放出され、陸域に沈着した。これまで森林区域に対する除染は行われていない。そのため林野庁を中心に間伐による Cs-137 の沈着分布への変化を調査している。また先行研究では地表面付近の土壌含水率が増加することにより、地中の Cs-137 から発生するγ線が一部遮断されることで空間線量率が一時的に減少することが指摘されている[１]。本研究では、間伐による林内の降雨分布の変化に着目し、土壌面への雨量変化が空間線量率に及ぼす影響を評価した。

２．研究方法

調査地は、福島県飯舘村飯樋地区と福島県南相馬市冬住地区を観測サイトとした。それぞれ初期沈着量は 900kBq/㎡と 720kBq/㎡であり、2022 年 10～12 月において列状間伐を実施した。2024 年 4 月より雨量計と空間線量率計、土壌水分計を設置しモニタリングを開始した。間伐したサイトでは、間伐の影響を調査するために残存列と間伐列にまたがるように計 4 台の空間線量率計を設置した。降雨時の空間線量率の減少とその後の乾燥においてどのように空間線量率が上昇し元の状態に戻るのかを間伐の影響によって比較した。

３．結果

降雨前後の空間線量率データを間伐列内で比較したところ、降雨開始後すぐに空間線量率が減少し、その後一週間程度かけてもとの値まで回復した。間伐の影響が大きい場所においては、減少の幅が大きいことが確認された。また、減少が急激な変化をしているのに対して、上昇は緩やかな変化を描いている。

参考文献

[1] Nakanishi, M., Onda, Y., Takahashi, J., Kato, H., Iida, H., & Takada, M. (2023). Changes in air dose rates due to soil moisture content in the Fukushima prefecture forests. Environmental Pollution, 334, 122147.
[2] Nelson M. S., & Rittenour, T. M. (2015). Using grain-size characteristics to model soil water content: Application to dose-rate calculation for luminescence dating. Radiation Measurements, 81, 142-149.

*Yusei Uehara[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Miyu Nakanishi[1], Chenwei Chiu[1], Shiori Takamura[1]

[1]University of Tsukuba Center for research in Radiation, Isotopes and Earth System Science

福島における放射性物質分布調査

(6) 福島第一原子力発電所から海洋へのセシウム放出源の解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Analysis of the source of cesium release from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the ocean

*恩田 裕一[1]，佐藤 ひかる[1]，津旨 大輔[1]，木幡 勝彦[2]，岡村 知巳[2]
[1]筑波大学　放射線・アイソトープ地球システム研究センター，[2]東京電力ホールディングス

福島第一原子力発電所の事故後の廃炉と環境修復において，放射性核種の放出を最小限に抑えることが重要である。海側の不透過性壁が設置されているにもかかわらず，^{137}Cs が季節変動を伴って海に漏れ続けているが，その原因や要因はよくわかっていない。本研究では，^{137}Cs が陸から海へ移動する主要ルートである K 排水路を調査した。トリチウム（^{3}H）を利用した流域水文学トレーサー法を用いて，排水路の基底流と表面流，建屋流出を区別し，実効雨量法で排水路の ^{137}Cs 濃度を特定した。結果として，^{137}Cs の主要な供給源は原子炉建屋であり，温度の影響や降雨による流出が季節変動を引き起こしていることが示唆された。

キーワード： セシウム，福島第一原子力発電所，トリチウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所の放射性水の流出を抑制するため，2015 年 10 月に海側不透過壁が建設された。この壁は，1–4 号機の陸海境界で約 30m の深さまで設置され，汚染水の海への流出を激減させた。その後濃度は低下したものの，わずかな ^{137}Cs が港内に流出しており，季節変化や降雨との関連が見られている。K 排水路は特に ^{137}Cs 濃度が高く，海水への流入経路となっている可能性があったため，2016～2021 年の流量，トリチウム，セシウムデータを用いて ^{137}Cs の海への輸送メカニズムの解明を試みた。

2. 研究方法

福島第一原子力発電所の K 排水路における ^{137}Cs 濃度の評価方法は以下の通りである。まず，K 排水路流出水中のトリチウム(^{3}H)をトレーサーとして使用し, 降雨時の ^{3}H 濃度減少を利用して表面流出と基底流を区別する。そして, エンドメンバー混合分析(EMMA)法で流出成分の割合を推定した。その上で, 実効雨量法(Rw)を用いて，降雨により生成される表面流出と基底流の流入成分を推定した。

3. 結論

K 排水路の ^{137}Cs 濃度は，温度と降雨が ^{137}Cs 濃度の季節変動に大きく影響し，夏に濃度が上昇し，冬に減少した。Rw 分析により、K 排水路の流出は，地下水流，表面流出に加え、やや遅れたピークを持つ建屋排水の 3 つに区分され，良好なハイドログラフの再現ができた。基底流中の ^{137}Cs 濃度は，気温との関係で再現できた。降雨中に ^{137}Cs が増加した状況を，表面流出水および建屋排水に ^{137}Cs 濃度を与えて推定すると，流出濃度を極めてよく再現できた。計算の結果，年間 ^{137}Cs フラックスのうち，建屋流出が最も多く，次いで表面流出，基底流出であることがわかった。

*Yuichi Onda[1], Hikaru Sato[1], Daisuke Tsumune[1], Katsuhiko Kohata[2], Tomomi Okamura[2]　Taichi Kawano[1], Hiroaki Kato[1] and Junko Takahashi[1]
[1]University of Tsukuba, [2] Tokyo Electric Power Company Holdings

福島における放射性物質分布調査
（7）福島県川底土における Cs-137 吸脱着過程の解明に向けたモデル構築

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Model Development for Elucidation of Cs-137 Adsorption and Desorption Process in River Bottom Sediment in Fukushima Prefecture

*和田 尚志[1], 恩田裕一[2], Jim Smith[3], 五十嵐康記[2]
[1]筑波大学, [2]筑波大学放射線・アイソトープ地球システム研究センター, [3]ポーツマス大学

本研究では、福島第一原子力発電所事故以降の福島県内における川底土の Cs-137 濃度の形成要因を解明することを目的としている。そこで、河川水と川底土間の Cs-137 の吸脱着を想定したボックスモデルを作成することで評価した。現地における川底土 Cs-137 濃度を十分に再現でき、採取地点ごとの Kd により川底土 Cs-137 濃度変化が支配されていることが明らかとなった。

キーワード：Cs-137, 福島第一原子力発電所, 川底土, 吸脱着モデル, 溶存態, 固液分配係数

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により多量の Cs-137 が大気中に放出され、速やかに陸域へと沈着した。流域における Cs-137 の流出形態は溶存態、懸濁態などが大半を占めているが、河川中における Cs-137 移行では固相と液相間でのイオン交換なども関与している[1]ため 川底土に着目する必要がある。溶存態と懸濁態では、Cs-137 濃度が事故後二重指数式に従って減少していることが明らかになっているが、川底土については事故後むしろ増加している地点もありその要因はまだわかっていない。そこで本研究では吸脱着過程に着目し、モデルを使用したうえで川底土 Cs-137 濃度の形成要因を解明することを目的とする。

2. 研究手法

今回の研究では、環境省が 2011 年から 2019 年に採取した川底土のデータと福島県と筑波大学放射線・アイソトープ地球システム研究センターが採取した溶存態のデータを使用した。対象地域は、福島県中通り・浜通りの流域である。作成した吸脱着モデルでは先行研究[2]を参考に液相からの吸着反応速度と固相からの脱離反応速度と放射壊変を考慮した。このモデルに現地で得られた溶存態の時系列データと実測の川底土の初期濃度を代入することで、4 つの反応速度のみを変数とする川底土 Cs-137 濃度の時系列データが得られる。このモデルにより実測値を再現することで現場における吸脱着の反応速度を評価する。

3. 結論

粒度による補正を施した川底土 Cs-137 濃度に関して、観測地点 75 地点中 45 地点では沈着後 1 年間で上昇したが、1 年後以降はすべての地点において二重指数式に従って減少していた。この時系列データに対して吸脱着モデルを使用した結果、Cs-137 濃度の上昇を含め良好に再現することができた。また、このときの吸着速度は半減期 0.2 - 22 分、脱離速度は半減期 70 – 549 日であった。今回のモデルから、Kd が上昇すると吸着速度が早く、脱離速度が遅くなることがわかった。

参考文献

[1] Monte. L et al., (2009) Physical processes in freshwater ecosystems, *IAEA-TECDOC* , 1616, 419-432.

[2] Smith. J.T., Comans R. N.J, (1996) Modelling the diffusive transport and remobilization of ^{137}Cs in sediments : The effects of sorption kinetics and reversibility, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 60, 6, 995-1004

---

*Naoyuki Wada[1] , Yuichi Onda[2], Jim Smith[3] and Yasunori Igarashi[2]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Center for Research in Radiation, Isotopes and Earth System Science, [3]Univ. of Portsmouth

福島における放射性物質分布調査 (8) 河川水の水質分析による源流域から河川流域にかけての 溶存態 Cs-137 の動態の変化の解明

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (8) Elucidation of the dynamics of dissolved Cs-137 from the headwaters to the river by analyzing the water quality of river water

*戸村 光佑[1], 恩田 裕一[1], 高橋 純子[1], 坂口 綾[1], 五十嵐 康記[1], 川野 泰地[1]
[1]筑波大学 放射線・アイソトープ地球システム研究センター

福島県内の森林源流域で森林から河川に移行した原発事故由来の Cs-137 は、河川水中に溶存態 Cs-137 として溶出するが、その溶出経路は森林源流域から河川上・中・下流域にかけて変化する。その変化を、Cs-137 の溶出に影響を与える渓流水・河川水の水質を分析することで考察した。
キーワード: 溶存態 Cs-137、溶出経路、イオン競合性、有機物分解

1. 緒言

河川中で溶存する Cs-137 は生物への移行性が高く、河川中での挙動の解明が望まれている。これまでの研究では、河川上流部での溶存態 Cs-137 濃度に影響する要因として、森林から供給されるリター（有機物）の分解、競合するイオン濃度[1]が指摘されてきた。そして近年、河川下流や貯水池における観測的研究は、溶存態 Cs-137 濃度を決める要因としてセシウムの安定同位体(Cs-133)の存在を指摘している。しかし、森林が近く斜面からリターの供給が多い河川上流において、河川水中の Cs-133 濃度がどのように溶存態 Cs-137 濃度に影響するかがわかっていない。本研究の目的は、森林源流域から下流へかけて、河川水中の溶存態 Cs-137 濃度に影響する要因を明らかにすることである。

2. 研究手法

福島県川俣町山木屋地区の森林源流域から、下流の口太川流域内の観測地点 7 か所で河川水を採取した。サンプルは研究室に持ち帰り、有機物分解で溶出する溶存有機炭素（DOC）、 Cs^+の競合イオン(K^+や NH_4^+)などの主要溶存イオン濃度、Cs-133 濃度をそれぞれ全有機体炭素計、イオンクロマトグラフィー、ICP-MS を用いて測定した。

3. 結論

対象とした河川における Cs-137 の固液分配係数 (K_d=懸濁態濃度/溶存態濃度)は、$[K^+]$あるいは $[NH_4^+]$ の増加に伴い減少し、決定係数 はそれぞれ、$R^2=0.23$ と $R^2=0.32$ であった。既存研究によれば $[NH_4^+]$ は $[K^+]$ の 5 倍効率よく Cs と交換する事が知られている。したがって、 $[K^+]+5[NH_4^+]$と K_d の関係を見たところ、決定係数は $R^2=0.55$ となった。本研究では、DOC 濃度と K_d には明確な関連が見られなかった。Cs-133 濃度の変化傾向は K^+とやや類似しつつも河川での濃度は源流域と同程度であった。他の溶出経路と比較した Cs-133 との同位体交換による溶出の寄与とその変化を解明していくことが今後の課題である。

参考文献

[1] Kawano, T., Onda, Y., Kato, H., Takahashi, J. (2024). Mechanisms of ^{137}Cs leaching based on long-term observations in forested headwater catchments in Yamakiya, Fukushima Prefecture, Japan. *Science of the Total Environment*, 907 (10), 167837.

[2] Hirose, K, Onda, Y., Tsukada H, Hiroyama, Y., Okada, Y., Kikawada, Y. (2024). Chemical implication of the partition coefficient of ^{137}Cs between the suspended and dissolved phases in natural water. *Journal of Environmental Radioactivity*, 278, 107486.

*Kosuke Tomura[1], Yuichi Onda[1], Junko Takahashi[1], Aya Sakaguchi[1], Yasunori Igarashi[1], Taichi Kawano[1]
[1]University of Tsukuba, Centre for Research in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences.

福島における放射性物質分布調査
（9）森林源流域における溶存態 Cs-137 濃度上昇の要因

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Factors contributing to elevated concentrations of dissolved form Cs-137 during runoff in forest headwater catchment

*永田 祐太郎[1]，恩田 裕一[2]，榊原 厚一[3]，高橋 純子[2]，平松 翼[3]
[1]筑波大学地球科学学位プログラム，[2]筑波大学放射線・アイソトープ地球システム研究センター
[3]信州大学理学部理学科

本研究では森林源流域における出水時の溶存態 Cs-137 濃度上昇の要因を渓流水,地下水,リター通過水のサンプリングと溶存無機イオン,溶存有機炭素の測定を行うことで明らかにすることを目的とした。出水ピーク後 K^+は 4 時間で濃度が低下したが DOC は 12 時間後も平水時の 2 倍程度の濃度であったことから Cs-137 濃度上昇の要因としてイオン交換よりも有機物からの溶出の影響が大きいことが示唆された。

キーワード：Cs-137, 森林源流域, 溶存有機炭素

1. 緒言

福島原発事故により放出された放射性物質は陸域において 72%が森林に沈着した。河川では溶存態 Cs-137 が K^+とのイオン交換や有機物分解によって形成され K^+,DOC 濃度と正の相関関係が見られるといった報告が複数ある[1]。また森林源流域においては溶存態 Cs-137 濃度が出水時に上昇することが観測されておりその要因としてリターからの溶出が考えられている[2]。

2. 目的と手法

本研究では福島県川俣町山木屋地区の世戸八山流域において渓流水,地下水,リター通過水のサンプリングを行い溶存態 Cs-137,溶存無機イオン,溶存有機炭素(DOC)を測定することで森林源流域においてリターが溶存態 Cs-137 流出に及ぼす影響を調査した。

3. 結論

2023/9/7 と 2024/3/29 の出水時にサンプリングを行った。2023 年は総雨量 60mm の降雨があった翌日にサンプリングを行い平水時流量が 0.25L/s であるのに対し 3L/s まで流量が増加した。このイベントでは Cs-137,DOC 濃度が平水時平均の 2 倍に上昇していた一方で K^+濃度は平水時と同程度であった。2024 年は 45mm の降雨があり流量が 1.5L/s まで上昇した。Cs-137, K^+,DOC 濃度すべてが流量ピーク時に最大となった。その後 K^+濃度はピーク後 4 時間で平水時と同程度まで低下したが DOC 濃度は 12 時間経過後も平水時より高い値であった。このことはリター溶出で形成された DOC 濃度の高い渓流水が降雨終了後も流出していることを示しており溶存態 Cs-137 の起源としてイオン交換よりもリター溶出の影響が大きいことを示唆している。

参考文/献

[1] Kawano et al., (2024). Mechanisms of ^{137}Cs leaching based on long-term observations in forested headwater catchments in Yamakiya, Fukushima Prefecture, Japan. *Science of the Total Environment*, 907 (10), 167837.

[2] Sakakibara et al., (2021). Radiocesium leaching from litter during rainstorms in the Fukushima broadleaf forest, *Science of the Total Environment*, 796 148929

---

*Yutaro Nagata[1], Yuichi Onda[2], Koichi Sakakibara[3] , Junko Takahashi[2], Tsubasa Hiramatsu[3]
[1]Master's Program in Geoscience, University of Tsukuba ., [2] Center for Research in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, University of Tsukuba., [3]College of Science, Faculty of Sciences, Shinshu University

福島における放射性物質分布調査
(10) 浪江町森林源流域の表流水の溶存態セシウム-137 濃度における岩盤地下水の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Effect of bedrock groundwater on the concentration of dissolved Cs-137 in surface water in the headwaters of forests in Namie Town

*中田 遥稀[1], 加藤 裕亮[2], 庭野 佑真[1], 恩田 裕一[2]
[1]筑波大学 [2]放射線・アイソトープ地球システム研究センター

本研究では、森林斜面における多様な滞留時間を持つ浅層地下水及び深層地下水の流出特性が、表流水の Cs-137 濃度に与える影響を解明することを目的とする。そのために、詳細な水文学的モニタリング及び地下水・表流水の Cs-137 濃度測定を行うことにより、特に出水時に焦点を当てて観測を行う。

キーワード：放射性物質、溶存態セシウム、深層地下水、浅層地下水、動水勾配

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故にともなって放出された Cs-137 の大部分は森林域に沈着しており、今なお残存し、森林内を循環している。森林から流出する溶存態 Cs-137 の成分は懸濁態と比べると小さいことが分かっているが、農作物や生態系に取り込まれやすい性質から、溶存態 Cs-137 の供給源や流出経路を解明することが必要である。本研究では、高沈着域である福島県双葉郡浪江町に位置する森林源頭部流域の斜面を対象に、浅層地下水及び深層地下水が表流水の溶存態 Cs-137 濃度に与える影響を解明することを目的とする。

2. 研究手法

調査対象流域は浪江町の請戸川支流に位置しており、湧水点直上と湧水点よりおよそ 25 m 下流の斜面で水文学的観測を行った。手法としては、ピエゾメータを設置し地下水の水理水頭の変化を観測することで、地下水の流動方向を調査した。また、斜面に井戸を設置し、地下水位の観測と地下水の採水・水質分析を行った。また、量水堰においては、平水時の採水のほか、自動採水器を設置して出水時に時系列の表流水を採水し、実験室で Cs-137 濃度及び水質測定を行った。

3. 結果と考察

森林斜面土層中に存在する浅層地下水は、表流水と比べて高い溶存態 Cs-137 濃度を示した。また、土壌浸透水、浅層地下水、表流水の溶存態 Cs-137 濃度は DOC 濃度と良い相関が認められた。出水時には、表流水の溶存態 Cs-137 濃度が上昇したが、同時に DOC 濃度と K^+濃度も上昇することが分かった。出水イベント中の表流水の溶存態 Cs-137 濃度と DOC 濃度及び K^+濃度の関係を調査したところ、いずれもヒステリシス型の時間変化を示した。このことから、出水開始から流量ピークまでは浅い地下水が、流量ピーク後の低減では岩盤から吹き上げた深層地下水の流出が関与している可能性が高い。

参考文献 [1] Niwano et al, (2023) Elucidation of the Effect of Slope Shallow Groundwater Runoff on the Formation of ^{137}Cs Concentrations in Surface Water at Forest Headwaters [2] Iwagami et al, (2019a) Dissolved ^{137}Cs concentrations in stream water and subsurface water in a forested headwater catchment after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Journal of Hydrogy, 573, 688-696 [3] Sakakibara et al, (2021) Dissolved ^{137}Cs concentrations in stream water and subsurface water in a forested headwater catchment after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Science of the Total Environment, 796, 148929

---

*Haruki Nakada[1], Hiroaki Kato[2], Yuma Niwano[1], Yuichi Onda[2]
[1]Univ. Of Tsukuba.,[2]Center for Research in Radiation, Isotopes, and Earth System Sciences, University of Tsukuba.

福島における放射性物質分布調査
(11) 福島第一原発事故由来の海洋中 ^{137}Cs の鉛直分布と時系列変化を基にした供給経路の推定

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) Estimation of pathways based on the vertical distribution and temporal variation of oceanic ^{137}Cs derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*浅尾 宗洋[1], 津旨 大輔[1]
[1]筑波大

2011 年 3 月以降に福島県沖で観測された海洋中 ^{137}Cs 濃度のデータの時系列変化と鉛直分布を用いて、福島第一原子力発電所(1F NPP)の事故によって海洋へ放出された ^{137}Cs の供給経路を推定した。
キーワード：福島第一原子力発電事故、^{137}Cs、直接漏洩、河川流出

1. 緒言

1F NPP の事故により海洋に ^{137}Cs が放出され、依然として海洋中 ^{137}Cs 濃度は事故以前のレベルには回復していない。そのため、海洋への ^{137}Cs の供給経路をより詳細に解明することは重要である。本研究では海洋中 ^{137}Cs 濃度の観測値の時系列変化から各観測地点における供給経路ごとの寄与率を推定することを試みた。1F NPP から直接漏洩した ^{137}Cs は急激に減少した後、2011 年 12 月から一定速度で減少していたが、2016 年 7 月からはほぼ一定に推移している[1]。それに対し河川から流出する ^{137}Cs は現在も減少傾向である。直接漏洩と河川流出の時系列変化の傾向の違いから供給源を推定することが可能だと考えられる。また、^{137}Cs の鉛直分布からも供給経路を推定することを試みた。

2. 研究方法

2011 年 3 月以降に 1F NPP 近傍で観測された ^{137}Cs 濃度のデータから、直接漏洩率の時系列変化を算出した。また、福島県における 7 つの河川(阿武隈川,請戸川,富岡川,高瀬川,小高川,前田川,熊川)からの ^{137}Cs の河川流出率が計算されている[2]。海洋の各観測地点における ^{137}Cs 濃度の時系列変化を求めることによって直接漏洩及び河川流出の寄与率を推定した。また、鉛直分布データにおいて、水温、塩分、^{137}Cs 濃度を元にした水塊の解析を行った。

3. 結果・考察

直接漏洩率は 2011 年 3 月から 2016 年 7 月までは見かけの半減期 1 年程度の速度で減少していたが、2016 年 7 月からは減少速度が大きく低下し見かけの半減期は 10 年程度であった。それに対し河川流出はどちらの期間でも見かけの半減期 2−3 年程度であり、直接漏洩と河川流出の時系列変化の傾向が大きく異なることが確認できた。2016 年 7 月以前と以後の海洋の各観測地点における見かけの半減期の変化率に注目すると、全体として 1F NPP 近傍では直接漏洩率の変化率に近く、遠方の阿武隈川沖では河川流出の変化率に近かった。各観測地点における供給率を時系列変化から推定することは有効だと言える。また、鉛直分布の解析から、水塊の由来ごとに ^{137}Cs 濃度が大きく異なる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Aoyama et al. (2020) J Environ Radioact, 217, 106206, doi:10.1016/j.jenvrad.2020.106206.
[2] Sakuma et al. (2019) J Environ Radioact, 208-209, 106041, doi:10.1016/j.jenvrad.2019.106041.

*Munehiro Asao[1] and Daisuke Tsumune[1]
[1]Univ. of Tsukuba

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

Thu. Sep 12, 2024 2:45 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 5:45 AM - 8:10 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O09-17] Irradiation Effects

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Kumamoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O09]

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material from a Domestic PWR Plant

(3) Investigation of Radiation Hardening

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O10]

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*Terumitsu Miura[1], Yuki Yamaoka[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O11]

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Takeshi Toyama[2], Yufeng Du[2], Yusuke Shimada[2], Kenta Yoshida[2], Yasuyoshi Nagai[2], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O12]

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries in reactor pressure vessel steel JRQ

*Tomohiro Kobayashi[1], Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O13]

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 Stainless Steel by STEM-EDS mapping using the ζ-factor method

*Yuichi Miyahara[1], Masaya Kozuka[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O14]

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O15]

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2O16]

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*LIANGFAN ZHU[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2O17]

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang[1], Hiroshige Kikura[2], Yutaka Tamaura[3], Tadashi Kawamoto[3] (1. Tokyo Tech, 2. ZC Lab, 3. Tamaura Labo)

5:00 PM - 5:10 PM JST | 8:00 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価 (3) 照射硬化量の評価

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material from a Domestic PWR Plant
(3) Investigation of Radiation Hardening

*前田 悠希[1], 藤井 克彦[1], 三浦 照光[1], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉容器廃炉材について、焼鈍試験により硬さの回復過程を測定し照射硬化量を評価した。硬さは 500℃から回復し、照射硬化量は 29 HV1 と見積もられた。また、焼鈍前後の硬さ分布の比較からクラッドとの溶融境界付近でも照射硬化量は同じで、特異な照射脆化が生じていないことが確認された。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、廃炉材、照射硬化量

1. 緒言

監視試験片を用いた原子炉容器（RPV）の照射脆化管理の妥当性を検証するためには、照射脆化の原因となるミクロ組織変化や硬さの変化を実機 RPV 材について調べ、監視試験片のデータと比較し、予測の確かさを確認することが重要である。そこで、廃止措置段階の PWR プラントの RPV 胴部内表面から採取された少量のクラッドと母材を含むボートサンプル（以下、廃炉材）について、APT や TEM によりミクロ組織を調べるとともに板厚方向に硬さを測定し、溶質原子クラスタと転位ループの形成状況は国内 PWR 監視試験片と同程度であることを確認するとともに、類似の A533B 鋼の未照射材の硬さと比較し照射硬化量を推定した[1,2]。本報告では、照射硬化量の評価を目的に、焼鈍試験による硬さの回復過程を調べた。

2. 方法

廃炉材（A533B Cl.1, Cu 含有量 0.12 wt.%, 照射量 2.9×10^{19} n/cm^2）について、350℃で 30 分間焼鈍した後、表面をダイヤモンドペーストとコロイダルシリカで鏡面研磨して熱処理による変質層を除去して荷重 1kg でビッカース硬さを 5 点測定した。以降、50℃間隔で 30 分間の熱処理と硬さ測定を繰り返し、550℃まで実施した。その後、クラッドから板厚方向に硬さを測定し、焼鈍後の硬さの深さ分布を得た。

3. 結果

図に硬さの等時焼鈍に伴う変化を示す。450℃までは変化は認められないが、500℃で顕著な減少が生じ、550℃ではほとんど変化しない。国内初期プラントの鋼材であり中程度の Cu（0.12wt%）を含む A533B 鋼未照射材の硬さは、190 から 197 の値が報告されており[3]、これらの未照射材の硬さとの比較から照射に伴う硬化は回復したと判断した。焼鈍前の硬さ 222 との差から、照射硬化量は 29 と見積もられた。廃炉材の照射硬化量は同等の Cu 含有量の監視試験片[3]や研究炉照射材[3]のデータの範囲にあることが確認された。また、焼鈍後の硬さの減少量はクラッドとの溶融境界付近と母材側で場所によらず一定であり、溶接熱影響により硬化した領域においても特異な照射脆化は生じていないことが確認された。

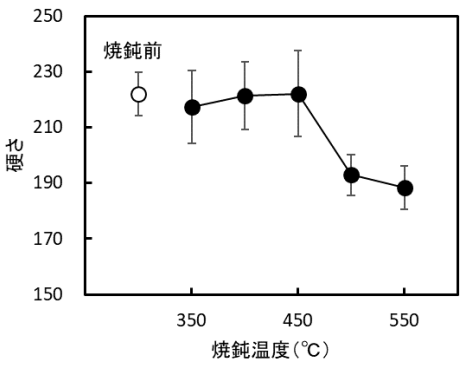


図 等時焼鈍による硬さの変化

参考文献 [1] 大厩他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F07. [2] 三浦他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F08. [3] 九州電力, 高経年化技術評価に関する意見聴取会(平成 24 年 2 月 13 日第 7 回)資料. [4]福谷他, INSS MONOGRAPH No.1 2001.

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Koji Fukuya[1] [1] INSS

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動の検討

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*三浦 照光，山岡 祐樹，藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動をイオン照射により調べるとともに、母材や溶接熱影響部の粒界との違いを検討した。照射前の相境界では Cr 等が濃化しており、方位関係により偏析量が異なることを確認した。照射後では粒界での照射誘起偏析と類似した Cr の減少や Ni の濃化が認められた。Cr については、粒界と相境界で照射後の濃度に大きな違いがないことが示唆された。

キーワード：ステンレス鋼、溶接金属、照射誘起偏析、イオン照射、相境界

1. 緒言

照射されたステンレス鋼溶接金属を高温水中で腐食試験すると、中性子照射ステンレス鋼の粒界と同様に、フェライト相（δ相）とオーステナイト相（γ相）の境界に沿って優先酸化が生じる[1]。粒界の優先酸化は照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生要因の一つと考えられており、相境界の優先酸化は溶接金属に IASCC を誘起する要因になりうる。粒界や相境界が優先酸化される原因は照射誘起偏析により耐食性に関係する Cr が減少するためと考えられるが、相境界における照射誘起偏析の挙動については、方位関係による違い等、粒界ほど詳しくは分かっていない。ステンレス鋼溶接金属における IASCC 挙動を明らかにする一環として、相境界における照射誘起偏析挙動を調べ、母材や溶接熱影響部（HAZ）の粒界との違いを検討した。

2. 試験

SUS304 ステンレス鋼の溶接継手[2]から採取した試料に、東京大学重照射研究設備の加速器を用いて 500°C で 2.8 MeV Fe^{2+}イオンを照射した。照射速度と照射量は試料表面から深さ 500 nm の位置で 3.6×10^{-4} dpa/s と 5.0 dpa とした。母材、HAZ および溶接金属について、電子後方散乱回折測定によりランダム粒界と Kurdjumov-Sachs の関係（K-S 関係）およびランダムな方位関係の相境界を特定し、集束イオンビーム加工装置を用いて薄膜試料を作製した。薄膜の厚さは精密イオン研磨装置を用いた 500 V の Ar イオン研磨により 50 nm 以下とした。走査型透過電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分析器を用いて、照射領域（深さ 500 nm の位置）と未照射領域（深さ 1250 nm 以上の位置）について、粒界／相境界から±50 nm の範囲で元素濃度を調べた。

3. 結果

ランダム相境界近傍の元素分布を図に示す。未照射領域では相境界近傍で Fe が減少し、Cr, Ni, Mn, Mo が濃化していた。照射領域では相境界近傍で Fe, Ni, Si が濃化し、Cr, Mn, Mo は減少した。Fe, Cr, Mn, Mo では、照射前の初期偏析と照射誘起偏析で物質移動の方向が反対であった。また、ランダム相境界では K-S 関係の相境界と比べて照射前の偏析量が大きく、照射による Cr 濃度の低下が抑えられる傾向が認められた。母材／HAZ の粒界との比較は当日報告する。

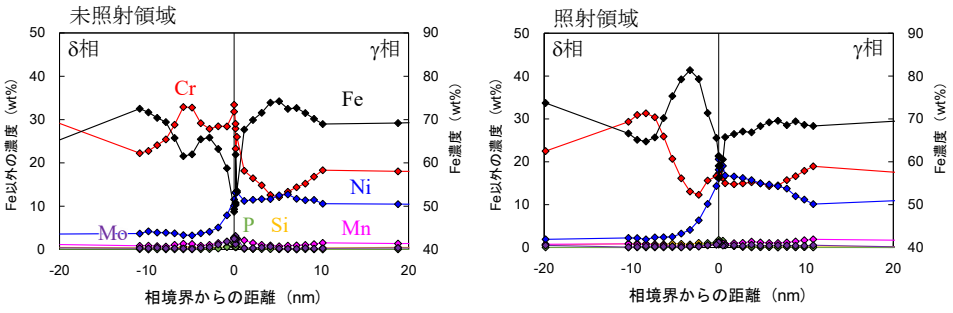


図　溶接金属のランダム相境界近傍の元素分布

参考文献　[1] 藤井 他, INSS JOURNAL, 28 (2021) NT-3.　[2] 山田 他, INSS JOURNAL, 17 (2010) 150-158.

*Terumitsu Miura[1], Yuki Yamaoka[1], Katsuhiko Fujii[1], and Koji Fukuya[1]　[1]Instuitute of Nuclear Safety System

3 次元アトムプローブ及び走査透過電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の微細組織分析

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*下平　昌樹[1]，河　侑成[1]，髙見澤　悠[1]，外山　健[2]，Du Yufeng[2]，嶋田　雄介[2]，
吉田　健太[2]，永井　康介[2]，勝山　仁哉[1]
[1]JAEA，[2]東北大

原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化感受性に及ぼす金属組織の違いの影響を調べるため、溶接熱影響部（HAZ）と母材部を対象に中性子照射後の微細組織分析を実施した。Cu 含有量の高い RPV 鋼において、HAZ と母材部では溶質原子クラスタや転位ループといった微細組織の性状にほぼ違いがないことが分かった。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，溶接熱影響部，照射脆化，3 次元アトムプローブ，走査透過電子顕微鏡

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）には、継手溶接やステンレスオーバーレイクラッド（クラッド）施工時の入熱により母材部と異なる金属組織を呈する溶接熱影響部（HAZ）が形成される。RPV の健全性評価では、HAZ と母材部の脆化量が同等であると考えられており、同じ脆化予測式が用いられている。しかしながら、現行の国内の脆化予測式は主に母材と溶接金属の監視試験データに対して最適化されたものであり、HAZ の金属組織が照射脆化感受性に及ぼす影響は確認されていない。本研究では、脆化予測式を HAZ に適用することの妥当性を確認するため、中性子照射後の RPV 鋼の HAZ 及び母材部を対象にした微細組織分析を実施した。

2. 実験方法

1970 年代に国内で運転開始したプラントの RPV の化学成分を模擬した Cu 含有量の高い A533B 鋼の厚板から採取し、チェコの材料試験炉 LVR-15 において約 290℃で約 1×10^{19} と 1×10^{20} n/cm^2 の 2 段階で中性子照射された試験片を用いた。母材部、クラッド下 HAZ 2 箇所（クラッドと母材の境界から 1 mm と 4 mm）及び継手 HAZ を対象に、3 次元アトムプローブ（APT）及び走査透過電子顕微鏡（STEM）を用いて溶質原子クラスタ（SC）及び転位ループの観察を行った。

3. 実験結果

APT により観察された SC の数密度を図 1 に示す。試験片採取位置（金属組織）の違いによって、中性子照射量の増加に伴う SC 数密度の増加傾向に明瞭な違いはなく、母材と HAZ で同等であった。また、約 10^{20} n/cm^2 まで照射された照射量が高い試験片では STEM により観察した HAZ と母材の転位ループの数密度は 1.1~1.8 × 10^{22} m^{-3} の範囲であり、採取位置による明瞭な違いは見られなかった。これらの結果から、本研究で用いた Cu 含有量の高い試験炉照射材においては SC 及び転位ループの形成に対して、金属組織の違いが影響しないことが示された。

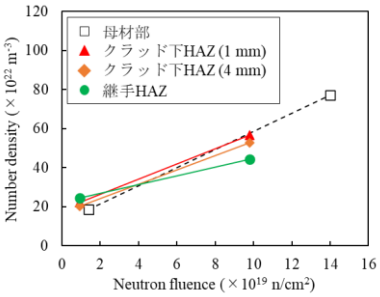


図 1　各試験片採取位置における SC 数密度の比較

謝辞

本研究は、原子力規制庁からの受託事業、平成 31 年度「軽水炉照射材料健全性評価研究」及び令和 3~5 年度「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」の成果の一部である。

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Takeshi Toyama[2], Yufeng Du[2], Yusuke Shimada[2], Kenta Yoshida[2], Yasuyoshi Nagai[2] and Jinya Katsuyama[1]

[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

圧力容器鋼 JRQ におけるリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響調査

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries in reactor pressure vessel steel JRQ

*小林 知裕[1]，小塚 雅也[1]，宮原 勇一[1]
[1]電中研

原子炉圧力容器鋼 JRQ の非照射材および試験炉照射材を対象に STEM-EDS 法による粒界分析を行い，リンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響を調査した。旧オーステナイト粒界やラス境界等何れの粒界においてもリンの照射誘起偏析が生じており，旧オーステナイト粒界におけるリンの粒界偏析量が最も高い値を示した。

キーワード：圧力容器鋼，中性子照射，粒界偏析，粒界過剰量，STEM-EDS 法

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）の照射脆化要因の一つに，熱時効や中性子照射によって RPV 鋼に含まれるリンが粒界に偏析することで粒界強度を低下させる非硬化型脆化が知られている。RPV 鋼等の実用鋼では製造時にマイクロメートルオーダーの元素濃度分布やサブマイクロメートル～マイクロメートルオーダーの異なる性格を持つ粒界が形成されることから，これらの影響によって鋼材内においてもリンの粒界偏析量に違いが生じていることが想定される。本研究では，どのような粒界でリンの粒界偏析が優先的に生じ得るか明らかにするため，原子炉圧力容器鋼 JRQ[1]を対象にリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響を調査することとした。

2. 実験方法

JRQ 材の非照射材および試験炉照射材（照射量 5.38×10^{19} n/cm^2 (E>1 MeV)，照射温度 286°C）を対象に，リン濃度が 0.02～0.026 mass%の領域から FIB 加工により旧オーステナイト（旧 γ）粒界等を含む TEM 試料を作製した。STEM-EDS 測定には，有効検出面積 100 mm^2 のシリコンドリフト検出器 2 本を有する日本電子製 JEM-ARM300F を用いた。加速電圧 300 kV で取得した特性 X 線強度マップに対して，ζ因子法[2]による定量分析を行うと共に，粒界偏析の指標として粒界過剰量を用いてリンの粒界偏析を評価した。

3. 実験結果

非照射材におけるリンの粒界偏析は，ラス境界やパケット境界等では小さく，旧 γ 粒界でのみ明瞭に観察された。照射材に対する分析結果から，何れの粒界においてもリンを含む溶質元素の照射誘起偏析が生じており，粒界偏析量の上昇はブロック境界やパケット境界等の大角粒界で最も大きくなる傾向を示した。一方，粒界偏析量については，非照射材および照射材共に旧 γ 粒界が最も高く，小角粒界であるラス境界において最も小さくなる傾向を示した（図 1）。

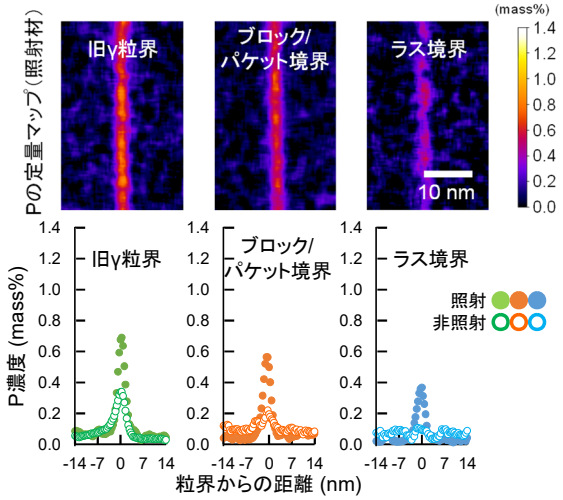


図 1 JRQ 照射材におけるリンの定量マップおよびリン濃度と粒界からの距離の関係

参考文献

[1] IAEA-TECDOC-1230, 2001
[2] Watanabe et al., Journal of Microscopy 2006 221, 89–109.

---

*Tomohiro Kobayashi[1], Masaya Kozuka[1] and Yuichi Miyahara[1]
[1]CRIEPI

ζ因子法を用いた STEM-EDS マッピングによる 316 ステンレス鋼の照射誘起偏析の定量性

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 stainless steel by STEM-EDS mapping using ζ-factor method

*宮原 勇一[1]，小塚 雅也[1]，小林 知裕[1]
[1]電中研

316 ステンレス鋼の照射材の結晶粒界を STEM-EDS マッピングで測定し、ζ因子法[1]を用いて照射誘起偏析の定量分析を行った。粒界上で観測される偏析濃度と空間分解能の間には直線関係があり、空間分解能に応じた偏析濃度を推定し得る可能性が示された。

キーワード：316 ステンレス鋼，照射誘起偏析，ζ因子法，STEM-EDS

1. 緒言

照射ステンレス鋼の照射誘起偏析量は、TEM-EDS、STEM-EDS やアトムプローブ（APT）等で評価されるが、分析手法によって空間分解能が異なるため、その絶対値の比較には注意を要する。本報では、照射ステンレス鋼の同一結晶粒界を STEM-EDS と APT で評価し、空間分解能の影響を検討した結果を報告する。

2. 実験

STEM-EDS 分析試料は、PWR で 18.8 dpa 照射された 316 ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトの高角粒界（方位差 48～52°）を FIB リフトアウト法で抽出し、試料取付部が単結晶 Si の Mo 製支持グリッドに取り付けることにより作製した。STEM-EDS 測定には、有効検出面積 100 mm^2 のシリコンドリフト検出器 2 本を有する日本電子製 JEM-ARM300F を用いた。STEM-EDS 測定および解析には日本電子製のソフトウェア ANALYSIS STATION を用い、加速電圧 300 kV で取得した特性 X 線データをζ因子法で解析した。

3. 結果

STEM-EDS マップ内で粒界傾斜の無い 5 つの領域で結晶粒界を跨ぐ濃度プロファイルを求め、プロファイルの移動平均を計算することで空間分解能を低下させた濃度プロファイルの評価も行った。空間分解能と粒界上で観測されるピーク濃度の関係を図 1 に示す。両者には直線関係があり、任意の空間分解能で得られる粒界ピーク濃度を推定できる可能性が示された。空間分解能をバーガースベクトルと同程度の 0.253 nm とした場合、STEM-EDS 分析結果と同一結晶粒界をアトムプローブ分析した結果（Cr:9.63 wt%, Ni:30.6 wt%, Si:4.59 wt%）との差は、Cr で+2.77 wt%、Ni で同値、Si で-2.69 wt%となった。STEM-EDS 分析で Si の偏析濃度が過小評価される結果は、試料グリッドの取付部の材料に用いられる単結晶 Si に起因すると考えられる。

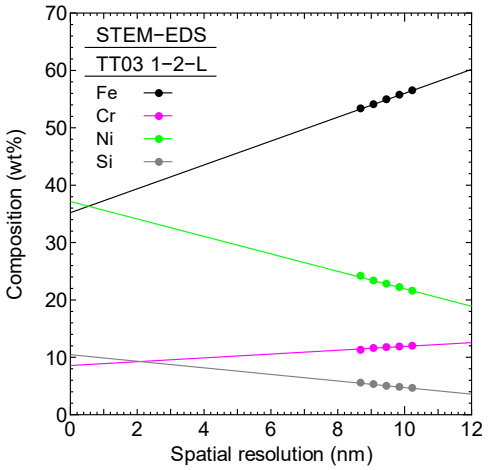


図 1　空間分解能と観察される粒界ピーク濃度の関係

参考文献

[1] M. Watanabe and D. B. Williams., J. Microscopy, 2006, 221, Pt2, 89-109.

*Yuichi Miyahara[1], Masaya Kozuka[1] and Tomohiro Kobayashi[1]
[1]CRIEPI.

Diffraction selected on-zone STEM による原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*小塚 雅也[1]，宮原 勇一[1]，小林 知裕[1]
[1]電中研

筆者らが考案した簡便かつ選択的な STEM 観察手法である Diffraction selected on-Zone STEM (DsoZ-STEM)によって原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察を行い、従来手法と比較した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、STEM、転位ループ、回折コントラスト

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼が中性子照射されることで形成する転位ループは脆化の因子の一つとされており、その数密度等の評価には透過電子顕微鏡(TEM)による観察が必要である。従来から広く用いられてきた Weak beam dark field TEM (WBDF-TEM)法には、干渉縞による微細な転位ループの数え落とし、精緻な試料傾斜操作による観察効率の低さという主に 2 つの課題がある。筆者らは、干渉縞の抑制と精緻な試料傾斜操作の省略を可能にする新たな観察手法 Diffraction selected on-Zone Scanning TEM (DsoZ-STEM)法を考案し、純アルミ単結晶中の転位ループ観察の観察例を示した[1]。DsoZ-STEM 法では晶帯軸入射の収束電子線回折(CBED)パターンから対物レンズ絞りで回折ディスクを選択し暗視野の STEM 像を得るため、転位ループ観察の高精度化と効率化が期待できる。本研究では、原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察における DsoZ-STEM 法の選択的観察の可否を検討した。

2. 実験

Cu 濃度及び Ni 濃度がそれぞれ 0.06 mass%及び 0.59 mass%の原子炉圧力容器鋼に対して 4 keV のアルゴンイオンを入射角度 4° で室温照射したものを観察対象とし、同一視野を DsoZ-STEM 法と WBDF-TEM 法とで観察、比較した。

3. 結果及び考察

得られた DsoZ-STEM 像の例を環状明視野 STEM(ABF-STEM)像とともに図 1 に示す。観察された転位ループは直径 5 nm 以下と極微細であったが、特定の菊池線を含む回折ディスクによって得られた DsoZ-STEM 像では転位ループが選択的に強調されることが確認できた。原子炉圧力容器鋼中であっても DsoZ-STEM 法による転位ループの選択的観察が可能であることが示唆された。発表では、WBDF-TEM 法との比較結果も示す。

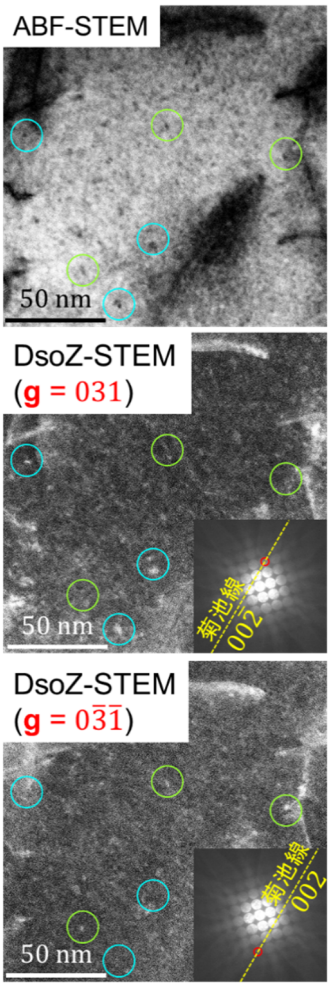


図 1 [100]晶帯軸入射での ABF-STEM 像と対応する DsoZ-STEM 像の例。回折図形内の赤円は選択した回折ディスクであり、像内の青、緑の円はそれぞれ g = 031、g = 03$\bar{1}$の DsoZ-STEM 像で強調された転位ループである。

参考文献

[1] M. Kozuka et al., Phil. Mag. Lett. 104 (2024), 2321134.

---

*Masaya Kozuka[1], Yuichi Miyahara[1] and Tomohiro Kobayashi[1]
[1]CRIEPI

分子動力学シミュレーションによるカスケードクラスター生成の統計解析

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

本研究では、分子動力学手法を用いて衝突カスケードをシミュレートし、大きなサイズのクラスター生成に関する統計について分析し、サブカスケードの形成に対する影響を調査した。

キーワード：照射欠陥、クラスター形成、統計解析

1. 緒言

照射下の材料中では、高エネルギー中性子の入射により高密度の点欠陥や欠陥クラスターが形成され、材料の微視的構造や機械的特性に影響を与える。カスケードプロセスには比較的系が平衡状態になるまでの間に、照射欠陥の高エネルギー密度領域（サブカスケード）がひとつもしくは複数生成し、それらが消えるまでのプロセスが表現される。カスケードプロセスにおける欠陥の高エネルギー密度領域の影響により、カスケードの初期段階で大きなサイズのクラスターが生成することがわかった[1,2]。この研究では、分子動力学を通じてカスケードプロセスをシミュレートし、大きなサイズのクラスターに対するサブカスケードの影響の統計分析を実施した。

2. 方法

ランダムな入射方向の PKA に対し、カスケードプロセスを分子動力学法によってシミュレーションし、比較的落ち着いた状態でのクラスターのサイズ分布を計算した。カスケードプロセス中に現れる欠陥クラスター（サブカスケード）の数とサイズを評価し、位置関係に基づく大きなサイズのクラスターを分類した。そして、隣接するサブカスケードが生成するカスケードクラスターのサイズに及ぼす影響について調べた。

3. 結果

サブカスケード構造とクラスター生成位置の関係によって、クラスターは二つのタイプに分類した。サブカスケード境界の重なり部分において形成されるクラスターを「高エネルギー密度型」とよび、大きなサブカスケードの原子が小さなサブカスケードに注入された後に急速に冷却されて形成されるクラスターを「速い冷却型」とよぶことにした。図 1(a)(b)は、30SIA 以上のカスケードクラスターの生成確率分布、図 1(c)(d)はサブカスケードサイズとクラスターサイズの関係を示している。図より、高エネルギー密度型クラスターはサブカスケードの大きさと正の相関があり、一方、速い冷却型では 60SIA を境界に異なる依存関係を示すことがわかる。

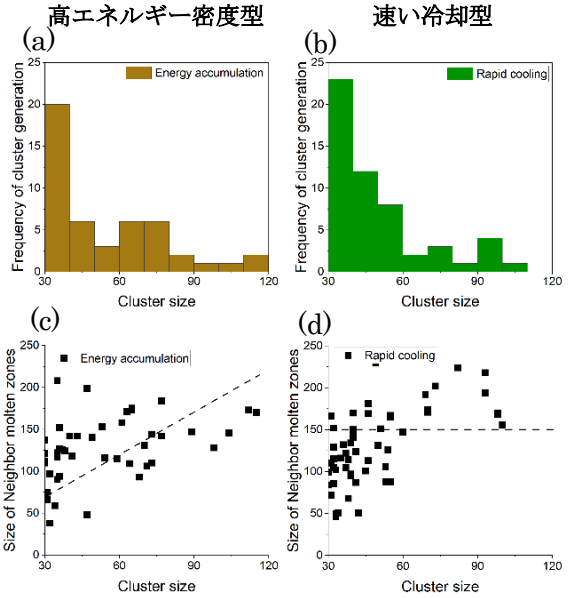


図１　サブカスケードの体積と最大クラスターサイズの関

参考文献

[1] T. Diaz de la Rubia and M. W. Guinan, Phys. Rev. Lett. 66 (1991), 2766

[2] A.F. Calder, D.J. Bacon, A.V. Barashev, Yu.N. Osetsky, Philosophical Magazine, 90:7-8 (2010), 863-884

* Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

中性子照射下における Fe 内のミクロ構造発達に関する統計的評価

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*祝 梁帆[1]，陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

分子動力学法により計算された 20 eV～50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースを用いて、特定の中性子照射場における点欠陥やカスケードクラスターの生成率の平均値やゆらぎを評価し、それが材料ミクロ構造発達に対する影響を統計的に調査した。

キーワード：照射損傷，衝突カスケード，照射欠陥，統計，ゆらぎ，ミクロ構造発達

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化（脆化）する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。先行研究により、衝突カスケード損傷で直接的に生成する欠陥集合体（カスケードクラスター（以下「CC」と表記））の生成数やサイズ分布の僅かな違いがその後のミクロ構造発達挙動に有意な差を生じる可能性が示された。従来の照射脆化予測では、カスケード損傷について、主に平均的なふるまいに関する議論が行われてきたが、欠陥の生成数やゆらぎの効果についてはほぼ議論されていない。本研究では、各照射場における点欠陥や CC の生成率の平均値やそのゆらぎを理論的に定量化するとともに、同欠陥挙動による材料ミクロ構造発達挙動への影響を調査することを目的とした。

2. 解析手法

分子動力学法により計算された bcc -Fe 中の原子衝突カスケードデータベースから、点欠陥や CC の生成数の確率分布関数、それらの平均および標準偏差を PKA エネルギーの関数として求めた[1]。次に、PHITS(Version 3.280) [2]コードを用いて、例として HFIR 照射場が作る PKA エネルギースペクトルを評価し、上述の MD 解析結果と合わせることで、照射場特有の点欠陥や CC の生成率の平均値やゆらぎを評価した。この結果を反応速度論解析の入力とし、統計的な計算により、特定照射場におけるミクロ構造発達とそのゆらぎを定量評価した。

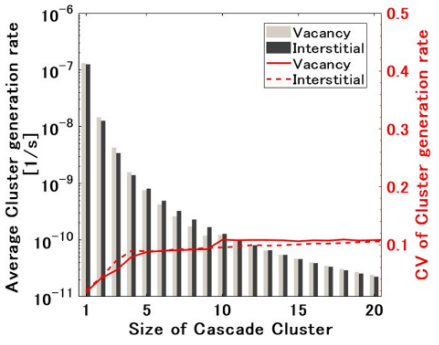


図 1　HFIR 炉における CC 生成率

3. 結果

図 1 は HFIR 照射場特有の CC の生成率の平均値（左縦軸）とゆらぎ（変動係数，右縦軸）を示している。CC 生成率のゆらぎはサイズとともに大きくなる。図 2 は統計的な反応速度論解析による欠陥数密度の時間発達とその確率分布を示している。CC 生成率のゆらぎの効果について、図 1 に示したように、CC 生成率のゆらぎは最大で 10%程度になるが、欠陥蓄積量に対する影響は条件によっては、20%以上も異なるという結果も得られた。

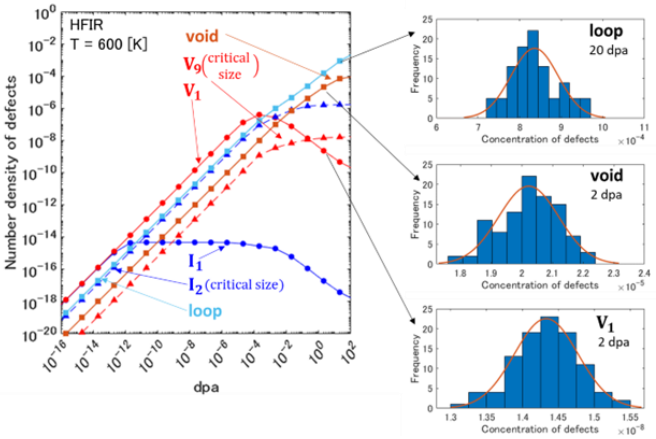


図 2　ミクロ構造発達過程の統計的な反応速度論解析

参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150.　[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018) 684.

*Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1] Kyoto Univ.

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang[1], Hiroshige Kikura[2], Yutaka Tamaura[3] and Tadashi Kawamoto[3]
[1]Tokyo Tech., [2]ZC Lab., [3]Tamaura Labo

Abstract

In this study, we tested all-solid-state batteries in a high-radiation environment exceeding 100 Gy using a cobalt-60 chamber. Evaluations with potential measurements during charge-discharge cycles and pulse ultrasonic methods showed no significant electrical performance degradation. Durability tests revealed almost no material degradation after one hour of irradiation exposure.

Keywords: All-solid-state batteries, High-radiation environment, Pulse ultrasound, Cobalt-60

1. Introduction

Due to their high energy density and safety, all-solid-state batteries (ASSBs) are being considered for next-generation energy storage. The Fukushima Daiichi nuclear power plant accident increased robot use for nuclear waste management [1][2]. Safe and reliable power sources are needed for these robots. ASSBs are promising candidates for this application. ASSB performance in nuclear radiation environments is examined in this study.

2. Experimental equipment and results

Figure 1 shows the photo of radiation measurement system. This measurement system has a charger and discharger. Software “Charge Master V1.19” controls charging and discharging. This experiment used battery with 7500mAh, and 15,000mAh. At 25°C, the battery temperature and discharge current are constant during measurements. Figure 2 shows the current voltage and capacity result for the discharging process of ASSBs under radiation environments. The change is little compare with the results when battery is under no radiation environment.



Fig.1 Experiment setup for radiation measurement

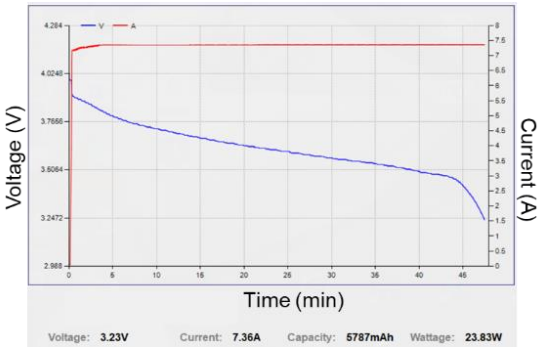


Fig.2 Electric result for discharging
(Radiation 44Gy/h)

3. Conclusion

This study examined ASSBs performance in nuclear radiation. ASSBs are radiation-resistant and discharge normally under radiation conditions. ASSBs retained discharge performance and internal structural stability after radiation exposure, according to experiments. This suggests that ASSBs can power nuclear waste disposal robots and other radiation-sensitive applications.

References

[1] Jonathan M. Aitken, Autonomous Nuclear Waste Management, *IEEE Intelligent Systems* (2018), Vol.33, pp.47-55.

[2] Ivan Vitanov, A Suite of Robotic Solutions for Nuclear Waste Decommissioning, *Robotics* (2021), Vol.10(4), 112.

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

Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:25 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[2I11-15] Operation Management, Inspection and Maintenance

Chair:Chiaki Kino(IAE)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I11]

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

Kantaro Ikeda[1], Takuma Tomizawa[1], *Noritaka Yusa[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I12]

Digitalization activities in the nuclear-related field

*Junji Eto[1], Shintaro Yagi[1], Shinichi Kato[1], Shibata Takahiro[1] (1. MRI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I13]

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System Using Ultrasonic Wave

*Shuji Oshima[1], Kazuya Yasui, Hiroshige Kikura[1], Hideharu Takahashi[1] (1. Tokyo Tech)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I14]

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

*Masataka Teshigawara[1], Hioroshige Kikura[1], Naruki Shoji[2], Takeshi Suzuki[3], Daisuke Sasa[3] (1. Tokyo Tech, 2. Muroran IT, 3. TEPCO HD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2I15]

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*Yujin Furuta[1], Daichi Yamada[1], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2], Yousuke Miki[2] (1. TEPCO HD, 2. TEPSYS)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ベイズ推定を用いた配管肉厚経年変化評価における超音波肉厚測定誤差の影響評価

Effect of the error in ultrasonic thickness measurement on the pipe wall thinning evaluation using the Bayes theorem

池田 寛太郎[1]，冨澤 拓真[1]，*遊佐 訓孝[1]
[1]東北大学

肉厚測定時の誤差が、ベイズ推定を用いた配管の肉厚評価精度に及ぼす影響の評価のための数値シミュレーションを行った。減肉率が一定でない場合に特にベイズ推定による手法は一般的な最小二乗法に基づく手法に対して優位性を有することが確認された。

キーワード：配管減肉，減肉率，肉厚管理，非破壊検査

1. 緒言

リスク情報に基づく配管管理の高度化のため、定期的な非破壊検査による肉厚評価結果に対してベイズ推定を適用する事での配管肉厚推定技術が提唱されている[1,2]。本研究においては、肉厚評価のための非破壊検査結果が想定外の誤差を含む場合の、一般的な最小二乗法に基づく手法と当該技術との比較を行った。

2. 手法と結果

本研究において想定した減肉進展の様子を図 1 に示す。いずれも 9.7mm であった配管の肉厚が 10 年後にその 6 割まで減少するというものであるが、Case 1～3 はそれぞれ、減肉率が一定の場合、徐々に増加する場合、より減肉率の増加の度合いが強い場合、を想定している。非破壊検査による肉厚評価は 2 年ごとに行われるものとし、10 年時点での推定肉厚と真の肉厚の差を評価した。適用する非破壊検査技術としては超音波肉厚評価を想定し、その誤差分布は、共にパラメータが未知である正規分布と一様分布の和で表されるとした。誤差の度合いは確率論的であるため、評価は試行回数 1,000 回のモンテカルロ法を用いた。また、ベイズ推定による評価では事後最大確率を推定肉厚とした。

両手法による推定肉厚の誤差分布を図 2 にまとめる。減肉率が一定の場合は両手法の誤差は同程度である一方、減肉率が一定でない場合はベイズ推定に基づく手法が最小二乗法に基づく手法に対して優位性を有することが確認できる。

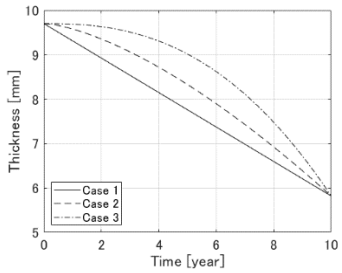
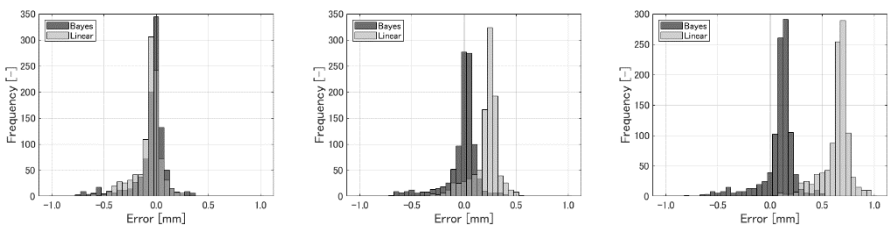


図 1 減肉進展



(a) Case 1　(b) Case 2　(c) Case 3

図 2 10 年時点での肉厚推定誤差分布

参考文献

[1] N. Yusa et al., NDT&E International 122 (2021), 102475.

[2] K. Ikeda et al., 13th European Conference on Non-destructive Testing, Lisbon, Portugal, 2023/07/03-07.

Kantaro Ikeda[1], Takuma Tomizawa[1] and *Noritaka Yusa[1]
[1]Tohoku Univ.

原子力関連分野におけるデジタル化の取り組み

Digitalization activities in the nuclear-related field

*江藤　淳二[1], 八木　伸太郎[1], 加藤　新一[1], 柴田　高広[1]

[1]三菱総研

本研究では、目視規制や定期検査等のアナログ規制に関する条項について、国内動向を踏まえて、アナログ規制の見直しによる原子力関連分野におけるデジタル化の取り組みを報告する。

キーワード： アナログ規制、デジタル化、目視規制、定期検査

1. 緒言

2021 年 9 月に設定されたデジタル庁では、デジタル時代に相応しい行政、規制・制度に見直すため、デジタル技術の活用を阻み、社会全体のデジタル化の妨げとなっている、いわゆる「アナログ規制」の 1 万もの条項を特定し、2022 年 12 月に規制を見直す工程表を取りまとめ、2024 年 6 月までを目途に見直しが実施された。本稿では、原子力関連分野におけるアナログ規制の見直しに関する取り組みを概説する。

2. 調査・研究の概要

「アナログ規制」の 1 万条項の中で、原子力関連条項は約 430 条項が見直し等の対象となっている。原子力規制委員会が見直しの要否の検討を進めているところではあるが、防護措置等の見直し否となっている条項もある一方、半数の約 200 条項が見直し要と判断されている。

このようなデジタル庁の取組を踏まえて、原子力規制庁においてもデジタル原則を踏まえたアナログ規制の見直し等に係る取組が進められており、例えば、目視規制のうち「見張人」の規定の見直しや目視規制のうち「巡視」の規定に係るガイドの見直し等が実施され、目的や対象等を考慮した上で、デジタル技術の活用を妨げるものではないことが明確化された。

米国の原子炉監督プロセス（Reactor Oversight Process）を参考として、2020 年 4 月からリスクインフォームド・パフォーマンスベーストの新たな検査制度である原子力規制検査が開始され 5 年目を迎えようとしている 2024 年は、まさに「アナログ規制」の見直しの潮目であり、社会実装元年とすべきであろう。

3. 結論

福島第一原子力発電所の事故以降、原子力を志望する優秀な学生の数が下降傾向にあり、原子力産業を支える人材の確保が難しい状況が続いており、また、原子力発電所の再稼働が遅々として進まず、生産性の低い状態が続いている状況にある。更なる安全の追求、魅力ある原子力産業の未来を切り開くためにも、アナログ規制の見直しを起点として原子力発電のデジタル化を推進することが肝要である。

4. 謝辞

本研究は、デジタル庁「テクノロジーマップの整備に向けた調査研究（アナログ規制の見直しに向けた実証等）」の成果の一部である。本稿は、著者の見解を述べたものであり、デジタル庁の見解を反映したものではない。

参考文献

デジタル庁、「アナログ規制の見直しの取組」、アナログ規制見直しの取組｜デジタル庁（digital.go.jp）（2024 年 7 月時点）

---

*Junji Eto [1], Shintaro Yagi [1], Shinichi katou [1], Takahiro Shibata [1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

超音波を用いた配管ガス漏洩検出システムの開発

Development of a Pipe Gas Leakage Detection System using Ultrasonic Wave

*大島 修治[1]，安井 和哉[2]，木倉 宏成[1]，高橋 秀治[1]

[1]東京工業大学，[2]デンソーウェーブ

高放射線環境下の原子力発電所における配管ガス漏洩検知システムの構築に向けて、測定システムの開発と超音波特性の基礎研究、さらに漏洩箇所特定システムの効果を検証する実験を行った結果を報告する。

キーワード：超音波計測、ガス漏れ検出、廃炉作業

1. 緒言

発電所やプラントでは、経年劣化や施工不良による配管の漏洩が人体や環境、経済に重大な影響を及ぼすため、早期の漏洩検知が重要である。特に福島第一原子力発電所では、水素爆発を防ぐために配管や圧力容器に窒素ガスを封入しているが、廃炉作業中に経年劣化や接続不良による流体の流出が懸念される。このような高濃度放射線環境では、遠隔での漏洩検知技術が必要であり、可視化が難しいガス漏れには特別な対応が求められる。気体漏洩の検知手法は数多く提案されているが，音響による気体漏洩検知技術は感度やコストにおいてほかの手法よりも優れている[1]。本研究は、過酷環境下で使用可能な小型軽量の超音波センサを用いて窒素充填パイプラインのガス漏れを検知・特定し、水素爆発を防ぐことを目的としている。

2. 実験システムと計測結果

ガス漏洩時に生じる音響信号を捉えることで、ガス漏洩を検出するシステムを設計した。Fig.1 に実際に使用した、疑似ガス漏洩装置を示す。疑似漏洩孔に対し超音波センサを近づけ、漏洩孔からガスを噴出させる。これを計測ソフトウェアによって微小時間に対する信号強度のデータを得る。Fig.2 にガス漏洩がない場合の音響信号を、Fig.3 にガス漏洩時の音響信号を示す。これによりガス漏洩による超音波信号の受信を確認できた。



Fig. 3　疑似ガス漏洩装置

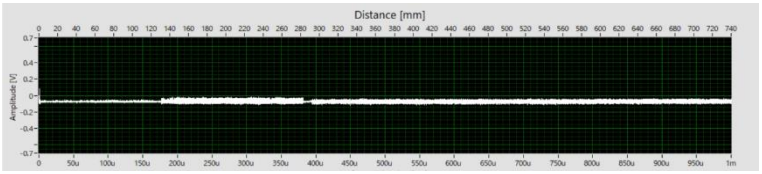


Fig. 1　ガス漏洩が無い場合の音響信号

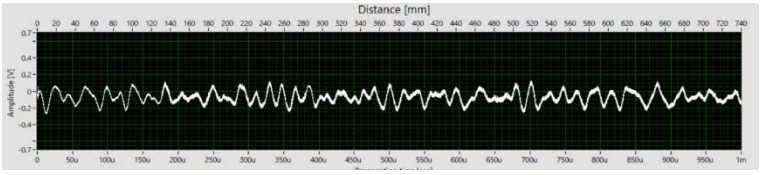


Fig. 2　ガス漏洩時の音響信号

3. 結論

ガス漏洩検出システムの構築に向け、ガス漏洩によって生じる超音波の音響信号を取得した。今後、この音響信号を解析し、漏洩箇所検出のためのシステムの高度化を行う予定である。

参考文献

[1] C, Liu., Y, Li, L, Fang. and M, Xu., “New leak localization approaches for gas pipe lines using acoustic waves”, Measurement, Vol.134, (2019), pp.54-65.

---

*Shuji Oshima[1], Kazuya Yasui[2], Hiroshige Kikura[1], Hideharu Takahashi[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Denso-wave

超音波流速分布計測法を用いた流量計の原子炉プラントに対する適用性評価

Evaluation of Applicability of Flowmeter based on
Ultrasonic Velocity Profiler Method to Nuclear Power Plant

*勅使川原　応恭[1]，木倉　宏成[1]，荘司　成熙[2]，鈴木　武志[3]，佐々大輔[3]
[1]東京工業大学，[2]室蘭工業大学，[3]東京電力ホールディングス

流体中の反射体濃度の変化が超音波エコー信号に与える影響を実験的に評価し，新たなノイズフィルタリング手法を開発した．これにより，低濃度反射体条件下でも高精度な流量計測が可能な超音波流速分布式ドップラー流量計を開発した．

キーワード：流量計，超音波計測，信号処理

1. 緒言

原子力発電所や水力発電所では，超音波反射体が微量でも高精度な流量計測が可能な超音波ドップラー流量計が求められている．超音波流速分布式ドップラー流量計は，流体中の微小粒子からの反射エコー信号を用いて流速分布を算出する．しかし，プラント運用条件によっては十分な反射体を混入させることが困難な場合がある．そこで本研究では，反射体濃度の変化がエコー信号に与える影響を実験的に評価し，反射体が少ない条件下でも流量計測が可能な信号処理システムを開発した．

2. 実験

垂直円管上昇流において，反射体濃度の変化がエコー信号に与える影響を評価した．内径 50 mm，外径 60 mm のアクリル配管を使用し，配管壁に対して 45° で固定した超音波トランスデューサ（Φ5 mm, 4　MHz）を用いて超音波信号を送受信した．流量は 50 litter/min に固定し，反射体として平均直径 80 μm のナイロン粒子を使用した．通常濃度（約 1 g/m^3）と低濃度（< 1 g/m^3）の 2 条件で流速分布を実施した．

3. 結果・考察

通常反射体濃度および低反射体濃度条件下で計測した流速分布を図 1 に示す．通常濃度時（左図）では，指数法則とよく一致する流速分布が得られたが，低濃度時では，トランスデューサ側の配管壁近傍や配管の中心付近で流速の低下がみられた（右図 W/o noise filter）．これは，粒子数が減少したことで管内を多重反射したエコーや管壁内を回り込んだエコー（配管壁ノイズ）が強調されたためだと考えられる．そこで，配管壁ノイズによる影響を低減するため，エコー信号の位相の時間変化に着目したノイズフィルタリング手法を新たに開発し適用した．その結果，低濃度反射体条件下でも十分発達流れを良く表す流速分布が得られた（右図 With noise filter）．今後は金属配管への適用性を評価する必要がある．

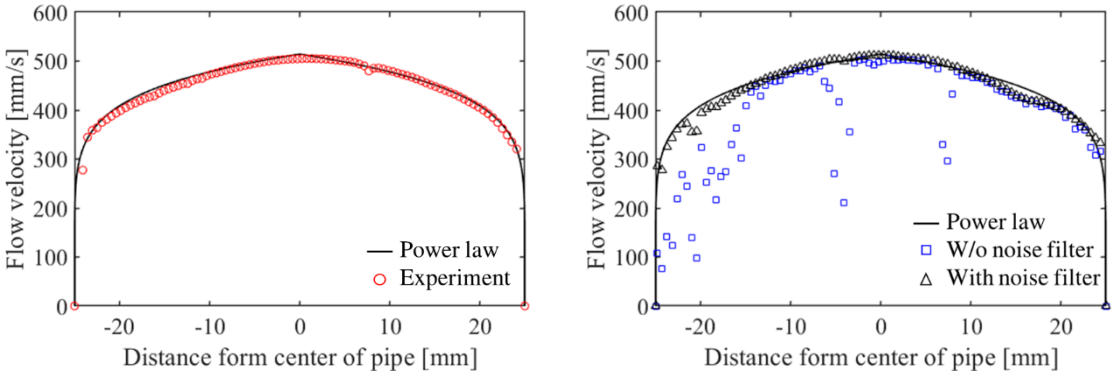


図 1　反射体濃度による時間平均流速分布計測結果の比較（左：通常濃度，右：低濃度）

*Masataka Teshigawara[1], Hiroshige Kikura[1], Naruki Shoji[2], Takeshi Suzuki[3], Daisuke Sasa[3]
[1]Tokyo Tech, [2]Muroran IT, [3]TEPCO HD

長期停止中の沸騰水型軽水炉における SRNM 計数率予測手法の検証

Verification of the SRNM prediction method for the long-term shutdown BWR

*古田 雄仁[1]，山田 大智[1]，黒田 祐輔[2]，吉井 貴[2]，三木 陽介[2]

[1]東電 HD，[2]テプシス

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機（KK7）の長期停止後の燃料装荷において，過去の実績値と BWR 炉心核熱水力解析コードシステム CASMO/SIMULATE の評価結果をもとに，起動領域モニタ（以下，SRNM）計数率を予測し，実際の燃料装荷における計数率とよく一致していることを確認した。

キーワード：燃料装荷，SRNM，原子炉起動用中性子源

1. 緒言

燃料移動中は，SRNM 計数率の監視により未臨界を確認する。ここで，SRNM の監視機能を担保するために，検出限界値に相当する 3cps を確保する必要がある。今回，プラント長期停止に伴う核種壊変により，照射燃料の中性子強度が減衰していることから，3cps 確保のために SRNM 周りに高燃焼度の使用済燃料を仮置するとともに，仮置時及び燃料装荷完了時における計数率を予測し，実績値との比較を行った。

2. SRNM 計数率予測手法の概要

CASMO/SIMULATE を用いて，燃料装荷中の未臨界体系における固定中性子源問題で SRNM 位置の中性子束を評価する。SRNM ごとに，起点となる過去の SRNM 計数率実績値と評価された中性子束の比を用いて規格化することにより，今回の燃料装荷における SRNM 計数率を予測した。

3. 予測値と実績値との比較

燃料装荷中 SRNM 計数率予測値と実績値を図 1 に示す。ここで，燃料配置(1)は空炉心の SRNM 周りに使用済燃料のみを仮置した配置，(2)は(1)に加えて炉内に燃料を装荷した配置，(3)は仮置燃料を本来の燃料に変更し，燃料装荷を完了したときの配置である。なお，今回用いた仮置燃料は，燃焼度が 47.7GWd/t~49.4GWd/t，冷却日数が約 4400 日である。

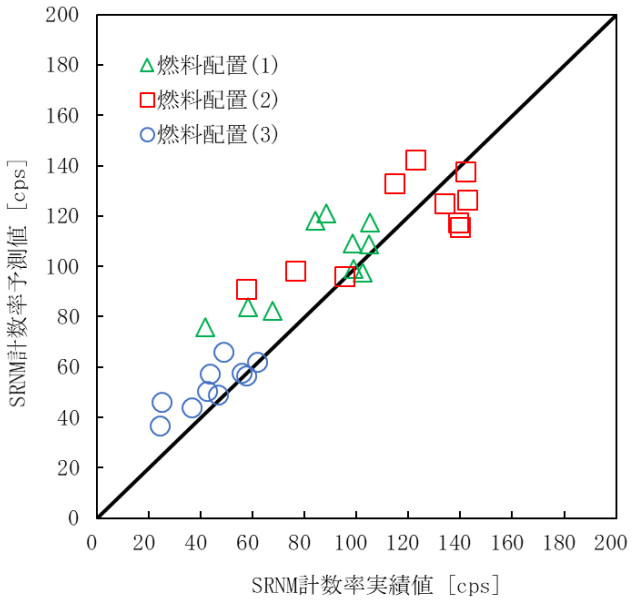


図 1 SRNM 計数率予測値と実績値の比較

今回の長期停止では，全 10ch.の SRNM のうち，7ch.を新品に交換している。新品の SRNM は予測値と実績値がよく一致する傾向があった。残りの 3ch.については，1~2 運転サイクル使用しており，予測値と実績値に差異が生じやすい傾向がみられた。

全 SRNM による RMS 偏差（平均）は 21.2%と評価された。SRNM 計数率予測の目的（SRNM 検出限界値である 3cps を確保可能なことの確認）に照らすと，本予測手法の性能は十分であることが示された。

参考文献

[1] 黒田ら,「BWR 炉心核熱水力特性解析コードシステム CASMO5/SIMLATE5 の適格性評価 (2),(3)」日本原子力学会 2022 秋の大会，2G20,21

*Yujin Furuta[1], Daichi Yamada[1], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2] and Yousuke Miki[2]

[1]TEPCO HD, [2]TEPSYS

Planning Lecture | Special Lecture：Local Organizing Committee

Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E92_PL] Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[2E92_PL01]

Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

特別講演

福島第一原子力発電所の事故対応および廃炉のためのロボット技術・遠隔技術

Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*淺間 一[1]

[1]東京大学

1. 背景

これまで，福島第一原子力発電所（1F）の事故対応，廃炉においては，放射線量が高く，人間が立ち入ることが困難，危険，不可能な環境が多く，様々な場面において，ロボット技術・遠隔技術の活用が必須となっている．1F の事故対応・廃炉において，これまでに活用されたロボット遠隔技術については，すでに別報で紹介しているが 1)，本講演では，その後の経緯や最近のミッションで明らかになってきたことなども含め紹介するとともに，今後，廃炉におけるロボット遠隔技術の開発・導入やそのための人材育成において考慮すべきことについてについて述べる．

2. 福島第一原子力発電所の事故対応・廃炉におけるロボット技術のニーズ

1F 事故直後，ロボット遠隔技術は，事故対応として，事故の状況の調査や冷却の安定化，封じ込めなどのミッションで用いられていたが，現在では，廃炉やそれに向けての準備・環境整備などにシフトしている．ロボット遠隔技術術活用の最大の目的は，現場作業員の被曝の低減であり，被爆のリスクの高い作業での活用が特に求められる．具体的なタスクは，注水，瓦礫・燃料（使用済み燃料，燃料デブリ）・汚染水等の除去・移送（切断，吸引，ハンドリング），調査・計測・マッピング（映像，放射線量，等），サンプリング（ダスト，汚染水，コンクリートコア，燃料デブリ，等），除染・遮蔽，汚染水の止水，デバイス・計器・機材・装置・設備の運搬・除去・設置・解体，汚染物・廃棄物・汚染水のハンドリング・処理，解体などである．

3. 福島第一原子力発電所の事故対応・廃炉におけるロボット技術の活用

これまでに，地上，水上，水中，空中で動作する 50 種類以上のロボット技術が事故対応・廃炉の現場で用いられている．緊急時であった事故直後は，災害対応用ロボットや偵察用ロボットなどをそのまま，あるいは改造して用いていたが，その後の廃炉では，ミッションや導入環境に応じて，ロボットを設計開発／導入するケースが多くなった．現場を模擬したモックアップで，ロボットの試験やオペレータの訓練を行って後に現場で導入されることになるが，これまでにロボットがスタックして動かなくなる，回収できなくなるといったことも生じていた．その主な直接的要因は，通信の切断，操作ミス，放射線による機能不良などであるが，そもそも導入する環境自体が事前によくわかっていないケースもあり，設計・開発や運用は容易ではない．原子炉建屋，特に，格納容器内は，壁や障害物が多く，無線通信も通じにくいことが，ロボット導入を困難にしている要因となっている．最近，通信を中継するロボットと調査・作業するロボットをペアで投入することで，無線でロボットを動作させることが可能かつ有効であることがわかってきた．

4. おわりに

廃炉の工程は長期間に及ぶため，基礎研究，基盤技術開発，人材育成が重要である．そこでは，廃炉，原子力分野に特化することなく，広く社会に貢献できる高度な技術開発，人材育成という視点が重要である．

参考文献

1. 淺間 一："福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術"，日本原子力学会誌 ATOMO Σ，vol. 62, no. 3, pp. 13-14, 3 月 (2020).

---

*Hajime Asama[1]

[1]The Univ. of Tokyo

Poster Session | Poster Session：Student Network

Thu. Sep 12, 2024 3:30 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:30 AM - 7:30 AM UTC Room PS(Recture RoomsB 2F Study Room)

[2Z_PS] Poster Session of Student Network Part2

[2Z_PS]
Poster Session of Student Network Part2

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-1 Basic Properties

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:40 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N13-16] Fundamental Properties of Fuel, FP and Fuel Debris

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2N13]

Study on cesium aerosol behavior during fast reactor severe accident

Evaluation of aerosol deposition and penetration onto structural materials

*Shoma Okano[1], Isamu Sato[1], Ko Sato[1] (1. Tokyo City University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2N14]

Evaluation of physical properties of plutonium dioxide using machine-learning molecular dynamics

*Hiroki Nakamura[1], Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Masashi Watanabe[1], Masato Kato[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2N15]

Pu-content dependence of MOX oxygen potential

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Romain Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2N16]

Evaluation of thermal properties of uranium- and lanthanide-doped zirconium oxides

*Jumpei Yoshidomi[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1] (1. Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する研究
−構造材へのエアロゾル沈着浸透評価−

Study on cesium aerosol behavior during fast reactor severe accident

-Evaluation of aerosol deposition penetration onto structural materials -

*岡野 匠真[1]、佐藤洸宇[1]、佐藤 勇[1]

[1]東京都市大学

抄録　ナトリウム冷却高速炉において、SA 時の環境へ放出される核分裂生成物の中でセシウムの挙動は重要である。セシウム化合物エアロゾルが、プラント機器や建屋壁面等に沈着する過程を想定し、これらの部材へのセシウム化合物の固着状況を調べ、化合物の部材との化学反応、化合物の部材への沈着・浸透状況等を評価した。

キーワード：エアロゾル、沈着挙動、ソースターム評価、Cs、コンクリート

1.　緒言

ナトリウム冷却高速炉において、シビアアクシデント（以下、SA）時の環境へ放出される核分裂生成物の中でセシウムの挙動は重要であり、その移行時の形態は主に Cs 化合物エアロゾルであるとされる。プラント機器あるいは建屋壁面に沈着しながら移行すると考えられる。冷却材 Na が存在する条件は、軽水炉と異なる高速炉の SA の特徴であるが、建屋内コンクリート由来の水蒸気による湿度の影響も加味する必要がある。本研究では、このような条件下の Cs 化合物エアロゾルの挙動を把握することを目的とし、コンクリートへの CsOH の沈着挙動（湿分・温度依存性）を実験的に検討した。

2.　実験方法

CsOH 粉末をコンクリート上部に設置し、図 1 に示すように、これを石英管内中心に静置した。電気炉で温度条件（温度：80℃、440℃、600℃および 800℃）で各湿分（相対湿度：0%および 80%）の Ar 雰囲気下で加熱し、各温度で 30 分間保持した。取り出せる温度（100℃）まで炉冷し、試料を回収した。

潤滑用の水を使わず、低速カッターで CsOH が設置されていた部分の中心部の断面が観察できるよう試料調製した。その試料断面に対して、SEM-EDS での元素分布、XRF での元素濃度分布（深さ方向）および XRD で反応生成物の同定を行った。

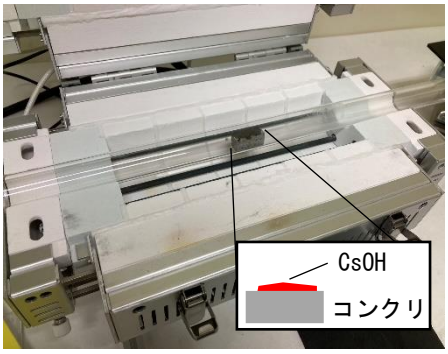


図 1　加熱装置の外観

3.　結果・考察

反応が顕著であった試料について SEM-EDS による元素マッピングを示す（図2、温度：800℃、湿度：80%）。Csは骨材の主成分である Si 位置以外に存在し、主にセメントの部分を浸透している。

これは骨材との境界面に微細組織構造を有する水和生成物が形成され、ゲル空隙を介して Cs が浸透した可能性が考えられる。また、Ca が存在するところに Cs が分布しており、これは塩基性の強い Cs イオンが Ca イオンと置換した可能性が考えられる[1]。その他の雰囲気依存性などは発表の際にお伝えする。

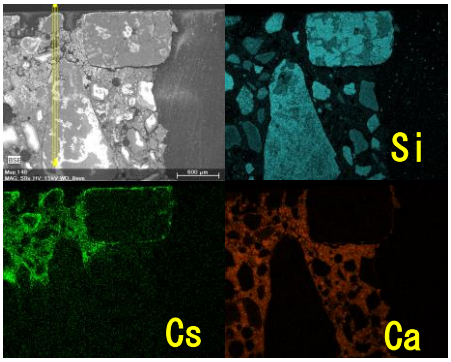


図 2　試料表面の元素マッピング
（温度：800℃、湿度：80%）

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

参考文献

［1］渡邊知穂および内田祐一、「コンクリート中へのセシウムイオンの侵入挙動の基礎評価」、日本工業大学 コンクリート工学年次論文集、Vol. 41, No.1 (2020).

---

*Shoma Okano[1], Ko Sato[1] and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City Univ.

機械学習分子動力学による二酸化プルトニウムの物性評価

Evaluation of physical properties of plutonium dioxide using machine-learning molecular dynamics

*中村 博樹[1], 小林恵太[1], 奥村雅彦[1], 板倉充洋[1], 町田昌彦[1], 渡部雅[1], 加藤正人[2]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]検査開発

MOX 燃料の主成分である二酸化プルトニウムに対して、第一原理計算を学習した機械学習ポテンシャルを構築した。このポテンシャルを用いて分子動力学を実施し、高温での比熱などの熱物性を評価した。

キーワード：第一原理計算, PuO_2, 機械学習分子動力学, Bredig 転移

1. 緒言

核燃料の開発においては、燃料物質の詳細な物性値が必要となるが、取り扱いの制限などにより、高温での詳細な物性値を測定することが難しい。このような場合、数値計算を用いて測定値を補間していくことで、精度の高い物性値を得られることが期待できる。最近、開発された機械学習分子動力学法では、計算コストが大きい第一原理計算の結果を学習したポテンシャルを作成して、計算コストの低い古典分子動力学を行い、第一原理計算と同等の高い信頼度で大規模シミュレーションによる物性評価が可能となる。これまで、核燃料の主成分である二酸化ウランに対する応用がいくつか報告されている一方で、MOX 燃料の主成分の 1 つである二酸化プルトニウムに対して機械学習分子動力学法を応用した例はまだない。本発表では、二酸化プルトニウムに対して、この手法を適用して、高温物性を評価し、その有効性を確認した。

2. 計算方法及び結果

二酸化プルトニウムに対して、第一原理計算を行うことで学習データを構築した。この際、精度がよいとされる SCAN 汎関数を採用し、相対論効果としてスピン軌道相互作用を取り入れた上に、強相関効果を考慮して DFT＋U 法を採用した。二酸化プルトニウムは非磁性であるので、第一原理計算では非磁性になる拘束を入れて計算した。このように得られた学習データから機械学習ポテンシャルを作成して、分子動力学を行い、熱物性を評価した。第一原理計算には VASP コード、機械学習には n2p2 コード、分子動力学には LAMMPS コードを用いた。計算結果の一例として、図 1 に比熱を示す。2800K くらいで Bredig 転移と呼ばれる比熱の増大が見られるが、この温度は融点とほぼ同等であり、二酸化ウランなどと違い、明確な Bredig 転移のピークが観測されない可能性を示唆する結果である。

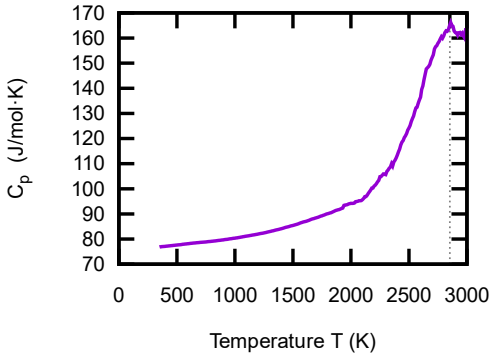


図 1: 械学習分子動力学による二酸化プルトニウムの比熱。

3. 結論

機械学習分子動力学を用いることで、第一原理計算と同等の信頼性で、二酸化プルトニウムの高温物性を評価可能となった。学習データ不足のため、まだ十分な精度とは言えないものの、Bredig 転移や融点など第一原理計算では評価が困難であった熱物性の評価に成功した。今後は、MOX 燃料への応用を目指し、より信頼性の高いポテンシャルを用いた物性評価手法を確立していく。

---

*Hiroki Nakamura[1], Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Masashi Watanabe[1], and Masato Kato[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development

MOX 酸素ポテンシャルの Pu 含有率依存性

Pu-content dependence of MOX oxygen potential

*堀井　雄太[1]，廣岡　瞬[1]，Vauchy Romain[1]，砂押　剛雄[2]，齋藤　浩介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発株式会社

高速炉燃料研究の一環として、Pu 含有率の低い MOX の酸素ポテンシャルを測定した。得られた結果と文献値とを比較し、Pu 含有率依存性を解析した。

キーワード：MOX，酸素ポテンシャル，O/M 比、Pu 含有率依存性，高速炉

1. 緒言

酸素ポテンシャルは、MOX 燃料の物性値を決定するパラメータの一つである酸素-重金属原子数比（O/M 比）の評価に用いられる重要な状態量である。これまでに高速炉燃料研究の一環として、UO_2[1]、PuO_2[2]、及び Pu を 12%～68%含有する MOX[3–5]の酸素ポテンシャルのデータを取得してきた。更に Pu 含有率依存性の解析精度を高めるためには、Pu 含有率が比較的低い UO_2(0%Pu)～12%Pu-MOX 間のデータが必要である。そこで本研究では、この領域における MOX の酸素ポテンシャルを酸化還元重量法で測定した。

2. 試験方法

20%Pu-MOX 粉末と UO_2 粉末を、Pu 含有率が 4%または 8%となるようにそれぞれ乳鉢で混合し、粉末冶金（成型、焼結）により、直径 3 mm のペレットを作製した。酸素ポテンシャル測定は、熱天秤と酸素センサーを用いて 1673 K、1773 K 及び 1873 K において実施した。Ar/H_2 ガスを加湿して雰囲気中の酸素分圧を調整し、酸素の気相-固相（MOX ペレット）平衡反応による重量変化の値から O/M 比を算出した。各酸素分圧に対する O/M 比を欠陥化学に基づき評価した。

3. 結果及び考察

図 1 に、1873 K における酸素ポテンシャルの Pu 含有率依存性の解析結果を示す。先行研究と同様、Pu 含有率が低下するほど酸素ポテンシャルが低下し、その程度は Pu 含有率が 12%以上の領域よりも大きかった。また、12%までのデータで評価された文献値[6]から外挿して得られた値よりも低い値を示した。

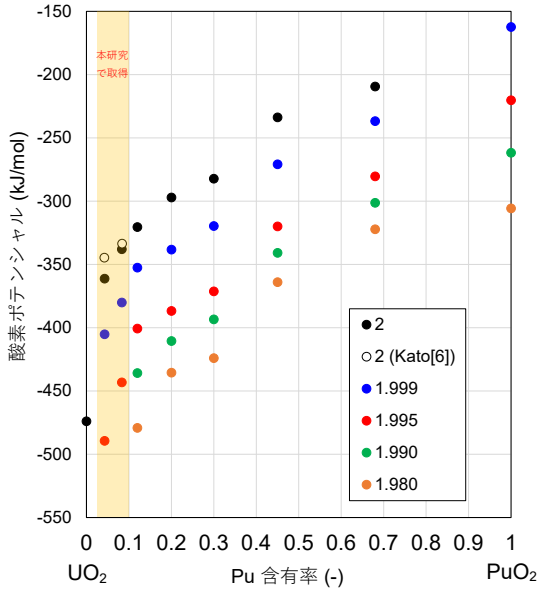


図 1 各 O/M 比における酸素ポテンシャルの Pu 含有率依存性（1873 K）

4. 結論

Pu を 4%または 8%含有する MOX の酸素ポテンシャル測定を実施し、結果を文献値と比較することで Pu 含有率依存性を解析した。Pu 含有率が低いほど、比較的 Pu 含有率が高い領域と比較して、酸素ポテンシャルの変化が顕著であることが示された。

参考文献

[1] M. Watanabe and M. Kato, Nucl. Eng. 1 (2023).
[2] A. Komeno *et al.*, MRS Proceedings. 1444 (2012).
[3] M Kato *et al.*, CALPHAD 35 (2011) 623-626.
[4] S. Hirooka *et al.*, J. Nucl. Mater. 558 (2022) 153375.
[5] M. Kato *et al.*, J. Nucl. Mater. 414 (2011) 120–125.
[6] M. Kato *et al.*, J. Nucl. Mater. 487 (2017)

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[2], Romain Vauchy[1], Takeo Sunaoshi[2] and Kosuke Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

ウラン及びランタノイド含有ジルコニウム酸化物の熱物性評価

Evaluation of thermal properties of uranium- and lanthanide-doped zirconium oxides

*吉富 順平，有馬 立身，稲垣 八穂広

九州大学

プルトニウム(Pu)やマイナーアクチノイド(MA)の代替物質としてランタノイドやウラン(U)を添加したパイロクロア型ジルコニウム酸化物を合成し、添加率の変化とそれらの結晶構造及び熱的性質、特に熱伝導率の温度依存性を評価した。

キーワード：パイロクロア構造，蛍石型構造，ジルコニウム酸化物，熱伝導率， ウラン，ランタノイド

1. 緒言：

Pu や MA を含有したジルコニウム酸化物は、アクチノイド添加率の高いワンススルー方式のイナートマトリックス燃料として開発されてきた。また、ジルコニウム酸化物は化学的に安定なことから、処分時のセラミック固化体としても期待されている。本研究では、U または Pu や MA の代替物質として Ce を含むランタノイドの添加率を変化させたジルコニウム酸化物に対して、結晶構造及び熱伝導率について考察した。

2. 実験：

M_2O_3(M: ランタノイド)、ZrO_2 及び UO_2 粉末を用いて、(1) $(Nd_{1-x}Ce_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$、(2) $(Nd_{1-x}U_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$焼結体を粉末冶金法にて作製した。(1)及び(2)は、$0.1 \leq x \leq 0.5$ に対してそれぞれ大気中と Ar-10%H_2 中にて焼結した。試料の結晶構造は、XRD を用いて、パイロクロア構造特有のピーク(331)及び(511)の有/無からパイロクロア/蛍石型構造を判定し(図 1)、併せて格子定数を評価した。更に、ラマン分光法でも構造の判定、添加元素の種類・添加率による結晶構造の変化を分析した。熱伝導率(λ)はレーザーフラッシュ法を用いて常温から1000℃まで評価した。結果の一例として、大気中にて焼結した$(Nd_{1-x}Ce_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$のλと x の関係を図 2 に示す。x(Ce 添加率) の増加及び温度が高くなるのに伴って、λが低下することが分かった。

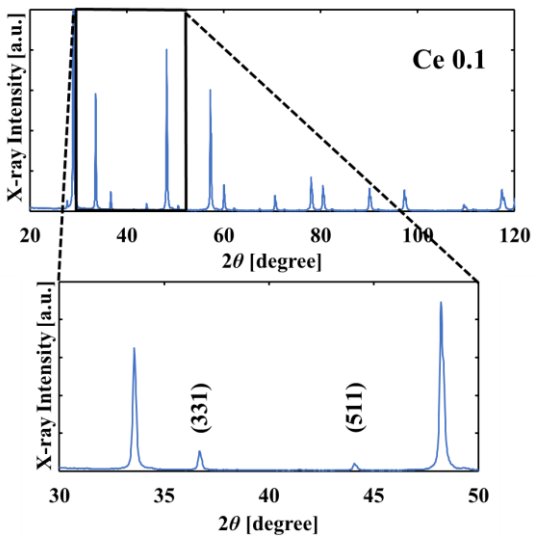


図 1　パイロクロア構造の X 線回折パターン

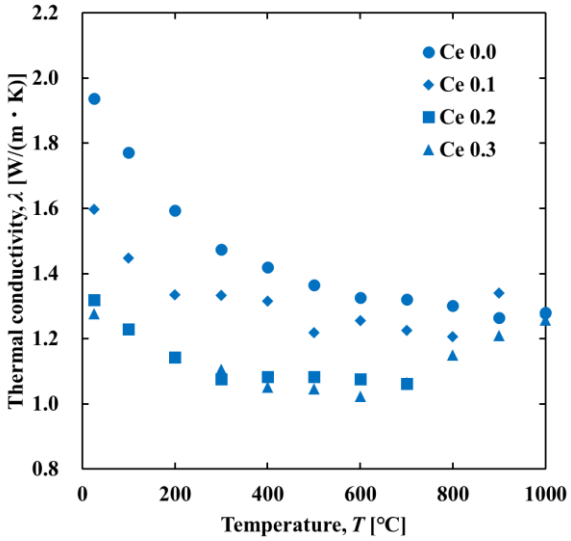


図 2　$(Nd_{1-x}Ce_x)_2Zr_2O_{7+\delta}$の熱伝導率

*Yoshidomi Jumpei, Arima Tatsumi and Inagaki Yaohiro

Kyushu Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D13-17] Critical Experiment Facility

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2D13]

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(4)

Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*Tsuyoshi Misawa[1], Yasunori Kitamura[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hironobu Unesaki[1] (1. Kyoto University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2D14]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*Kenta Hasegawa[1], Yu Arakaki[1], Takahiko Murakami[1], Masato Sumiya[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi ishii[1], Shouhei Araki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2D15]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(17) The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Tomoaki Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(18) Thermal Power Calibration

*Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Yutaka Kamikawa[1], Yu Arakaki[1], Yuta Tada[1], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Junichi Ishii[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Yu ARAKAKI[1], Kazuhiko IZAWA[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

KUCA の低濃縮燃料への変更計画 (4)
（4）軽水減速炉心（C 架台）の解析

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel (4)

(4) Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*三澤 毅，北村康則，高橋佳之，宇根﨑博信

京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮燃料に変更する計画が進められている。軽水減速炉心（C 架台）はウランシリサイドの平板燃料で、燃料フレームは従来のものと同じものを使用して炉心を構成する。2024 年度中に運転再開を予定している。

キーワード：低濃縮燃料，ウランシリサイド，KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置（KUCA）は低濃縮ウラン（LEU）燃料を製造するための設工認申請が 2023 年 8 月に承認され、軽水減速炉心（C 架台）用は製造は終了、固体減速炉心用の U-Mo 燃料は現在製造中である。

2. 臨界炉心

C 架台の燃料は従来の高濃縮ウラン（HEU）平板と同じ形状で、燃料芯材には KUR などの研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料を用いる[1] 。U 密度は KUR のものより高く JRR-3 等で同じである。燃料フレームは HEU で使用していたものを用い、燃料板ピッチが異なる C30、C35、C45、C60 炉心を構成することができる（数字は mm 単位の燃料板ピッチを 10 倍した値、C60 は C30 フレームを使用する）。

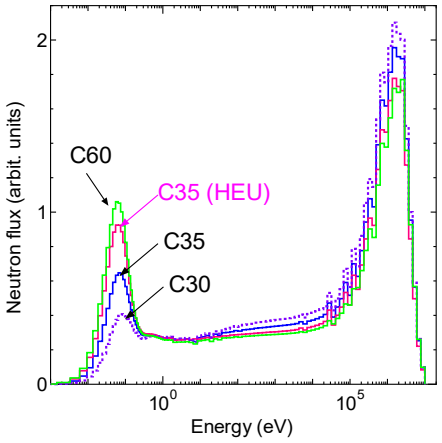


図 1 中性子スペクトル

各炉心の中性子スペクトルを図 1 に示す。HEU から LEU に変更に伴い中性子スペクトルはやや硬くなり、この 4 種類の炉心でスペクトルが大きく異なる炉心での実験を行うことが可能となる。設置変更申請書に記載された構成することができる炉心は以下の通りである。

C30、C35、C45、C60 の単一炉心：各 4 列と 5 列炉心

C45（4 列、5 列）、C60（4 列）の 2 分割炉心：分割幅は各 15cm 以下

炉心形状はできるだけ矩形となるようにする、2 分割炉心は分割面に対して対称にする、反射体に重水は使用できないなどの制限があるが、従来の HEU 単一炉心で行っていたような実験は問題なく実施できると考えている。2 分割炉心では燃料板枚数の制約から 2 種類の燃料フレームの利用に限っているが、1 次モード固有値間隔は約 1%Δk/k まで小さくすることができ、かなり結合の弱い炉心での実験を行うことも可能である。

3. 今後の予定

2024 年度中に C 架台での使用前事業者検査を含めて各炉心の特性試験を開始する予定である。固体減速炉心については 2025 年度後半には臨界実験ができるように準備を行っている。

参考文献

[1] 三澤 他、「KUCA の低濃縮燃料への変更計画」2020 秋の大会 1H12

*Tsuyoshi Misawa, Yasunori Kitamura and Yoshiyuki Takahashi, Hironobu Unesaki

Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（16）STACY 運転再開に伴う性能検査

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*長谷川 健太，新垣 優，村上 貴彦，住谷 正人，會澤 栄寿，
関 真和，石井 淳一，荒木 祥平，井澤 一彦，郡司 智
JAEA

定常臨界実験装置 STACY は､燃料デブリ模擬体の臨界実験のための軽水減速非均質炉心への更新が完了し、2024 年夏に運転を再開する。2024 年 6 月現在、STACY は使用前事業者検査に伴う試験運転中であり、本発表では、STACY 更新炉の使用前事業者検査のうち原子炉の性能に係る検査の状況を報告する。

Keywords： modified STACY, Fukushima Dai-ichi NPP, Critical Experiment, Fuel Debris, a series of pre-service inspections

1. 緒言　STACY は 2023 年 12 月に更新炉の工事が完了し、その後、旧溶液燃料系の最終運転日（平成 22 年 11 月 30 日）から 4892 日ぶりとなる 2024 年 4 月 22 日に初臨界を達成した。2024 年 8 月の STACY 運転再開へ向けて、使用前事業者検査として最大過剰反応度検査、原子炉停止余裕検査、ワンロッドスタックマージン検査等を進めている。STACY は格子間隔 12.7 mm と 15.0 mm の格子板を用いた臨界実験が可能であり、それぞれの格子板について検査を行う。

2. STACY の検査　STACY で行われた使用前事業者検査項目のうち 3 つを紹介する。はじめに、最大過剰反応度検査については、出力上昇時の水位と出力倍増時間及び臨界水位を測定し最大過剰反応度を算出した。次に、原子炉停止余裕検査及びワンロッドスタックマージン検査については、ロッドドロップ法（安全板挿入前臨界時の中性子計数率と安全板挿入後の積算計数の比）により中性子実効増倍率を計測した。それぞれの判定基準及び測定結果は表 1 に示すとおりであり、検査項目の判定基準に対してすべて満足している。これらの使用前事業者検査を行った炉心マップ及びその炉心構成写真を図 1 及び図 2 にそれぞれ示す。

表 1 検査結果と測定結果の比較（格子間隔 15.0mm）

検査項目	判定基準	測定結果
最大過剰反応度	0.8$以下	0.61$
原子炉停止余裕	0.985 以下	0.960
ワンロッドスタックマージン	0.995 以下	0.985

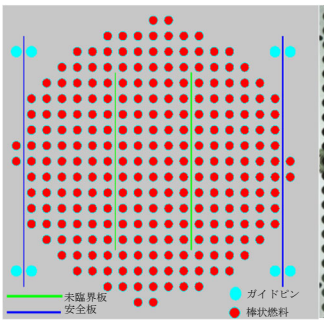
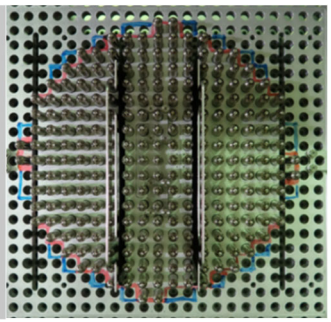


図 1 炉心マップ


図 2 炉心構成写真

3. 運転再開後の予定　2024 年 8 月の運転再開後は、計算解析との整合を確認する性能確認実験を進める。また、今後、燃料デブリの核特性を把握するため、燃料デブリ模擬体を実験用装荷物とする臨界実験を行う計画である。

謝辞　本発表は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Kenta Hasegawa, Yu Arakaki, Takahiko Murakami, Masato Sumiya, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Shouhei Araki , Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（17）初臨界炉心の臨界データと計算コードの評価結果

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
（17）The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*吉川 智輝[1], 井澤 一彦[1], 荒木 祥平[1], 渡邉 友章[1], 郡司 智[1]
[1] JAEA

STACY 更新炉の性能検査では初臨界炉心を含めて 5 種類の炉心を構成した。計算コード間比較のため、MVP2,MVP3,MCNP6.2,Solomon 及び Serpent2 を用いて各炉心における実測臨界水位で実効増倍率を解析した。

キーワード：STACY, MVP, MCNP, Solomon, Serpent, 臨界実験, モンテカルロ法, 計算コード間比較

1. 緒言　定常臨界実験装置 STACY は、2024 年 4 月 22 日に初臨界を達成し、運転再開に向けた性能検査を開始した。性能検査炉心は、格子間隔 1.5cm の格子板に燃料棒を円形に装荷した炉心（格子間隔 1.5cm）を 3 種類、また、格子間隔 1.27cm の格子板に燃料棒を一つ置きに円形に装荷した炉心（格子間隔 2.54cm）の 2 種類を構成した。格子間隔 1.5cm の 3 種類の炉心は（1）燃料棒277 本・燃料棒下端からの水位約 70cm（以下同様の表記）と（2）253 本・約 110cm に加え、熱出力校正用に炉心中央に可動装荷物を挿入する（3）253 本・約 120cm である。格子間隔 2.54cm の 2 種類の炉心は（4）241 本・約 70cm と（5）213 本・約 110cm である。図 1 及び図 2 にそれぞれ（1）及び（4）の炉心構成図を示す。計算コード間の比較のため、各炉心で実測した臨界水位を用いて MVP2,MVP3,MCNP6.2,Solomon 及び Serpent2 で中性子実効増倍率を解析した。

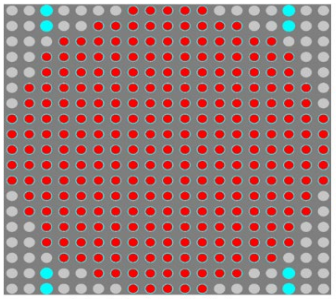
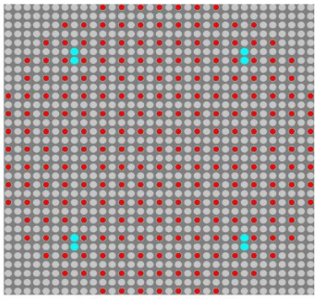


図1（1）の炉心構成図


図2（4）の炉心構成図

2. 臨界データと解析結果　表 1 に 5 種類の炉心で実測した臨界水位を示す。表 1 の水位で上記 5 コードと JENDL-4.0 を用いて実効増倍率を計算した結果を図 3 に示す。今回の解析では、いずれの計算コードでも格子間隔 2.54cm の炉心の実効増倍率が過大に評価されていることが確認できた。また、格子間隔 1.5cm で MVP2 と MVP3 で実効増倍率を評価した結果は 2σ 以内で実測臨界水位と一致しており、格子間隔 2.54cm でも他のコードよりも実効増倍率が 1 に近い結果が得られた。

表 1 各炉心の臨界水位

炉心パターン	臨界水位 (cm)
(1)	71.519
(2)	113.367
(3)	125.865
(4)	75.724
(5)	115.255

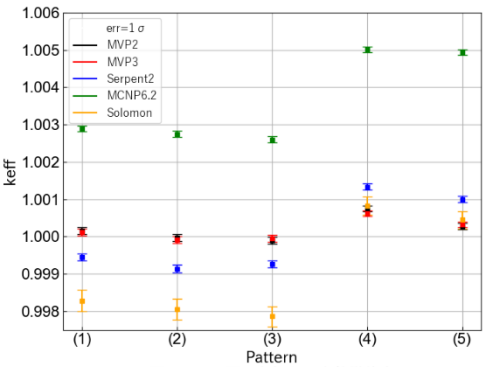


図3 コード間の各炉心の実効増倍率

3. 結言　STACY で実測した臨界水位を用いた各計算コードの解析を行い、コード間による実効増倍率の評価を行った。本発表では、コード間の解析モデルのさらなる検証や統計量を一致させるとともに、JENDL-4.0 以外の核データライブラリを用いた同様の解析によりライブラリ間の実効増倍率を比較することで核データの妥当性の検証も報告する。

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

* Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Shouhei Araki[1], Tomoaki Watanabe, Satoshi Gunji[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（18）熱出力校正試験

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(18) Thermal power calibration

*荒木 祥平, 村上 貴彦, 神川 豊, 新垣 優, 多田 裕太,
會澤 栄寿, 関 真和, 石井 淳一 井澤 一彦, 郡司 智
JAEA

STACY 更新炉における一連の性能検査のため、熱出力校正試験を実施した。熱出力は炉心中央に設置した金箔を用いた放射化箔法で中性子束を測定し、評価した。出力校正を実施した結果、計器と放射化箔法による評価結果が 3%以内で一致するように校正できた。

Keywords：STACY, Thermal power calibration, activation method, MVP, PHITS

1. 緒言　JAEA では、東京電力福島第一原子力発電所の事故における燃料デブリの臨界管理に資するため、定常臨界実験装置 STACY における実験を計画しており、実験運転再開に向けて一連の性能試験を実施している。一部試験では原子炉熱出力を許可の上限（200W）近くまで上昇させるため、熱出力の把握が必要である。臨界集合体である STACY は炉心温度の測定による熱出力の評価が困難なため、炉室上部に設置した安全出力計（核分裂計数管）を用いて測定した中性子束から熱出力に換算する。換算の基準となる熱出力は、旧 STACY では、溶液燃料中の核分裂生成物の分析により評価したが、STACY 更新炉では、密封された燃料を用いるため、同様の手法が適応できない。そこで、本校正においては熱出力の評価に放射化箔法を用いた。本発表では、校正のために実施した熱出力測定運転と出力校正の結果について報告する。

2. 実験・解析　炉心構成を図 1 に示す。炉心は 1.5-cm 格子板に 253 本の燃料棒と炉心中央に設置した可動装荷物駆動装置で構成した。放射化箔法に用いる金箔は可動装荷物駆動装置内部の照射室に設置し、軸方向の位置は臨界水位の半分の高さとなるようした。運転は校正前の指示値で約 20W（照射時間：約 10 分）で 1 回, 50W（約 10 分, 15 分）で 2 回及び校正後に 170W で 1 回実施した。放射化した金箔は Ge 半導体検出器を用いて放射化量を測定し、運転終了直後の ^{198}Au の生成量を評価した。^{198}Au の生成量からの中性子束の導出には MVP 及び PHITS による解析を用いた。 MVP では炉心をモデル化し、金箔設置位置での中性子スペクトル及び核分裂あたりの中性子束を評価した。次に PHITS において金箔の設置環境をモデル化し、MVP で計算したエネルギースペクトルを用いて金箔の応答を評価した。これらの結果を基に ^{198}Au の生成量から熱出力を評価した。

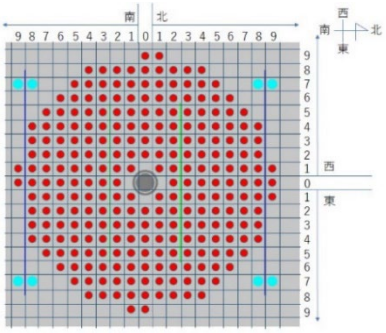


図 1. 炉心構成

3. 結果　図 2 に安全出力計指示値と放射化箔法により評価した熱出力の関係を示す。校正前では安全出力系の指示値は放射化箔法による測定結果と比べて 1.4 倍程度となっていたが、測定結果を基に校正した結果、両者を 3%以内の精度で一致させることができた。

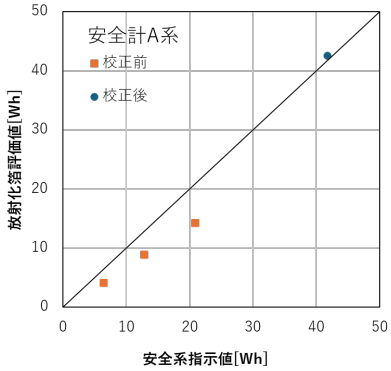


図 2. 安全出力計 A 系校正結果

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Shouhei Araki, Takahiko Murakami, Yutaka Kamikawa, Yu Arakaki, Yuta Tada, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（19）コンクリート構造材模擬体の調製不確かさが臨界水位に与える影響の評価

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，新垣 優[1]，井澤 一彦[1]

[1]JAEA

STACY を用いた燃料デブリの臨界特性評価の実験においては、燃料デブリに含まれると推定されるコンクリートを実験で模擬するため棒状コンクリート模擬体を作製する予定である。組成起因の不確かさが与える影響を評価するため、試作試料の組成に摂動を与えた核計算を行い、臨界水位への影響を調べた。

キーワード：STACY 更新炉，燃料デブリ，MCCI，コンクリート，臨界実験

1. 緒言 一般にセメント類は鉱物組成や水分量を均質にして調製することが難しく、加えて組成の経時変化が想定される。そのため、コンクリート模擬体を用いる STACY 臨界実験では、組成の不確かさが臨界水位に与える影響を評価する必要がある。密度や組成分布、装荷本数をパラメータとして摂動を与えた核計算を行い、その影響を調べた。

表1 コンクリート模擬材の基本組成

Element	wt. %
H	0.9
O	46.1
Al	4.1
Si	21.3
Ca	20.7
Fe	1.7
Others	2.9

2. 評価手法 STACY 実験で調製予定のコンクリート模擬体は、骨材を含まないことから厳密にはモルタル組成となっている。水分量や代表的な Si、Ca などの含有量が可能な限り均一になるように調製する予定であるが、経時変化で水分量が変化することなどが想定されている。そこで、表 1 に示す基本組成から、水（H_2O）、シリカ（SiO_2）、及び生石灰（CaO）の含有量を個別に 0、50、150、200%とした組成について評価した。摂動による増減分は他の成分を全体の原子個数密度が変わらないよう一律に調整している。また、密度（試作密度: 2.03 g/cc）を 90 及び 110 %とした場合についても評価を行った。モンテカルロ法での評価を前提としたため、大きめの摂動を与えている。

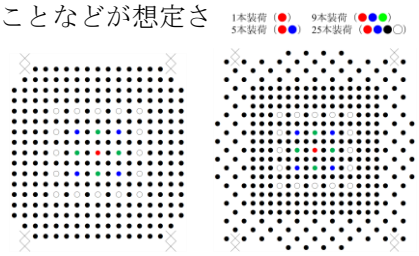


図1 評価に用いた炉心構成
（左: 12.7 mm格子、右: 15.0 mm格子）

15.0 及び 12.7 mm 間隔の格子板を用い、図 1 のような炉心を構成している。図 1 に黒丸で示される燃料棒の装荷位置に対し、模擬体の装荷位置は 1 本（赤）、5 本（赤+青）、9 本（赤+青+緑）、及び 25 本（赤+青+緑+白）に設定した。なお、図 1 中の×はジルカロイ製の安全板ガイドピンの位置を示す。

核計算にはモンテカルロコード MCNP6.2 と JENDL-5 を使い、20,000 ヒストリ×2,500 バッチ（捨てバッチ 100 を含まない）で計算し、実効増倍率の統計誤差が 1σ＜11 pcm となる計算結果が得られた。

いずれの炉心配置においても、密度、水の増減は実効増倍率と正の相関になり、シリカ、生石灰の増減は負の相関となった。反応断面積の違いから、これらの影響は格子間隔で異なる。また、装荷本数が大きくなるほど増倍率変化が大きくなるが、最も変化が大きい水分量による変化も 25 本装荷で 200 pcm 程度（臨界水位としては数 cm の変動）であったことから、現実的な調製精度や経時変化による組成の不確かさが臨界水位に与える影響はほぼないと考えられる。

3. 結論 模擬体組成の不確かさは臨界水位には影響しないと考えられるが、積分実験やベンチマークデータの提供のため、組成の経時変化を考慮した測定データを取得することを検討している。

謝辞 本研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

---

*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Yu Arakaki[1] and Kazuhiko Izawa[1]

[1]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K12-16] Vitrification 1

Chair:Kazuyoshi Uruga(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K12]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(8)Operation results and evaluations of the TVF glass melter

*Seima Suzuki[1], Hikaru Ohtaka[1], Shigeki Fukuda[1], Atsushi Miyauchi[1], Hirotaka Sumi[1] (1. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K13]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(9)Consideration of operating parameters for the new glass melter

*Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Yusuke Aoyama[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Fukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2K14]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(10) Discharging behavior for platinum group elements for the new glass melter

*Yusuke Aoyama[1], Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Hukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2K15]

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(11) Simulation of a start-up heating using updated material data for a new glass melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Akira Kodaka[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2K16]

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass
(2) Uranium reduction using graphite crucible

*Nanako Katsuoka[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

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
（8）TVF 溶融炉の運転実績と評価

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(8) Operation results and evaluations of the TVF glass melter

*鈴木 晟眞[1]，大髙 光[1]，福田 茂樹[1]，宮内 厚志[1]，角 洋貴[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

東海再処理施設のガラス固化技術開発施設（TVF）において 2021 年、2022 年に実施したガラス固化処理運転（21-1CP、22-1CP）が計画よりも早期に終了に至った要因について調査結果を報告する。

キーワード：TVF，ガラス溶融炉，ガラス固化，白金族元素

1. 緒言

TVF では、東海再処理施設に保有する高放射性廃液を早期に固化安定化する取り組みを進めている。前報で報告した漏電による流下停止の対策後、ガラス固化処理運転を 2 回（21-1CP、22-1CP）実施し、両運転とも主電極間抵抗が運転停止判断指標まで早期に低下したため、運転を終了した。運転終了後に炉内を観察した結果、いずれの運転後においても白金族元素が従来と異なる西側の炉底傾斜面上部に多く堆積していた。なお、21-1CP 後は炉底傾斜面全域の残留ガラス（堆積物）の除去作業を実施している。

2. 21-1CP における主電極間抵抗低下の要因

19-1CP では、漏電による流下停止により、ドレンアウトできずに運転を停止した。この時、炉底加熱を繰り返したことにより、炉底部の白金族元素が炉底傾斜面上部に運ばれ堆積したと推定される。21-1CP の初回流下時に抜き出されず西側炉底傾斜面上部に一部残った白金族元素に電流が回り込み、温度分布が変化して炉内のガラス流動が変わることで更に西側傾斜面上部に白金族元素が運ばれ、堆積物が成長し、主電極間抵抗の早期低下を招いたと推定した。

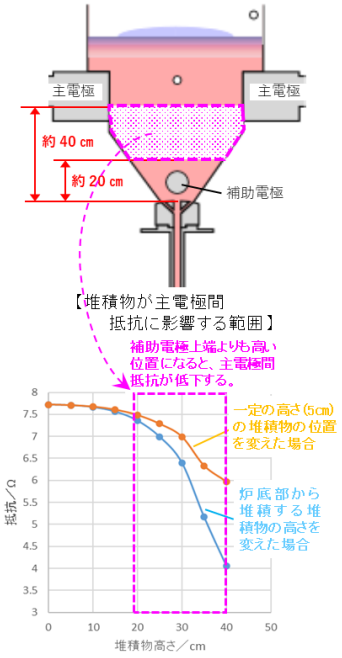


図 堆積物高さと主電極間抵抗の関係

3. 22-1CP における主電極間抵抗低下の要因

堆積物の取り残し等により主電極間抵抗を低下させる通電経路が存在すると仮定し、感度解析や運転データの検証等を実施した。その結果、補助電極上端より上部に通電経路となる堆積物が形成されると、主電極間抵抗が低下すること【図】、炉底部の補助電極間抵抗が堆積物を除去しても初期値まで回復しないことなどから、堆積物除去後の炉底傾斜面上部においても補助電極間抵抗と同様に主電極間抵抗に影響する通電経路が存在することが示唆された。さらに、耐火レンガ表面に白金族元素が高濃度に凝集した場合は、現在の堆積物除去方法では完全に除去できない可能性があることを確認した。これらの調査結果から、堆積物除去後も西側炉底傾斜面上部において主電極間抵抗を低下させる通電経路が存在し、21-1CP と同様に白金族元素を含む堆積物が成長し、主電極間抵抗の早期低下を招いたと推定した。

4. 今後の運転に向けた検討

主電極間通電への影響が大きい炉底傾斜面上部に白金族元素を多く堆積させる前にドレンアウトへ移行するための管理指標や検知方法などの検討を進めていく。

---

*Seima Suzuki[1], Hikaru Ohtaka[1], Shigeki Fukuda[1], Atsushi Miyauchi[1], Hirotaka Sumi[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

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
（9）新型溶融炉の運転パラメータの検討

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(9) Consideration of operating parameters for the new glass melter

*刀根 雅也[1]，白水 大貴[1]，勝岡 菜々子[1]，青山 雄亮[1]，宮田 晃志[1]，福田 茂樹[1]，大髙 光[1]，
小林 秀和[1]，小髙 亮[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉（3 号溶融炉）について、コールド試験（運転条件確認試験）を実施し、3 号溶融炉に適した運転パラメータの検討を行った。

キーワード：ガラス固化技術開発施設（TVF），TVF3 号溶融炉，ガラス固化、運転パラメータ、LFCM

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置の一環として、高放射性廃液(HAW)のガラス固化処理を行っている TVF では、ガラス溶融炉の更新に向けた取り組みを進めている。TVF の溶融炉は直接通電型セラミック溶融炉（LFCM）を採用しており、3 号溶融炉では白金族族元素の抜出性向上を図るため、炉底形状を四角錐から円錐に変更する等の設計変更を行っている。LFCM は、ガラスに直接通電することでガラス溶融を行うことから、3 号溶融炉に適した温度管理を行う電力等の運転パラメータを把握する必要がある。そこで、実機に近い条件で最適な運転パラメータを設定するために、非放射性の模擬廃液を用いた運転条件確認試験を実施し、ガラス温度等の主な管理値を成立させるための運転パラメータの検討を行った。

2 検討方法

運転条件確認試験では、TVF での運転を可能な限り再現できるように、ガラス原料（ファイバーカートリッジ）に HAW の組成を模擬した廃液（白金族元素の有無を反映した高模擬／低模擬）を含浸させ、溶融炉に供給し、試験を実施した。運転パラメータの検討は、2 号溶融炉の運転において実績のある運転パラメータをベースとして運転操作を行い、溶融炉内各部の温度等が所定の範囲に収まるように調整を行った。

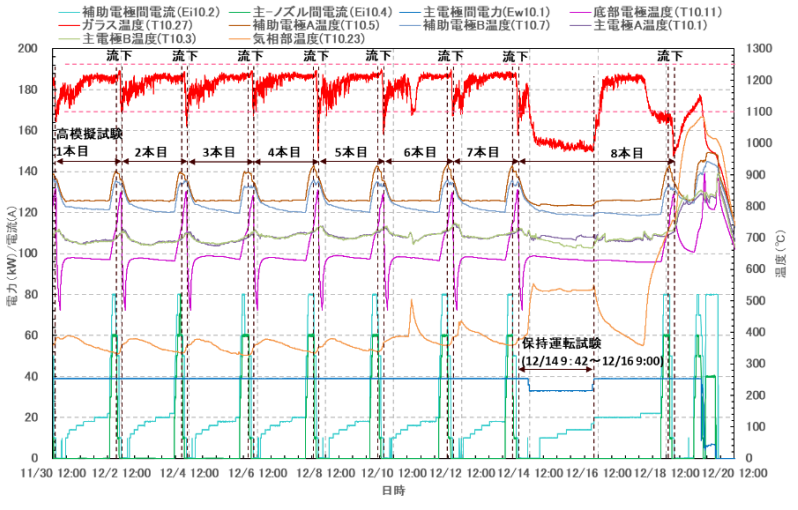


図 1 高模擬試験時炉内主要温度

3. 検討結果

運転条件確認試験の結果、炉底形状の変更に伴い、2 号炉と 3 号炉では一部温度特性が異なったものの、3 号溶融炉の運転を最適に行うための運転パラメータを見出すことができ、今後、3 号溶融炉を TVF に導入後、運転を安定して行える見通しを得た。

---

*Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1] Nanako Katsuoka[1], Yusuke Aoyama[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Fukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1] and Akira Kodaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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 (10) 新型溶融炉の白金族元素抜出性能評価

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF
(10) Discharging behavior for platinum group elements for the new glass melter

*青山雄亮[1], 刀根雅也[1], 白水大貴[1], 勝岡菜々子[1], 宮田晃志[1], 福田茂樹[1],
大髙　光[1], 小林秀和[1], 小髙　亮[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）の新型溶融炉(3 号溶融炉)では、炉底形状を既設溶融炉(2 号溶融炉)の四角錐型から円錐へ変更した。炉底形状変更による効果を確認するため、流下ガラス中の白金族元素濃度の定量分析を行い、白金族元素の抜き出し性について 2 号溶融炉との比較評価を行った。

キーワード：ガラス固化技術開発施設（TVF）、TVF3 号溶融炉、ガラス固化、白金族元素、XRF

1. 緒言

3 号溶融炉では、白金族抜き出し性の向上を図るため、炉底形状を四角錐型から円錐型へ変更を行った[1]。炉底形状変更による効果を確認するため、非放射性の白金族元素を含む模擬廃液を使用したコールド試験(運転条件確認試験)において、炉内から抜き出された流下ガラス中の白金族元素を定量分析し、白金族元素の抜き出し性について 2 号溶融炉との比較評価を行った。

2. 方法

運転条件確認試験で使用した模擬廃液組成は、TVF に受け入れた高放射性廃液の分析結果に基づいた濃度設定にした。定量分析に使用するガラスサンプルは、各バッチのガラス流下中に一定のタイミングでサンプリングした後、XRF にてガラスサンプル中の白金族元素酸化物の濃度を測定し、各流下における白金族元素の抜き出し率（溶融炉への白金族元素の供給量に対する流下による炉内からの抜き出し量の割合）を算出した。

3. 結果・考察

図 1 に 3 号溶融炉と 2 号溶融炉の抜き出し率の比較図を示す。2 号溶融炉の平均抜出率が 101.6 %であるのに対し、3 号溶融炉では 106.1 %と高い抜き出し率であった。また、各流下間の抜き出し率のばらつきは、2 号溶融炉が約 80 %~120 %の間(標準偏差 13.7 %)で推移しているのに対し、3 号溶融炉は約 90 %~120 %の間(標準偏差 8.2 %)で推移しており、3 号溶融炉の方が抜き出し率のばらつきが小さい傾向が見られた。これらの結果については、炉底形状を四角錘から円錐に変更した効果によるものと考えられる。

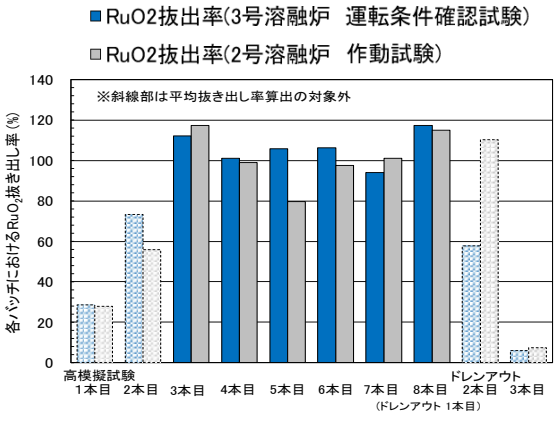


図 1　抜き出し率の比較図

参考文献

[1] 朝日良光, 嶋村圭介, 小林秀和, 小髙亮, TVF3 号溶融炉の炉底に関する詳細構造, JAEA-Technology 2021-026, (2022)

*Yusuke Aoyama[1], Masaya Tone[1], Daiki Shiramizu[1], Nanako Katsuoka[1], Koshi Miyata[1], Shigeki Hukuda[1], Hikaru Ohtaka[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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
(11) 新型溶融炉の熱流動計算用物性データ整備と熱上げシミュレーション

Study on vitrification plan of high level liquid waste in the TVF

(11) Simulation of a start-up heating using updated material data for a new glass melter

*朝日 良光[1]，小髙 亮[1]

[1]日本原子力研究開発機構

TVF3号炉で使われた材料の熱物性データに基づき、熱上げを模擬するCFD解析を実施した。予測された熱上げに要する時間は、2023年11月に実施した運転条件確認試験で実際に要した時間とよく一致した。

キーワード：東海再処理施設、TVF3号溶融炉、シミュレーション、CFD

1. 緒言

TVFでガラス固化処理に用いる溶融炉は、2号炉から3号炉への更新を進めている。新たに製作した3号炉は炉底形状を変更し、レンガや保温材には2号炉と異なる材料を用いた。築炉後初めての熱上げでは、キャスタブル（図1水色部分）に含まれる水分の影響で主電極温度が室温から450 ℃到達までに261 hを要したが、水分が蒸発した2回目以降の熱上げに要する時間は分かっていなかった。JAEAが溶融炉の内部状態把握のため開発している溶融炉解析システム[1]を用いて熱上げをシミュレートし、所要時間を予測した。

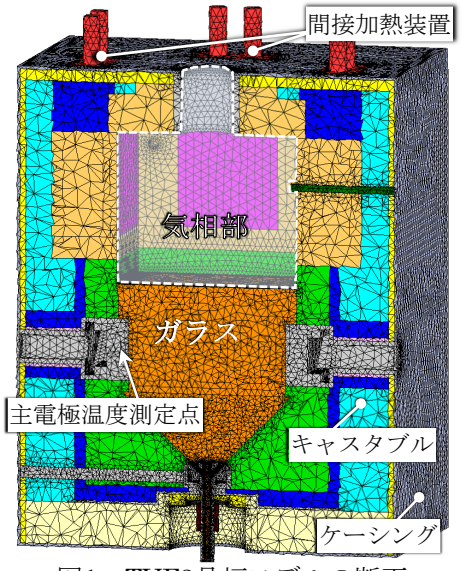


図1　TVF3号炉モデルの断面

2. 計算条件

3号炉用の材料について取得された熱物性データを整備し使用した。熱上げ時に充填するガラスカレットは稠密とみなし、比熱は日本の商用ガラス固化施設の組成で計測されたもの[2]を用い転移点温度でのピークも考慮した。気相部の換気による炉壁やガラスとの熱伝達率は、2号炉モデルで気相部温度が実測値に合うよう予め調整したものを3号炉モデルへ適用した。間接加熱装置の発熱量推移は築炉後初めての熱上げ時に与えた電力（図2(b)紫の線）を入力データとして与え、電極間の通電加熱は計算では考慮しなかった。

3. 計算結果

熱上げ完了の指標である主電極450 ℃到達に要する時間は158 hと予測され、実際の3号炉で2回目の熱上げとなる運転条件確認試験では154 hだった（図2(a)）。なお実測値の方は179 h以降に主電極間の通電加熱が始まることによって更に温度が上昇している。予測と4時間差で良く一致したことから、データや計算モデルの妥当性が確認できた。溶融炉モデルの境界面で熱収支を計算する後処理プログラムを開発して計算し、熱上げ時の溶融炉各部からの放熱量を確認できた（図2(b)のヒストグラム）。

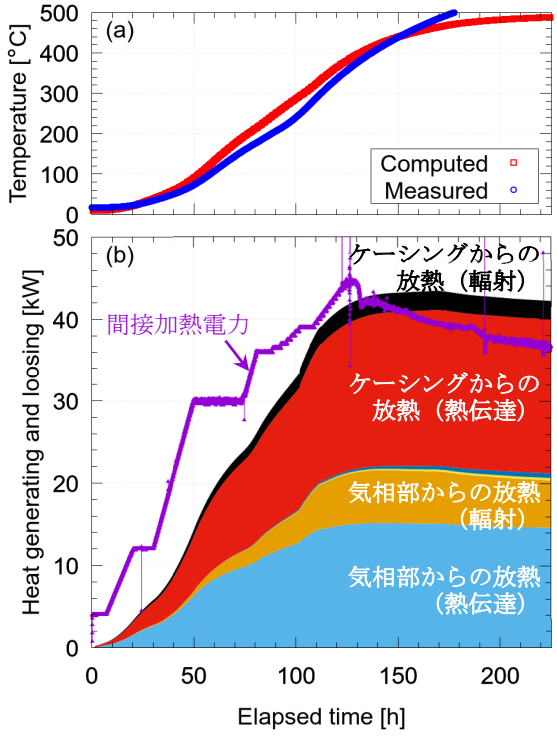


図2　熱上げ時の主電極温度と熱収支

参考文献

[1] 朝日, *et al.* (2016) 日本原子力学会2016年春の年会, 1G13.

[2] Toru Sugawara, *et al.* (2014) J. Nucl. Mater. 454 p.298.

* Yoshimitsu Asahi[1] and Akira Kodaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ホウケイ酸ガラスに含まれるウランの化学状態評価
（２）黒鉛ルツボ使用によるウランの還元状況

Investigation of chemical state of uranium contained in borosilicate glass
(2) Uranium reduction using graphite crucible

*勝岡菜々子[1]，永井崇之[1]，岡本芳浩[1]，秋山大輔[2]，佐藤修彰[2]，桐島　陽[2]
[1]原子力機構，[2]東北大学

高レベル放射性廃液のガラス固化で用いるホウケイ酸ガラスの物性評価として，ガラス粉末にウラン化合物を添加し黒鉛ルツボに入れ，加熱溶融してウラン含有ガラスを作製した．X 線透過画像からウラン析出粒子の有無を確認し，黒鉛がウラン化学状態に与える影響を XAFS 測定で評価した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，ウラン，XAFS

1. 緒言　ウラン（U）を含有する放射性廃棄物のガラス固化処理を想定した，ホウケイ酸ガラス中の U 化学状態の評価を進めており，前回，現行ガラス原料 N10-798 を基準に作製した U 含有ガラスを XAFS 測定し，ガラス原料組成による U 原子価への顕著な相異がないことを確認した[1]．XAFS 測定に供する小さなサンプルを評価する場合，ルツボ素材による影響を考慮する必要がある．本研究では，黒鉛ルツボによる U の還元状況を確認するため，黒鉛ルツボを用いて作製した U 含有ガラスの化学状態を評価した．

2. 実験　ガラス原料は，Na_2O を 10 wt%含む現行ガラス原料ビーズ N10-798 を使用した．U 化合物は，U_3O_8 と $NaNO_3$ を混合し 750 ℃で合成した $Na_2U_2O_7$ を用いた．U 含有ガラスは，ガラス原料粉末に $Na_2U_2O_7$ を添加し，均一に混合して黒鉛ルツボに入れ，反応管で Ar ガスを掃気しながら 1150 ℃で加熱溶融し，加熱時の 1150 ℃保持時間を 0 h，0.5 h，2 h と変えて作製した．冷却後の U 含有ガラスを観察した結果，保持時間によって黄色～緑色の色調変化が認められた．次に，U-L_3 吸収端の X 線透過画像を撮影し，U 分布の濃淡を確認した．確認の結果，気泡等による画像の濃淡が見られたが， U 析出粒子は認められなかった．次に U 含有ガラスの U-L_3 吸収端，U-L_2 吸収端を透過法と蛍光法で，U-M_4 吸収端を蛍光法で XAFS 測定し，黒鉛ルツボが U 化学状態に与える影響を評価した. サンプル全体を評価できる透過法の結果から保持時間が長いほどガラス中の U が還元され 4 価に近いことを確認した．保持時間の短い U 含有ガラスの蛍光法と透過法を比較すると, サンプル表層を評価できる蛍光法スペクトルが透過法スペクトルより低エネルギー側に現れ，ガラス表層から U の還元が進むことを確認した（Fig.1）.

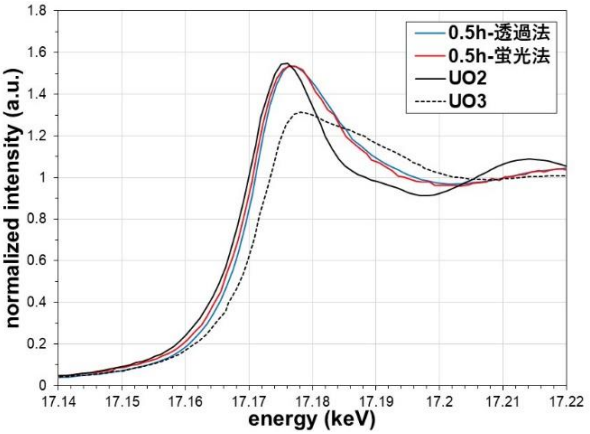


Fig.1　0.5 h 保持 U 含有ガラスの透過法/蛍光法 U-L_3 吸収端 XANES スペクトル

3. 結論　ガラス原料 N10-798 の U 含有ガラスを黒鉛ルツボで作製した結果, 黒鉛が接しているガラス表層から還元反応が進むことが認められた.

参考文献

[1] 勝岡,他, 2023 年春の年会, 1I06.

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 20231123 による成果であり，XAFS 測定は，KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2023G592 により実施した．

*Nanako Katsuoka[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2], Akira Kirishima[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku University

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

Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 8:10 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M12-17] Bentonite

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M12]

Alteration of Bentonite Buffer- Diffusion Behavior of Chloride Ions in Cu-montmorillonite

*Yuki Kamada[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2M13]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(1) Theoretical Analysis of Ca-Na Exchange Selectivity in Compacted Bentonite Using the Poisson-Boltzmann Equation

*Ryo Itoh[1], Tsuneyuki Memura[1], Kazuya Ono[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M14]

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(2) Numerical Simulation of Infiltration Experiments

*Kazuya Ono[1], Tsuneyuki Maemura[1], Ryo Itoh[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2] (1. Dia Nippon Engineering Consultants, 2. RWMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M15]

Evaluation of effects of Thermal, Chemical, and Mechanical processes on water movement in unsaturated bentonite by using coupled analysis

*Yusaku Takubo[1], Yusuke Takayama[2], Daisuke Kawama[3], Kazuaki Mitsuyama[3], Yutaka Sugita[4], Keisuke Ishida[1] (1. NUMO, 2. JAEA (Current: KOBE Univ.), 3. QJ Science, 4. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M16]

Study on the method for calculating the macroscopic hydraulic conductivity of low-permeability cover soil

*Atsuo Yamada[1], Satoru Hirai[1] (1. HAZAMA ANDO corporation, Technical research institute, Nuclear power department)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2M17]

Application of Bayesian statistics to the inspection of bentonite layers in radioactive waste disposal

*Ryo Nakabayashi[1], Yasutaka Watanabe[1], Shingo Yokoyama[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

©Atomic Energy Society of Japan

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ベントナイト緩衝材の変質 - Cu 型モンモリロナイト中の塩化物イオンの拡散挙動

Alteration of Bentonite Buffer- Diffusion Behavior of Chloride Ions in Cu-montmorillonite

*鎌田 勇希[1]，植松 慎一郎[1]，渡邊 直子[1]，小崎 完[1]
[1]北海道大学

実験室にて調製した Cu 型モンモリロナイトを異なる乾燥密度に圧縮し、膨潤させた試料に対し、Cl-36 を用いた非定常拡散試験を行い、見かけの拡散係数及び拡散の活性化エネルギーを決定し、拡散挙動を検討した。
キーワード：地層処分、交換性陽イオン、銅型モンモリロナイト、活性化エネルギー、塩化物イオン

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分において、Cu がオーバーパックのライニング材として用いられた場合、処分後長期間経過後に、オーバーパックを取り囲むベントナイトの主たる交換性陽イオンが Cu^{2+}イオンで置換され、Na 型から Cu 型に変質する可能性がある。しかし、圧縮 Cu 型ベントナイト中の核種の拡散挙動に関する研究例は見当たらない。そこで、本研究では、典型的な 1 価の陰イオンである塩化物（Cl^-）イオンに着目し、Cu 型モンモリロナイト中の Cl-36 の見かけの拡散係数(D_a)及び 拡散の活性化エネルギー(E_a) を決定し、Cu 型モンモリロナイト中の塩化物イオンの拡散機構を検討した。

2. 実験　Cu 型モンモリロナイト試料は、Na 型モンモリロナイト（クニミネ工業製、クニピア F）を 0.1 M $CuCl_2$ 水溶液中に懸濁させてイオン交換することで得た。イオン交換は 4 回とし、その後、透析膜を介してイオン交換水と接触させることで過剰塩を除去した。この試料を乾燥密度（ρ_d）0.8~1.6 Mg/m³となるように圧縮成型し、イオン交換水で約 30 日間膨潤した。膨潤した試料の表面に極微量の Cl-36 トレーサー溶液を塗布し、所定温度 (288~323 K) で所定時間トレーサーを拡散させた後、粘土試料を 0.5 mm 間隔でスライスし、スライス片の放射能測定から得た濃度分布から、D_aを決定した。

3. 結果と考察　各乾燥密度において、得られた D_aの自然対数値は温度の逆数に対して良い直線性を示したことから、アレニウスの式より拡散の E_aを決定した。図 1 に、E_aの乾燥密度依存性を、Na 型モンモリロナイト中の Cl^-の拡散に対する報告値[1]とともに示す。Na 型モンモリロナイト試料では Cl^-の E_aは ρ_d = 1.0 Mg/m³ にて最小値となるのに対して、Cu 型試料中の Cl^-の E_aは、ρ_d = 0.8 Mg/m³ において自由水中の Cl^-の拡散の E_a (17.4 kJ/mol [2])とほぼ等しいものの、乾燥密度の上昇に伴い増加し、特に ρ_d = 1.4 Mg/m³ 以上で高い値（約 40 kJ/mol）を示した。このように、Na 型と Cu 型モンモリロナイト試料で Cl^-の E_aの乾燥密度依存性が異なったことから、Cl^-の拡散は、乾燥密度増加に伴う内部微細構造の変化のみならず、交換性陽イオン種の影響をも受けていることが示唆された。モンモリロナイト試料中を Cl^-イオンが拡散する場合、試料中の電荷バランスを取るために、他のイオンも移行する必要がある。仮に交換性陽イオンがその役割を担っている場合、試料中の Na^+イオンと Cu^{2+}イオンの拡散挙動の相違が Cl^-イオンが拡散に影響を及ぼした可能性がある。

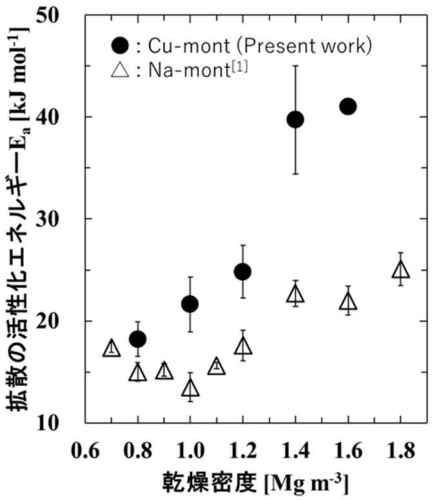


図 1　モンモリロナイト中の Cl^-の拡散の活性化エネルギー

4. 参考文献　[1] Kozaki, T., et al. (1998). J. Contam. Hydrol, 35(1-3), 67-75.
[2] Parsons, R., (1959) Handbook of Electrochemical Constants, Butterworths Sci. Publ., 79

*Yuki Kamada[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1] and Tamotsu Kozaki[1]
[1]Hokkaido Univ.

緩衝材の塩水による化学影響に関するイオン交換挙動の解析評価方法の検討 （1）ポアソン-ボルツマン方程式による圧縮ベントナイトの陽イオン交換選択係数の理論的検討

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater
(1) Theoretical Analysis of Ca-Na Exchange Selectivity in Compacted Bentonite Using the Poisson-Boltzmann Equation

*伊藤 諒[1]，前村 庸之[1]，大野 和也[1]，安田 涼[2]，田中 真悟[2]，林 大介[2]
[1]大日本ダイヤコンサルタント，[2]原環セ

圧縮ベントナイトにおける Ca の Na に対する $logK_{GT}$ をポアソン-ボルツマン方程式を用いて導出した。方程式を拡張しイオンの大きさを考慮した場合は、非考慮の場合より試験値の再現性が向上したが、イオン強度と $logK_{GT}$ の関係は試験値と異なる傾向を示し、イオンの大きさ以外の要素も考慮する必要性が示唆された。
キーワード：地層処分、沿岸部、ベントナイト、イオン交換選択係数、ポアソン-ボルツマン方程式

1. 緒言　地層処分の人工バリアを構成する緩衝材の塩水環境下でのイオン交換反応を予測するためには、圧縮したベントナイト(圧縮ベントナイト)のイオン交換選択係数の理解が重要となる。本研究では、圧縮ベントナイトの陽イオン交換選択係数(Gaines-Thomas の選択係数の対数値; $logK_{GT}$)を理論的に説明することを目的に、ポアソン-ボルツマン(P-B)方程式を用いて Ca の Na に対する $logK_{GT}$ の理論値を導出し、乾燥密度及びイオン強度との関係を調べるとともに、理論値と通水試験結果[1]から得られた $logK_{GT}$ (試験値)とを比較した。

2. 手法　P-B 方程式により溶存イオンが 2 価(Ca^{2+})、1 価(Na^{+})及び−1 価アニオン(Cl^{-})の場合の層間のイオン濃度分布を求めた。既往の研究[2]に倣い、層間に存在する陽イオンを吸着イオンと見なし、吸着イオンの組成及び外部溶液組成から $logK_{GT}$ を算出した。層間距離は圧縮ベントナイトの乾燥密度に対応する条件とし、外部溶液のイオン強度は 0.125～1.0 とした。また、イオンの大きさ(排除体積効果)を考慮した拡張 P-B 方程式[3]を用いた場合についても、同様に $logK_{GT}$ を算出した。

3. 結果　イオンの大きさを考慮した場合は、非考慮の場合に比べて $logK_{GT}$ の理論値が試験値により近づく結果が得られた(図 1)。また、$logK_{GT}$ の理論値は、乾燥密度と正の相関を有し(図 2)、イオン強度にほぼ依存しないことが示唆された(図 1)。一方、$logK_{GT}$ の試験値はイオン強度と正の相関を示したことから、試験値のイオン強度依存性を理論的に説明するには、イオンの大きさ以外の要素も考慮する必要性が示された。

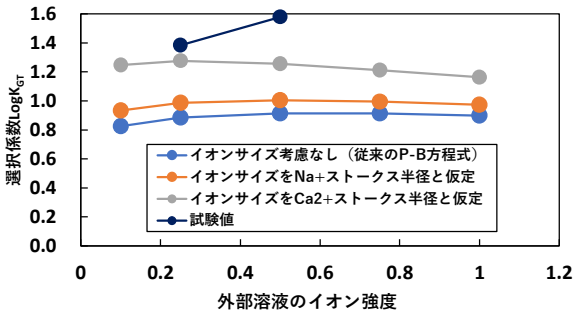


図 1 イオン強度と Ca-Na の $logK_{GT}$ の関係
（乾燥密度 1.00Mg/m³,モル濃度比 Ca:Na:Cl=4:3:11）

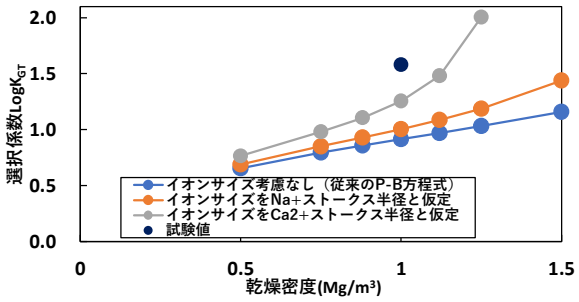


図 2 乾燥密度と Ca-Na の $logK_{GT}$ の関係
（イオン強度 0.5,モル濃度比 Ca:Na:Cl=4:3:11）

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）沿岸部処分システム評価確証技術開発」の成果の一部を使用している。また、本研究に助言を頂いた岡山大学 佐藤治夫准教授に謝意を表する。

参考文献

[1] 産業技術総合研究所, 原子力環境整備促進・資金管理センター, 電力中央研究所: 2021 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム評価確証技術開発 成果報告書, 2022.
[2] Hedström, Magnus, and Ola Karnland. :Ca/Na selectivity coefficients from the Poisson–Boltzmann theory., Physics and Chemistry of the Earth, Parts A/B/C 36.17-18, 1559-1563, 2011.
[3] 四辻健治, 舘 幸男, 西巻祐一郎, 拡張 Poisson-Boltzmann 方程式による圧縮ベントナイト中の拡散モデルの高度化検討, JAEA-research 2011.47, 1-105, 2012.

*Ryo Itoh[1], Tsuneyuki Maemura[1], Kazuya Ono[1], Ryo Yasuda[2], Shingo Tanaka[2], Daisuke Hayashi[2]
[1]Dia Nippon Engineering Consultants, [2] RWMC.

緩衝材の塩水による化学影響に関するイオン交換挙動の解析評価方法の検討 （2）通水試験の再現解析

Numerical Simulation of Ion Exchange Behavior in Buffer Materials Considering the Chemical Effects of Saltwater

(2) Numerical Simulation of Infiltration Experiments

*大野 和也[1]，前村 庸之[1]，伊藤 諒[1]， 安田 涼[2]， 田中 真悟[2]， 林 大介[2]

[1]大日本ダイヤコンサルタント，[2]原環セ

浸透流及び移流分散と陽イオン交換平衡との連成解析手法を用いて、圧縮ベントナイトへの塩水通水試験の再現解析を実施した。陽イオン交換選択係数に圧縮系の試験結果に基づく値を用いたところ、再現性は良く、本解析手法を沿岸部における緩衝材の陽イオン交換反応の予測に適用できる可能性が示された。

キーワード：地層処分、沿岸部、ベントナイト、溶質移動、イオン交換解析

1. 緒言

緩衝材の候補材料であるベントナイトの水理・力学特性は、ベントナイトの吸着陽イオン組成の影響を受ける。沿岸部の多様な組成の地下水に対応できる圧縮ベントナイトの吸着陽イオン組成の予測手法として、イオン交換反応を評価する解析手法の整備が必要である。本研究では上記解析手法の整備を目的として、圧縮ベントナイトに沿岸部地下水又は人工海水を通水した試験の再現解析を実施した。

2. 解析手法

解析ツールには、飽和・不飽和浸透流、移流・分散、イオン交換反応の連成解析が可能である HP1[1]を用いた。Na に対する Ca, K, Mg の各陽イオン交換選択係数(Gaines-Thomas の選択係数; K_{GT})には、圧縮ベントナイトの通水試験により得られた値を用いた。通水液の組成及び通水速度等の解析条件についても、試験条件を基に設定した。また、分散系の試験に基づく K_{GT}[2]を用いて同様の解析を実施し、圧縮系の値を用いた場合との比較を行った。

3. 結果・考察

圧縮系の K_{GT} を用いた解析結果は試験結果を概ね再現し、分散系の K_{GT} を用いた場合よりも再現性が良好であった（図 1）。このことから、塩水系地下水が浸潤した際の緩衝材の陽イオン交換の予測手法として本解析手法を適用できる見通しが得られた。

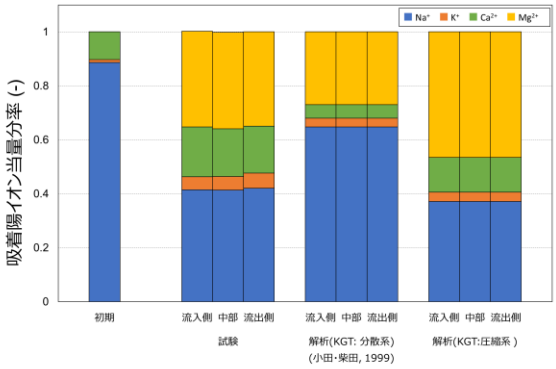


図 1 平衡状態における圧縮ベントナイトの吸着陽イオン当量分率と再現解析結果との比較（通水液：人工海水）

謝辞 本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）沿岸部処分システム評価確証技術開発」の成果の一部を使用している。

参考文献

[1] Jacques, D, and Šimůnek, J.: Notes on HP1 a software package for simulating variably-saturated water flow, heat transport, solute transport, and biogeochemistry in porous media. HP1 Version 2.2. Belgium, 2010.

[2] 小田治恵, 柴田雅博: ベントナイト―水相互作用の実験とモデル化, サイクル機構技術資料, JNC TN8400 99-032, 67p., 1999.

* Kazuya Ono [1], Tsuneyuki Maemura [1], Ryo Itoh [1], Ryo Yasuda [2], Shingo Tanaka [2], Daisuke Hayashi [2]

[1] Dia Nippon Engineering Consultants, [2] RWMC

連成解析による不飽和ベントナイト中の水分移動に対する熱・化学・力学プロセスの影響評価

Evaluation of effects of Thermal, Chemical and Mechanical processes on water movement in unsaturated bentonite by using coupled analysis

*田窪 勇作[1]，髙山 裕介[2]，川間 大介[3]，三津山 和朗[3]，杉田 裕[4]，石田 圭輔[1]
[1]NUMO，[2]JAEA（現 神戸大学），[3]QJ サイエンス，[4]JAEA

再冠水過程における緩衝材中の水の浸潤挙動を評価するうえで着目すべき現象や状態を把握することを目的に、既往の試験結果と連成解析結果との比較評価に取り組んでいる。連成解析による熱・化学・力学プロセスの影響評価技術の開発状況について報告する。

キーワード：THM 連成解析，THC 連成解析，再冠水過程，地層処分，放射性廃棄物

1. 緒言

放射性廃棄物の地層処分の安全評価において処分場の状態を現実的に設定するためには、処分環境における熱（Thermal：T）、水理学（Hydrological：H）、力学（Mechanical：M）、化学（Chemical：C）の連成現象による場の変化を評価することが必要である。処分場閉鎖直後の水理場の変化が顕著となる再冠水過程においては、ガラス固化体からの熱、地下水と人工バリア材料との間で生じる二次鉱物の沈殿・溶解等の化学反応、及び緩衝材の密度変化が、緩衝材中の地下水の浸潤挙動へ相互影響すると考えられる。NUMO は、この再冠水過渡期の THMC 場の状態変遷を評価し処分場の状態設定に反映するため、THMC 連成解析モデルの技術開発を進めている[1]。複雑な THMC 連成現象を評価する技術を着実に構築するため、TH 連成解析モデルの整備からはじめ、化学プロセスと力学プロセスを段階的に追加する開発アプローチを採用しており、これまで TH/THC/THM 連成解析技術の整備に取り組んでいる。本報告では、整備の現状について報告する。

2. 実施内容

TH/THC 連成解析コードには、米国国立研究所で開発されたオープンソースコードである PFLOTRAN[2]を選定し、緩衝材として使用されるベントナイトを用いた既往の室内浸潤試験[3]を対象として、TH/THC 連成解析を行い試験結果と解析結果との比較評価を行うことで、不飽和ベントナイト中の水分移動を表現するにあたって着目すべき連成プロセスについて調査した。その結果、緩衝材の固有透過度が水分移動に大きく影響を及ぼすことを明らかとした。緩衝材の固有透過度は変形に伴って変化する乾燥密度に依存すること[4]から、THM 連成解析の力学プロセスとして変形及びそれに伴う乾燥密度変化に着目した。不飽和ベントナイト中の水分移動に対し変形の影響を評価可能とする THM 連成解析技術の開発として、JAEA が開発したオープンソースの力学挙動解析コード MACBECE[5]を PFLOTRAN と組み合わせ、PFLOTRAN の TH 連成解析結果として出力される水分飽和度の情報と、MACBECE の力学挙動解析結果として出力される変形及び乾燥密度に関する情報とを、それぞれの計算コードの入力パラメータに反映するインターフェースの設計を行った。今後の展開として、インターフェースを用いた力学プロセスの影響評価を計画している。

参考文献

[1] Takubo et al., Model development of coupled THMC processes for a geological repository at higher temperature region, Proceedings of 2022 International High Level Radioactive Waste Management Conference, (2022). [2] Hammond et al., Evaluating the performance of parallel subsurface simulators: An illustrative example with PFLOTRAN, Water Resources Research, Vol. 50, 208-228, (2014). [3] 鈴木ほか, 圧縮ベントナイト中の温度勾配による水分移動, 土木学会第 56 回年次学術講演会, CS1-012, (2001). [4] 菊池, 棚井, 幌延地下水を用いた緩衝材・埋め戻し材の基本特性試験（試験報告）, JNC TN8430 2004-005, (2005). [5] 三原ほか, TRU 廃棄物地層処分施設の力学挙動解析コード（MACBECE）の開発, JAEA-Data/Code 2009-026, (2010).

*Yusaku Takubo[1], Yusuke Takayama[2], Daisuke Kawama[3], Kazuaki Mitsuyama[3], Yutaka Sugita[4] and Keisuke Ishida[1]

[1]NUMO, [2]JAEA (Current: Kobe Univ.), [3]QJ Science, [4]JAEA

低透水性覆土の巨視的透水係数算出方法に関する研究

Study on the method for calculating the macroscopic hydraulic conductivity of low-permeability cover soil

*山田 淳夫[1]，平井 哲[1]
[1]安藤ハザマ　技術研究所原子力部

低レベル放射性廃棄物処分施設の低透水性覆土の遮水性能（地下水を通しにくくする能力）として，巨視的透水係数を示すことが提案されている。本稿では，3D スキャナによる締固め管理で得られるデータを用いて，三次元飽和浸透流解析用のモデルを作成し，巨視的透水係数を算出する方法について検討した。

キーワード：放射性廃棄物，低透水性覆土，巨視的透水係数，モデル化

1. はじめに

巨視的透水係数を算出するためには，対象現場を何らかの方法でモデル化し，三次元飽和浸透流解析を行う必要がある。このモデル化は，現場採取データを用いて行い，データ採取点以外の箇所を地盤統計学的手法等による補間で生成するというものである。一方，近年の土工事において 3D スキャナや CCV（Compaction Control Value）等の活用により面的に連続したデータを採取して締固め管理する方法が開発されている。そこで本稿では，3D スキャナによる締固め管理[1]で得られるデータを用いて，直接的に三次元飽和浸透流解析用のモデルを作成する方法について検討した。本稿で示そうとしている方法のフローを図-1 に示す。

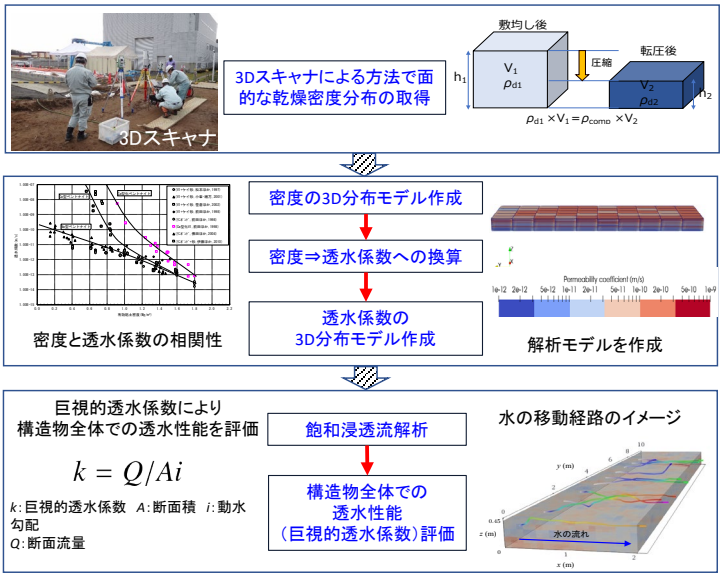


図-1　3D スキャナによる測定結果から巨視的透水係数算出する方法のフロー

2. 数値解析の条件と結果

本稿では，幅 2m×延長 10m×厚さ 0.45m の大きさでベントナイト混合土を締め固めた試験施工を対象とした。施工層厚は仕上り 45mm を 10 層繰り返し，それぞれの層厚変化より乾燥密度の 3 次元分布を求めた。この分布より透水係数の分布モデルを作成し，浸透流解析を Dtransu3D にて行った。計算結果を表-1 に示す。透水試験の結果（6.11×10^{-11}～6.49×10^{-12}m/s，平均 2.19×10^{-11}m/s）よりも若干大きめの値となった。

表-1　巨視的透水係数の計算結果

メッシュサイズ		断面積A	動水勾配i	巨視的透水係数
単位	m	m^2	―	m/s
x方向	0.400	4.60	0.1	5.75×10^{-11}
y方向	1.000	0.92	0.1	5.86×10^{-11}
z方向	0.046	20.00	0.1	2.57×10^{-11}

3. 結論

本稿で示した方法でも，巨視的透水係数の計算が可能であることがわかった。今後，計算結果に対するメッシュサイズやモデル化領域の大きさの影響を検討する必要がある。

参考文献

[1] 山田ほか；3D スキャナによる締固め密度推定方法の推定尤度に関する考察，第 57 回地盤工学研究発表会概要集，地盤工学会, 21-8-2-05, 2022.

*Atsuo Yamada[1] and Satoru Hirai[1]
[1]Hazama Ando Corp.

放射性廃棄物処分のベントナイト層の検査に対するベイズ統計学の適用

Application of Bayesian statistics to the inspection of bentonite layers in radioactive waste disposal

*中林 亮[1]，渡邊 保貴[1]，横山 信吾[1]，杉山 大輔[1]

[1]電力中央研究所

抄録：放射性廃棄物処分施設のベントナイト層には低透水性が期待される。低透水性の遵守判断に供する巨視的透水係数を合理的に決定するために、ベイズ統計解析を活用した手法の提案を試みた。

キーワード：放射性廃棄物処分，ベントナイト，巨視的透水係数，微視的透水係数，ベイズ統計

1. はじめに

浅地中ピット処分施設では、人工バリア材の一つとして締め固めたベントナイト系材料（ベントナイト層）の使用が想定される。ベントナイト層には低透水性が期待されており、施工後のベントナイト層全体の透水係数（巨視的透水係数）が規定の値を下回っていることを確認するとした事例[1]がある。巨視的透水係数は実測することが困難であるため、施工後のベントナイト層の局所的な透水係数（微視的透水係数）分布の平均値と標準偏差等から解析的に算出する方法がある[2]。微視的透水係数を直接的に取得するためには、施工後のベントナイト層から通水試験用の供試体を採取しなければならない。採取した箇所は同等の材料を用いて埋め戻すことが想定されるが、密度が不均質となり擾乱前の性能を担保できない可能性がある。そのため、採取点数は少ないことが望ましい。他方、採取点数が少ないと、微視的透水係数分布の平均値と標準偏差の確からしさは低く、巨視的透水係数の確からしさも低くなる。本研究では、微視的透水係数分布の不確実性を定量的に把握したうえで、遵守判断に供する巨視的透水係数を合理的に算出するための、ベイズ統計解析を活用した手法の提案を試みた。以下に、ベントナイト層の試験施工から取得された微視的透水係数分布[3]を題材とした解析的検討の結果を記す。

2. 解析的検討

ベントナイト層の試験施工から取得された微視的透水係数分布[3]を母集団分布として用いた。次に、母集団分布から 5 点、10 点をランダムサンプリングする。これらのデータを用いたベイズ統計解析によって微視的透水係数の予測分布を取得する。ベイズ統計解析には、統計解析ソフト R と BEST パッケージ[4]を用いた。

3. 結果

図 1 にベイズ統計解析から得られた微視的透水係数の予測分布を示す。青色の濃淡で示された範囲は、サンプリングデータから予測される微視的透水係数分布の不確実性である。データ数の増加によって範囲が狭まることがわかる。また、赤色の実線で示した母集団分布は、データ数によらず不確実性の範囲に収まっている。つまり、青色の濃淡で示された範囲内で適切な予測分布（平均値と標準偏差）を抽出し、それを巨視的透水係数の遵守判断に用いることで、少ない採取点数でも保守的な判断を合理的に実施することが可能となる。一例として、図 1 の青色の実線で示した分布は、微視的透水係数の予測分布のうち、平均値と標準偏差の確率分布の 95%HDI（Highest Density Interval：最高密度区間）の上限値を用いて算出したものである。母集団分布と比較すると、いずれも保守的な分布であることがわかる。巨視的透水係数の遵守判断に供すべき微視的透水係数分布の HDI 上限値については、今後さらなる検討を進める。

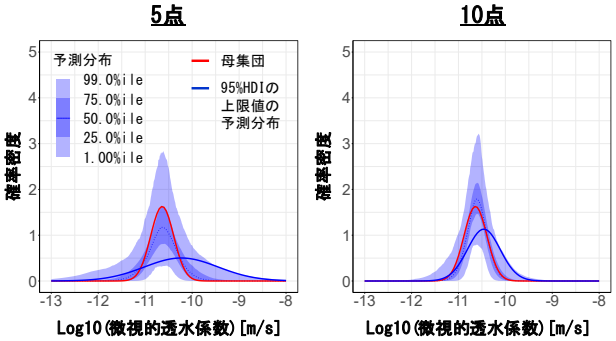


図 1 微視的透水係数分布の比較

参考文献

[1] 日本原燃, 廃棄物埋設事業変更許可申請書本文及び添付書類の一部補正について, 2021 年 6 月 14 日. [2] 平井他, 安藤ハザマ研究年報, 9, 10, 2021. [3] 日本原燃, 許可基準規則解釈第 10 条第 1 項に関する補足説明(添付資料 3), 2021 年 6 月 21 日. [4] Kruschke, Journal of Experimental Psychology: General, 142:2, 573–603, 2013.

*Ryo Nakabayashi[1], Yasutaka Watanabe[1] , Shingo Yokoyama[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:25 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A11-12] Radiation Shielding and Radiation Behavior 2

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2A11]

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete (25)
Correction methods of standard composition

*Koichi Okuno[1], Mikihiro Nakata[2], Masahiro Taniguchi[3], Toshinobu Maenaka[4], Koji Ohishi[5], Masahiro Yoshida[6], Toshio Amano[7] (1. Hazama-Ando, 2. MHI NDC, 3. Taisei Corp., 4. Takenaka Corp., 5. JER, 6. Nustec, 7. CTC)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2A12]

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

遮蔽材料標準の策定について(25)

- 規定組成に対する組成補正法 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete

- (25) Correction methods of standard composition -

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、大石 晃嗣[3]、吉田 昌弘[4]、中田 幹裕[5]、平尾 好弘[6]、天野 俊雄[7]、
谷口 雅弘[8]
[1]安藤ハザマ、[2]竹中工務店、[3]日環研、[4]原子力安全技術センター、[5]MHI原子力研究開発、
[6]海上技術安全研究所、[7]CTC、[8]大成建設

標準委員会 放射線遮蔽分科会 遮蔽材料標準作業会で検討中の標準に掲載する遮蔽計算用規定コンクリート組成に対する、要求コンクリート密度に応じた組成補正方法と想定壁厚に対する水分補正法について提案した。

キーワード：遮蔽計算，コンクリート，組成

１．緒言

原子力施設やＲＩ施設等の新設や改修工事で行う遮蔽計算において、従来から主に海外のコンクリート組成を使用しているが出所や策定方法が明確でないため、国内のコンクリートに対する組成とその策定方法を明確にして学会標準として纏めるべく作業を進めている。

今回、標準に掲載する遮蔽計算用規定コンクリート組成に対する、要求コンクリート密度に応じた組成補正方法と、想定壁厚に対する水分補正法について新たに提案した。

２．組成の補正

規定組成のコンクリート密度と水分は特定するが、実際の遮蔽設計では顧客等から密度が要求される場合や、試験練りにおける密度を使用する場合がある。それらの場合、規定組成とは異なった密度となるため、密度に応じた組成の補正が必要となる。また、水分は壁厚依存のため、想定壁厚が規定組成を定義した壁厚と異なる場合は、水分補正が必要となる。

(1)密度に対する補正

コンクリートの密度は、その大部分を占める骨材に影響される。検討中の規定組成における適用エネルギー範囲では密度の変化が影響するのは光子線量と考えられるため、密度比に応じた補正式を提案した。

(2)水分に対する補正

コンクリートに含まれる水分量が影響するのは中性子線量である。コンクリート厚により長時間経過後の自由水分量は異なるが、実物件の壁厚等を考慮し規定組成ではコンクリート厚1,500㎜での水分量を記載する。しかし、想定されるコンクリート厚が1,500㎜と異なる場合に対応し、各コンクリート厚に対する水分移行解析を実施し、各厚さでの水分に対する回帰式を求め、それを用いた組成の補正式を提案した。

３．標準への記載

補正方法は標準本文に記載し、検討の経緯は附属書に記載する予定である。

---

*Koichi Okuno[1], Toshinobu Maenaka[2], Koji Oishi[3], Masahiro Yoshida[4], Mikihiro Nakata[5], Yoshihiro Hirao[6], Toshio Amano[7], Masahiro Taniguchi[8] [1]Hazama-Ando Corp. ,[2]Takenaka Corp., [3]JER, [4]NUSTEC, [5]NDC, [6]NMRI, [7]CTC, [8]TAISEI Corp.

炉物理解析コードシステム CBZ の放射線遮蔽計算への適用

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations

*千葉 豪[1]
[1]北大

炉物理解析コードシステム CBZ の適用範囲の拡張の一環として行った放射線遮蔽計算の結果を示す。

キーワード：決定論的手法、中性子輸送計算、FRENDY、CBZ

1. 背景　北海道大学・原子炉工学研究室では、炉物理解析を主な用途とするコードシステム CBZ の開発を進めており、高速炉の炉心計算や軽水炉の燃料集合体計算などを対象に、機能の拡充や検証などを行っている。また、より広範な研究開発に活用することを目指した検討も進めており、その一環として放射線遮蔽問題への適用と精度の検証を進めている。

2. CBZ の概要　CBZ は C++で開発された決定論的手法に基づくコードシステムであり、炉物理解析に必要となるデータ・計算手法をクラスとして定義する。これらクラスのインスタンスを有機的に結合させて、ユーザーが実施したい計算手続きを構築することで、多様な炉物理解析が実現される。CBZ には、多群の中性子輸送方程式を解くためのソルバーが複数実装されており、放射線遮蔽解析では主に SN 法に基づくソルバーを用いる。現時点では、SN 法に基づくソルバーとして、球、円柱、(r,θ)、XYZ、Triangular-Z 座標系向けのものが開発済みである。いずれのソルバーも空間離散化にはダイアモンド差分を用いる。また、いくつかのソルバーには加速法（空間スイープのための拡散合成法や上方散乱反復のための Two-grid 加速法）が実装されている。

3. 計算例　BWR の原子炉遮蔽壁までをモデル化した 1 次元球体系の問題[1]の計算結果を例として示す。固有値問題を対象とし、参照解は連続エネルギーモンテカルロコード MVP-3 により得た。体系を構成する媒質の多群断面積は、CBZ のモジュールでも計算可能であるが、異なる核種間の共鳴干渉効果をより精度良く取り扱えることから FRENDY コードにより計算したものを用いた。図 1 に、圧力容器内の高速中性子束（左）、コンクリート遮蔽壁内とその外側鋼板における熱中性子束（右）の参照解に対する相対誤差を示すが、4,000 群程度の計算により参照解を良好に再現することが分かる。このような計算により、VITAMIN-B7 の 199 群構造や BUGLE-B7 の 47 群構造を用いた場合の計算精度の定量的な評価が可能となる。

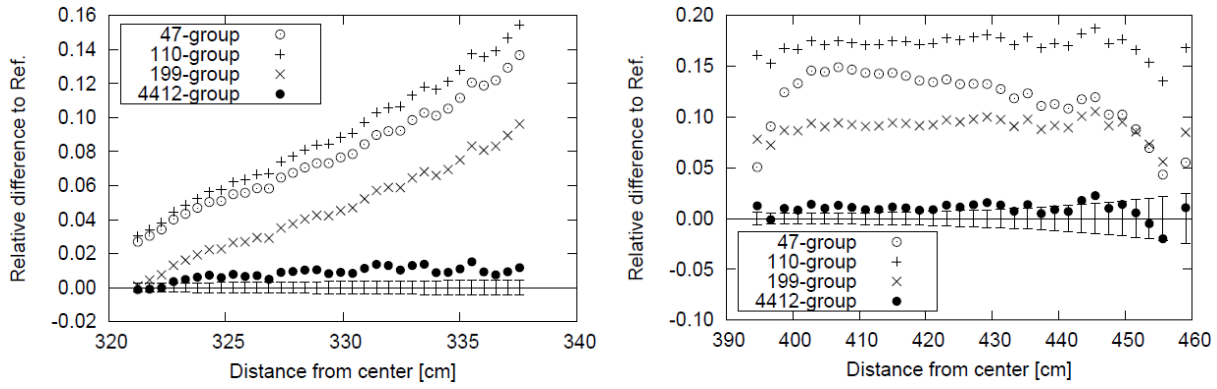


図 1 中性子束の誤差（左：圧力容器の高速中性子束、右：遮蔽壁の熱中性子束）

参考文献 [1] 千葉、2024 年春の大会.

* Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F14-17] Nuclear Data Research and Theoretical Analysis

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2F14]

Prediction of optimum potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning (III)

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[3], Nobuyuki Iwamoto[4], Sota Yoshida[5] (1. Hokkaido Univ., 2. Kyushu Univ., 3. RIKEN, 4. JAEA, 5. Utsunomiya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2F15]

Comprehensive estimation of muon nuclear capture rates using machine learning

*Hiroki Iwamoto[1], megumi Niikura[2], Rurie Mizuno[3] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. UTokyo)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2F16]

Intermediate energy benchmark comparison of Antisymmetrized Molecular Dynamics and PHITS for heavy ion cancer therapy

*Yuta Mukobara[1], Tsunenori Inakura[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1] (1. Tokyo Tech, 2. Tohoku Univ., 3. NAT)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2F17]

Study of alpha particle induced reactions using the INC model

*Furuta Furuta Toshimasa[1], Uozumi Yusuke[1], Yamaguchi Yuji[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習を用いた核子ー原子核散乱に対する最適なポテンシャルの予測（Ⅲ）

Prediction of optimum potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning (III)

*渡辺 証斗[1]，湊 太志[2]，木村 真明[3]，岩本 信之[4],吉田 聡太[5]

[1]北海道大学，[2]九州大学，[3]理化学研究所，[4]JAEA，[5]宇都宮大学

ガウス過程回帰を用いて、核子-原子核散乱を記述する光学ポテンシャルの入射エネルギー依存性・陽子数依存性を推定した。本講演では、その方法と結果を報告する。

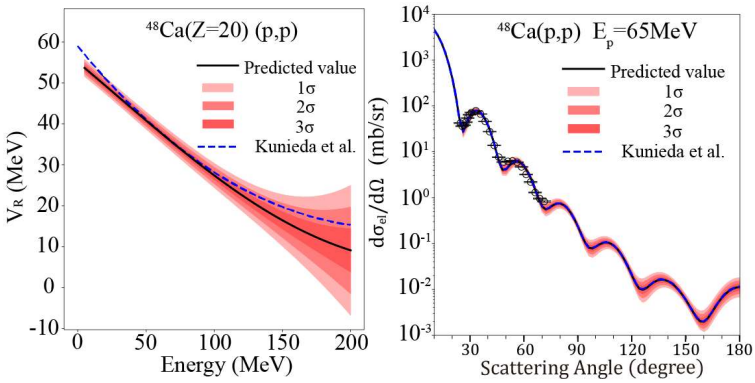
キーワード: ガウス過程回帰，光学ポテンシャルパラメータ，チャネル結合光学模型，弾性散乱角度分布，陽子入射，パラメータ不確かさ

1. 緒言

近年、世界中で機械学習を利用した核反応データの評価研究が行われている。我々は、核子-原子核散乱の断面積を評価するために、ガウス過程回帰を用いて最適な光学ポテンシャルパラメータを推定する研究を行っている。前回までは、光学ポテンシャルパラメータの入射エネルギー依存性を推定する手法とその有用性について報告した。今回はこの手法を発展させ、ガウス過程回帰を用いて、核子-原子核散乱を記述する光学ポテンシャルに対し、パラメータの入射エネルギー依存性・陽子数依存性を推定した。本講演ではその手法と結果について報告する。

2. 手法と結果

本研究では、陽子弾性散乱角度分布の計算にチャネル結合光学模型[1]を用い、ガウス過程回帰には GPy ライブラリ[2]を採用した。まず、複数の同調体（中性子数が同じ原子核）ごとに、様々な入射エネルギーにおける弾性散乱角度分布の実験データを再現するように、光学ポテンシャルにおける実部体積項の深さを決定した。次に、それらを訓練データとしてガウス過程回帰を行い、訓練データとして使用しなかった標的核に対して、実部体積項の深さを推定した。この推定結果を用いて、弾性散乱角度分布を計算し、実験データと比較することで予測精度を確認した。左図には、中性子数が 28、陽子数が 22~26 の標的核に対する角度分布から得た訓練データを用い、^{48}Ca(陽子数 20)に対する実部体積項の深さの推定結果を示してある。この推定結果のうち 65MeV での値を用いて弾性散乱角度分布（右図）を計算したところ、Kunieda et al. [3] の計算結果と同程度に実験データを再現していることが分かった。



図：ガウス過程回帰で推定した、中性子数 28、陽子数 20、任意のエネルギーにおける光学ポテンシャルの深さと、それから求めた弾性散乱角度分布

参考文献

[1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and K. Shibata, Nucl. Data. Sheets. 131, 259 (2016), and references therein.

[2] https://github.com/SheffieldML/GPy

[3] S. Kunieda, S. Chiba, K. Shibata, A. Ichihara, E. Sukhovitski, J. Nucl. Sci. Technol. 44, 838 (2007).

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[3], Nobuyuki Iwamoto[4] and Sota Yoshida[5]

[1]Hokkaido Univ., [2]Kyushu Univ., [3]RIKEN, [4]JAEA, [5]Utsunomiya Univ.,

機械学習を用いた負ミューオン原子核捕獲率の包括的評価

Comprehensive estimation of muon nuclear capture rates using machine learning

*岩元 大樹[1]，新倉 潤[2]，水野 るり恵[3]
[1]JAEA，[2]理研，[3]東大

負ミューオンの原子核捕獲率を評価する機械学習モデルを開発した。機械学習モデルにガウス過程回帰を用い、訓練データに誤差評価済み実験データを使用した。検証の結果、開発したモデルは負ミューオン原子核捕獲率を包括的に評価できることが示された。

キーワード：負ミューオン，負ミューオン原子核捕獲，機械学習，ガウス過程回帰

1. 緒言

負ミューオンは、物質中に停止すると原子核のクーロン場に捕捉され、ミューオン原子を形成する。最低準位の 1s 軌道にある負ミューオンは、自然崩壊するか、原子核に捕獲されて、原子番号が一つ小さい励起状態の複合核が形成される。この複合核は脱励起過程を経て他の原子核へ核変換する。近年、この反応を利用した核変換技術への応用が期待され、負ミューオン誘起原子核反応に関する核データ（ミューオン核データ）の整備が進められている[1]。本研究では、ミューオン核データのうち、原子核捕獲率（以下、捕獲率）を核種別に包括的に評価する機械学習モデルを開発し、その検証を行った。

2. モデルの概要

本研究では、機械学習モデルにガウス過程回帰モデルを用いた。事前情報として Goulard–Primakoff の式[3]を機械学習モデルに与え、このモデルに誤差評価済みの捕獲率の実験データを学習させた。蓄積されている実験データ[2]の多くは、一部の例外を除いて天然組成の元素に限られている。そのため、まず天然元素を主とする参照元素に対して捕獲率の評価を行い、次に核種別の実験データから得られた参照元素に対する捕獲率比を包括的に評価し、両者を掛け合わせることで核種別の捕獲率を得た。

3. 結果と展望

図 1 に、実験データを学習して得られた捕獲率の予備評価結果を示す。開発したモデルは、実験値を再現するとともに、不確実性を含めて捕獲率を包括的に評価できることを確認した。今後は、捕獲率の評価値をさらに検証し、最終的な評価結果をミューオン核データの一部として公開する。

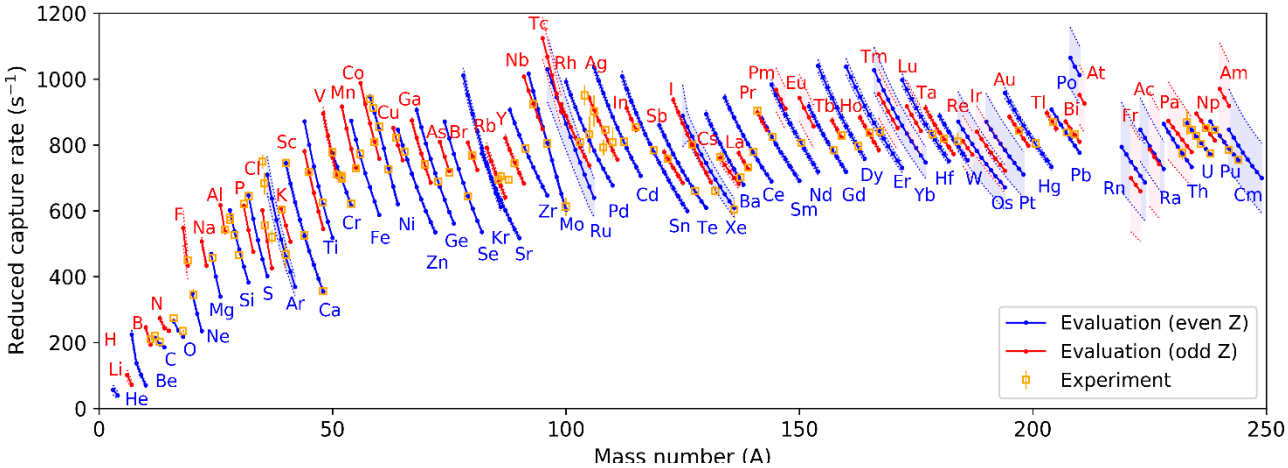


図 1 負ミューオン原子核捕獲率の予備評価結果（赤線：奇 Z 核、青線：偶 Z 核）

参考文献

[1] M. Niikura et al., arXiv:2403.19965. [2] T. Suzuki et al., Phys. Rev. C, **35**, 2212 (1987). [3] B. Goulard and H. Primakoff, Phys. Rev. C, **10**, 2034 (1974).

*Hiroki Iwamoto[1], Megumi Niikura[2] and Rurie Mizuno[3]
[1]JAEA, [2]RIKEN, [3]University of Tokyo

反対称化分子動力学と PHITS による重粒子線癌治療のための中間エネルギー領域のベンチマーク比較

Intermediate energy benchmark comparison of Antisymmetrized Molecular Dynamics and PHITS for heavy ion cancer therapy

*向原 悠太[1]，稲倉 恒法[1]，小野 章[2]，千葉 敏[3]，片渕 竜也[1]，石塚 知香子[1]
[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]NAT

重粒子線癌治療では、体内で発生する重イオン核反応により生成される粒子の予測精度が極めて重要である。我々のこれまでの研究により、炭素入射反応における平均場依存性が、特に前方に放出される粒子の断面積において顕著であることが明らかになった。そこで本研究では、62 MeV/u の炭素入射反応を例に、前方に放出される生成粒子の断面積を反対称化分子動力学と PHITS で計算する。

キーワード：反対称化分子動力学, 粒子生成, 平均場, 2 核子衝突, 核データ

1. 緒言

重イオン反応断面積は重粒子線癌治療といった応用面でも広く用いられており重要視されている観測量である。しかし、軽イオン反応と比べ反応機構が複雑なために標準的な模型が確立されていない。そのため反応系に応じて様々な模型が用いられる。本研究で用いる反対称化分子動力学[1](AMD)は重イオン反応で重要な平均場の効果と二核子衝突が含まれた優れた模型である。これまでの我々の研究[2]から、AMD による ^{12}C 入射反応断面積は平均場依存性を持つことがわかってきた。この依存性は特に前方で大きいことが明らかとなったため、前方角での平均場依存性の比較を行った。また、AMD によって得られた断面積と実験値[3]および PHITS[4]計算による断面積の比較を行った。

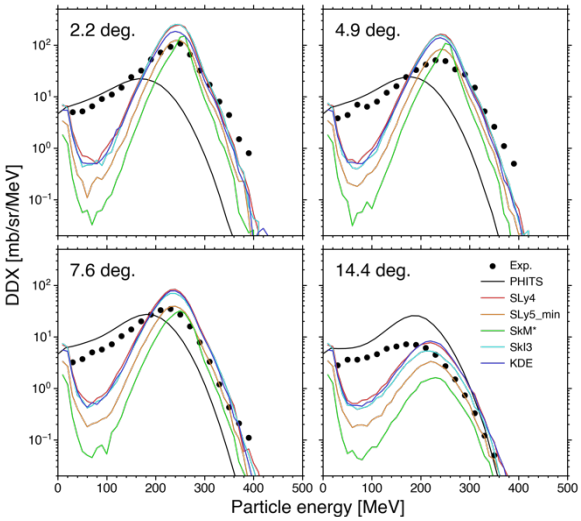


図 1. 62 MeV/u の ^{12}C(^{12}C, ^{4}He)反応における二重微分断面積。

2. 手法とまとめ

本研究では Napoli らの実験値[3]との比較を行うため、62 MeV/u の ^{12}C+^{12}C 反応を AMD と PHITS で計算した。AMD では摩擦冷却法で作成する初期配位にクラスター的様相が強く現れることがある。そのため、5 種類の平均場模型に対して各 10 パターンの初期配位を用意し、基底状態近傍のエネルギーの ^{12}C を作成した。作成した ^{12}C を用いて、100,000 イベントの衝突計算を行い、断面積を求めた。統計崩壊後に得られた ^{4}He の二重微分断面積を図 1 に示す。図より内部で QMD が用いられている PHITS よりも、AMD は前方に行くほどピーク位置が実験値をよく再現することがわかった。また、平均場依存性については、定量的には差が生じているが、定性的な様相には影響が小さいことが明らかとなった。

参考文献

[1] A.Ono et al., Phys. Rev. Lett. **68**, 2898 (1992). [2] Y.Mukobara et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61, 206 (2024). [3] M.D.Napoli et al., Phys. Med. Biol. 57, 7651 (2012). [4] T.Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684 (2018).

*Yuta Mukobara[1], Tsunenori Inakura[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi[1] and Chikako Ishizuka[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Tohoku Univ., [3]NAT

INC 模型を用いた 230MeV/u α 粒子入射反応の研究

Study of 230 MeV/u α-particle injection reaction using INC model

*古田　稔将[1]，魚住　裕介[1]，山口　雄司[2]，
[1]九大，[2]JAEA

本研究では 230MeV/u の α 粒子入射粒子生成反応の機構の解明を目的とする。230MeV/u の α 粒子入射反応の二重微分断面積の実験結果を分析することにより α 粒子入射のフラグメンテーション過程のモデルを構築した。そのモデルを INC 模型に取り入れ、その計算結果と実験結果を比較し再現性を確認した。その結果、α 粒子入射フラグメンテーション反応はクラスタ的描像が大きく寄与することが分かった。

キーワード：α 粒子入射，二重微分断面積，PHITS，INC 模型

1. 緒言

原子力発電建屋における放射線の遮蔽の設計や宇宙開発における被ばく線量の評価のための粒子輸送計算では、重粒子入射反応におけるフラグメンテーション反応のモデリングが重要な開発課題である。フラグメンテーション反応機構は未だ解明されておらず、DDX（二重微分断面積）を精度よく計算できる理論模型は存在しない。そうした中で、低エネルギーの α 粒子入射反応の DDX は INC 模型を用いることで精度よく再現できることがこれまでに判明した。そこで、本研究では INC 模型を用いて高エネルギーの α 粒子入射の DDX を再現するとともにその結果からフラグメンテーション反応の機構を考察する。

2. 計算手法

一般的な INC 模型は原子核を自由粒子の集合体と考え、核反応を入射核子と標的核内核子の二体による剛体衝突によって記述するモデルである。本研究ではこれに加えて、粒子の入射・放出時に標的核のポテンシャルによる角度偏向の効果を取り入れている。また、クラスタ衝突の取扱いについても既存の INC モデルとは異なり、クラスタ内の一核子の衝突による運動量変化を全体に反映させるという手法を採用している。

本研究では、α 粒子入射のフラグメンテーション反応に関して、各クラスターの生成断面積がクラスターの種類や α 粒子の入射位置に対して依存性を持つモデルを開発した。

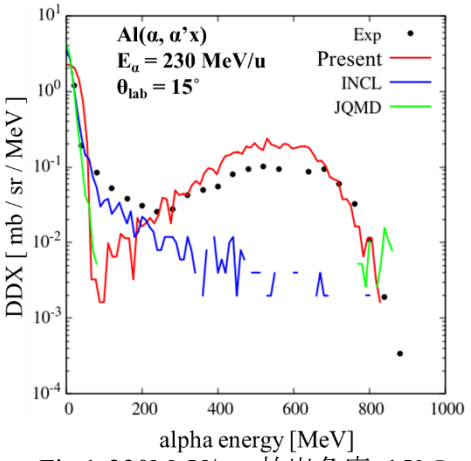


Fig.1 230MeV/u、放出角度 15°の Al(α,α'x)反応の DDX の実験値と各モデルの計算結果の比較

3. 結果・考察

計算結果の一つとして Al(α,α'x)反応の DDX の実験結果と計算結果の比較を Figure 1 に示す。我々が開発した INC 模型の計算結果は実験結果を良く再現していることが分かる。その一方で、JQMD モデルや INCL モデルでは低エネルギー領域を除いて DDX の再現性が低い。

---

*Furuta Toshimasa[1]，Uozumi Yusuke[1]，Yamaguchi Yuji[2]

[1]Kyushu Univ.，[2]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G14-17] Sodium-cooled Fast Reactor 2

Chair:Shigenobu Kubo(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14]

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration

(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*Masaaki TANAKA Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Ryuji Yoshikawa[1], Norihiro Doda[1], Takero Mori[1], Erina Hamase[1], Kazuo Yoshimura[1], Norihiro Kikuchi[1], Kentaro Matsushita[1], Shota Mochinaga[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15]

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor

-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*Kazuki Endo[1], Shunsuke Kobayashi[1], Jasmine Hamelberg[1], Joutaro Takeda[1], Takaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Kentaro Matsushita[2] (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16]

Study on moisture transfer in heated concrete

*Ryogo Okamoto[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17]

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*Kazuki Kuwagaki[1], Erina Hamase[1], Kenji Yokoyama[1], Norihiro Doda[1], Masaaki Tanaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉実証炉の熱流動課題への ARKADIA 解析評価技術の適用 （1）概念設計段階における評価支援計画

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration
(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*田中 正暁[1]，江連 俊樹[1]，吉川 龍志[1]，堂田 哲広[1]，森 健郎[1]，浜瀬 枝里菜[1]，吉村 一夫[1]，菊地 紀宏[1]，松下 健太郎[1]，持永 祥汰[1]
[1]原子力機構

今後５ヶ年で行われるナトリウム冷却高速炉（SFR）実証炉の概念設計における熱流動課題（関連課題含む）の評価に対し、原子力機構が SFR 開発を通じて蓄積した解析評価技術及び知見・ノウハウ等を集約して整備を進めてきた統合評価手法「ARKADIA」の解析評価技術基盤を活用した評価支援計画について示す。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉実証炉，概念設計，熱流動課題，ARKADIA，解析評価技術基盤

1. 緒言　「戦略ロードマップ」（2022 年 12 月 23 日改訂）[1]に基づき、2024 年度から 5 年間、SFR 実証炉の概念設計が行われる。本報では、対象となる炉概念（暫定仕様[2]）をベースに、熱流動関連課題の評価に適用する解析評価技術を整理し、評価の実施に対する支援計画（主要なもの）を示す。ARKADIA[3]の解析評価技術を活用し、概ね、2026 年度までに実証炉への適用性確認解析（モデル改良等含む）と 2027 年度から課題評価への適用（モデル修正、妥当性確認含む）を行い、2029 年度からの基本設計（安全審査を含む）への移行に必要な判断根拠の提示に資するとともに、設計に提供する解析評価技術を確定する。妥当性確認試験データは、評価課題に含まれる現象に応じ、新旧試験データの他、国際協力を含めて拡充する。

2. 共通基盤技術　炉心・機器設計及び安全評価（DBA まで）に用いる主たる解析コードとして、プラント動特性解析コード「Super-COPD（S-COPD）」[4]を提供する。ループ型炉に対する既存の水・ナトリウム試験解析結果の知見を整理（再解析含む）し、プール型炉の仏フェニックス炉での試験の他、実証炉模擬の縮尺システム水流動試験を対象に、プラント過渡を含めた解析手法の妥当性確認を行う。

3. 炉心挙動解析技術　燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026 年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、FAIDUS 集合体に適用可能なサブチャンネル解析コード「ASFRE」[5]、炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」[6]、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」[7]を提供する。集合体の健全及び変形体系に係る国内外の新旧試験データと、国際協力を通じたコード間比較等を行い、機構論的な説明根拠を示して妥当性確認を行う。

4. プラント挙動解析技術　実証炉では、崩壊熱除去システムとして、AOO 及び DBA 対策にホットプレナム（HP）内に冷却器を浸漬させた DRACS（D-DRACS）と 2 次熱輸送系を共有する IRACS、DEC 対応に HP とコールドプレナム（CP）を接続する貫通型 DRACS（P-DRACS）を採用予定である[3]。崩壊熱除去時には、D-DRACS からの低温ナトリウム（Na）と高温の炉心部との相互作用に加え、IHX から CP に供給される低温 Na による炉心熱流動挙動を把握する原子炉容器内多次元熱流動解析手法（RV-CFD）[8]と、空気冷却器や IRACS の運転状況と関係する IHX での熱交換挙動を把握するための S-COPD との連成解析手法を適用し、S-COPD によるプラント動特性解析では難しい原子炉容器内の多次元性を考慮したプラント全体挙動を扱う解析評価手法を提供する。国内外の崩壊熱除去に係る試験データを活用して妥当性確認解析を実施する。

5. 流動適正化評価技術　炉心での気泡通過による出力変動や IHX での伝熱劣化を防止するため、HP 自由液面からのカバーガス巻込み評価が求められる。本課題に対し、HP の多次元熱流動解析により流動場の情報を得て、ガス巻込みの有無及びガス巻込み量を評価するツール（StreamViewer）[9]を提供する。実証炉の設計成立性確認に向け、実証炉の HP を模擬した縮尺水流動試験を実施して、一連の評価の妥当性確認を行う。

6. 結言　今後、概念設計期間に実施される各評価に対する解析評価技術の提供に向けた対応を着実に進める。

参考文献　[1]「戦略ロードマップ」(2022), [2]S. Kubo, et al., MEJ, 7, 19-00489 (2020), [3]M. Tanaka, et al., MEJ, 11, 23-00424 (2024), [4]F. Yamada, et al., NT, 188, p.292 (2014), [5]N. Kikuchi, et al., NERS, 9, p.031401-1 (2023), [6]N. Doda, et al., NURETH19, 35413 (2022), [7]T. Uwaba, et al., NT, 207, p.1280 (2021), [8]E. Hamase, et al., MEJ, 11, 21-00438 (2022), [9] K. Matsushita, et al., ICONE29-90288, (2022).

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Ryuji Yoshikawa[1], Norihiro Doda[1], Takero Mori[1], Erina Hamase[1], Kazuo Yoshimura[1], Norihiro Kikuchi[1], Kentaro Matsushita[1], and Shota Mochinaga[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み評価手法に関する研究
−出口流路の異なる条件においてのガス巻込み現象の分析−

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor
-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*遠藤 和紀[1]，小林 駿輔[1]，ハメルバーグジャスミン[1]，武田 承太朗[1]，堺 公明[1]
松下 健太郎[2]，江連 俊樹[2]
[1]東海大，[2]原子力機構

概念設計が実施されるタンク型ナトリウム冷却高速炉では、広い自由液面に発生するくぼみ渦によるガス巻込み現象(GE)に関する設計評価手法を十分に確立することが重要である。本研究では自由界面を移動するくぼみ渦について、出口流路形状を変えた試験を行い、下降流速勾配の変化が GE へ与える影響を分析した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ガス巻込み現象、ガスコア、入口流速、下降流速勾配

1. 緒 言

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内の液面部において、カバーガスであるアルゴン(Ar)が冷却材中に巻き込まれるガス巻込み現象(GE:Gas Entrainment)が発生した場合、Ar ガス気泡が冷却材と共に移行し、炉心を通過する際に反応度の擾乱要因となることが懸念される。本研究では、東海大学の試験装置[1]にて出口流路形状を変えた試験を行い、GE の発生数及びタイプを計測するとともに、数値解析を実施し、下降流速勾配の変化が GE に与える影響を分析した。

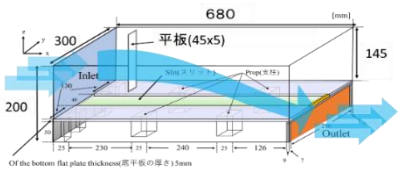


図1 試験装置(テスト部)

2. 試験・解析方法

テスト部(図 1)に流入した水は、底部スリットより流出する。入口近くの平板の後流に非定常渦が発生し、液面を移動するくぼみ渦が発生する。くぼみ渦の中心部のガスコアは下降流速勾配の影響を受けて成長し、GE を発生させる。試験では、下降流速勾配の条件を変えるため、図 2 の出口形状に示すように、流路条件を変えた条件において、高速度カメラにより GE 発生を撮影した。流速分布は、レーザー光を用いた PIV(粒子画像流速測定法)により測定した。GE 発生時のガスコアの状態により、気泡型(ガスコアの先端がちぎれて気泡が流れに連行される)と伸長型(ガスコアが千切れることなく成長し、そのまま出口まで発達して巻き込まれる)に GE のタイプを分類し、発生数を比較した。

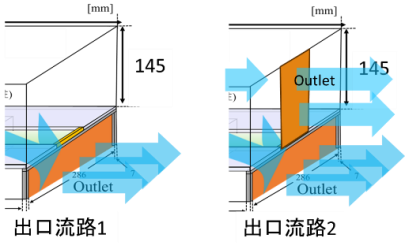


図 2 出口流路形状

解析は CFD コード(FLUENT)を用いて実施し、試験体系と同様の 3 次元メッシュを構成し、異なる出口条件の解析を実施し、そこでの流況の比較によって、出口流路の形状の変化に伴う下降流速勾配の変化が GE 現象へ及ぼす影響を分析した。

3. 試験・解析結果

試験では、ポンプ周波数を制御し、テスト部への流量を設定している。各ポンプ周波数条件にて PIV により測定した入口平均流速を図 3,4 横軸下に示す。同等の入口流速領域にて測定した結果、出口流路 1(図 3)では、入口流速の増大に伴い GE 発生数が有意に増える傾向にあるが、出口流路 2(図 4)では GE 発生数が大幅に減少することがわかる。解析の結果、出口流路 2 では、テスト部底部への下降流速勾配が減少することにより、GE 発生数が抑制されることが明らかとなった。

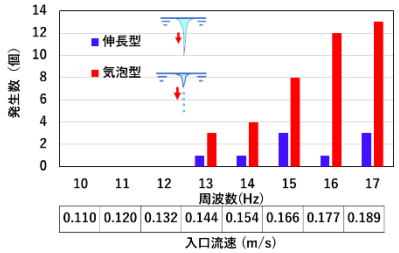


図 3 GE 発生数(出口流路 1)

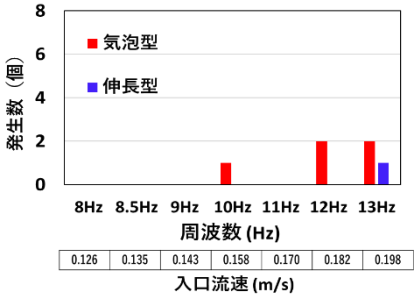


図 4 GE 発生数(出口流路 2)

4. 結 言

東海大学の試験装置にて出口流路を変化させた条件での GE のタイプと発生数の計測試験を行うとともに、数値解析により下降流速勾配の変化が GE 現象へ及ぼす影響を分析した。その結果、下降流速勾配の影響によって GE 発生に変化が生じるメカニズムを明らかにした。

参考文献

[1] Jasmine Hamelberg, et al., “Fundamental Experiment of Gas Entrainment Phenomenon from Free Liquid Surface in a Sodium-Cooled Fast Reactor”, ICONE31-133273 (2024).

*Kazuki Endo[1], Shunsuke Kobayashi[1], Jasmine Hamelberg[1], Jotaro Takeda[1], Takaaki Sakai[1], Kentaro Matsushita[2] Toshiki Ezure [2]
[1]Tokai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

加熱されたコンクリート中の水分移動に関する研究

Study on Moisture Transfer in Heated Concrete

*岡本 凌吾[1], 河口 宗道[1], 澤 和弘[1]
[1]北海道大学

本研究では、Bazant のモデルを用いて加熱されたコンクリートの温度／圧力／水分移動を計算する解析コードを開発した。本コードの妥当性を検証するために、コンクリート放出水の実験解析による検証を実施した。

キーワード：コンクリート、放出水、高速炉

1. 背景

Na 冷却高速炉の Na 漏えい事故では、Na 燃焼による発熱反応が発生するため、構造コンクリートに熱的負荷を与える可能性がある。本研究は、Bazant のモデル[1]を用いて加熱されたコンクリートの温度／圧力／水分移動の解析コードを作成し、コンクリート放出水の実験[2]の実験解析を行いコードの妥当性を検証した。

2. 解析モデル

加熱されたコンクリートは、自由水の蒸発や結合水の脱水により圧力が誘起される。Bazant はダルシーの法則を適用し、コンクリート中の温度／圧力／水分移動の解析モデルを提案した[1]。本解析コードは、熱流束、水分流束、質量保存則、エネルギー保存則を有限差分法で離散化して解を得る。

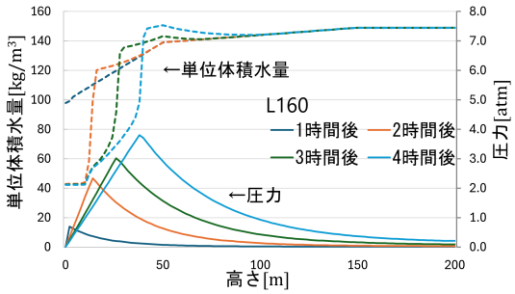


図 1　L160 の単位体積水量と圧力

3. コードの検証解析

コードの検証のために、加熱コンクリートの放出水実験[2]の実験解析（加熱条件：L120～U150）を行った。図 1 はコンクリート中の水量と圧力の高さ依存性を示す。圧力のピークと水量の減少位置が一致しており、水分移動は圧力勾配に従って発生している。図 2 は放出水量の実験値と解析値の比較を示す。加熱温度が高い条件（L350, U150 等）ほど放出水量が多く、解析結果と実験結果は良い一致を示した。なお本コードを用いて、Na 燃焼時のコンクリート放出水の解析を実施した。結果、放出水の速度は最大 0.35 kg/s という結果が得られた。

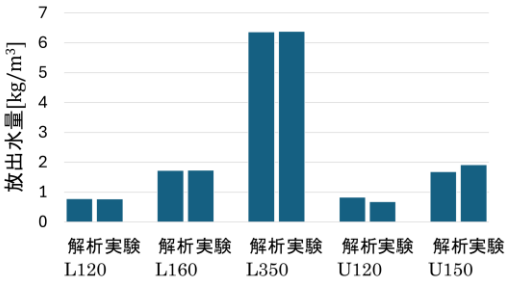


図 2 放出水量の比較

4. 結論

本研究は、Bazant のモデルを用いて、加熱コンクリートの温度／圧力／水分移動を計算する解析コードを作成し、実験解析による検証を行った。また Na 燃焼時のコンクリート放出水の解析を行い、放出水の速度は最大 0.35 kg/s という結果が得られた。

参考文献

[1] Z. P. Bazant, W Thonguthai, Mag. Concr. Res., 31(107), 1979. [2] PNC TJ9409 97-002,1996.

*Okamoto Ryogo[1], Kawaguchi Munemichi[1], Sawa Kazuhiro[1]
[1]Hokkaido Univ

ARKADIA における炉心設計最適化プロセスの整備
(3)ベイズ最適化を用いた炉心設計の複数制約条件付き多目的最適化検討

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*桑垣 一紀[1]，浜瀬 枝里菜[1]，横山 賢治[1]，堂田 哲広[1]，田中 正暁[1]

[1]JAEA

設計支援ツール ARKADIA-Design の機能として開発を進めている炉心設計最適化プロセスを用いて、ナトリウム冷却高速炉を対象に多目的最適化を実行し、本プロセスの適用見込みを確認した結果について報告する。

キーワード：炉心設計，多目的最適化，ベイズ最適化，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言　ARKADIA-Design[1]での開発機能の 1 つとして、核–熱流力–燃料健全性評価–プラント動特性解析の連携解析とベイズ最適化手法[2]を組み合わせた、炉心設計最適化プロセス（図 1）を整備している[3,4]。本検討では炉心設計解析（核–熱流力–燃料健全性評価）に焦点を当て、最適化目的を単目的[4]から多目的へ拡張し、ナトリウム冷却高速炉（均質 2 領域炉心）を対象に本プロセスの適用見込みを確認した結果を報告する。

2. 均質 2 領域炉心の複数制約条件付き多目的最適化検討

2-1. 最適化問題の設定　本検討では、3 目的最適化問題を設定した。目的関数は、取出平均燃焼度（最大化）、増殖比（最大化）、プルトニウム（Pu）フィッサイル重量（最小化）とした。また、設計変数として炉心高さ、サイクル長さ、燃料ピン径（D）、燃料ピンの配列ピッチ（P）とピン径の比（P/D）の 4 変数、制約条件として、Pu 富化度、最大線出力、最大高速中性子照射量、燃焼反応度、圧力損失、累積損傷和（CDF）値の 6 制約を設定した。

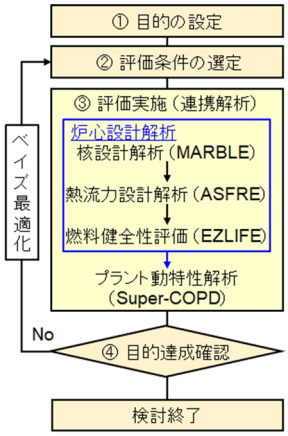


図 1 最適化プロセスのフロー[3]

2-2. 炉心設計解析の概要　炉心設計の連携解析の手順として、まず 2 次元 RZ 体系の核設計解析を行い、目的関数及び制約条件に加えて、評価対象となる燃料集合体の出力分布を算出する。続いて、対象集合体に対して熱流力設計解析を実施し、被覆管の肉厚中心温度が制限値（700℃）となる必要最小流量を反復計算により算出し、最小流量時の被覆管温度分布と圧力損失を評価する。燃料健全性評価では、流量配分区域毎に最も照射条件が厳しい燃料ピンの CDF 値評価が必要となるが、本検討では、評価対象を出力が最も高くなる炉心中心の燃料集合体と暫定し、CDF 値の評価を簡略化した。対象集合体内で照射条件が最も厳しくなる燃料ピンを抽出し、核設計解析で求めた出力分布及び熱流力設計解析で求めた被覆管温度分布から CDF 値を算出した。この際、製造公差及び被覆管温度不確かさ（工学的安全係数）を統計処理により加味した。

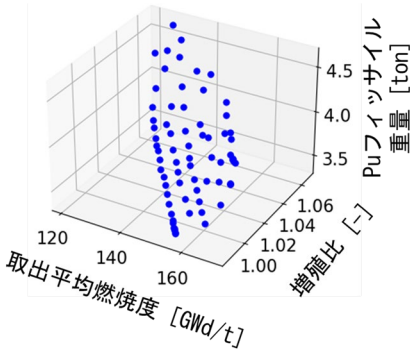


図 2 パレート解集合

2-3. 多目的最適化の実行結果　トレードオフの関係にある複数の目的関数を同時に考慮する多目的最適化問題では、最適解が一意には決定できず、パレート解と呼ばれる解の集合を得ることが目標となる。設定した最適化問題に本プロセスを適用し、図 2 に示すパレート解集合が得られた。3 つの目的関数間のトレードオフにより、パレート解集合が 2 次元曲面状に存在することが確認できる。今後、指定した各目的関数の重要度（重みづけ）を元にパレート解を抽出する機能や、目的関数と設計変数に対する相関分析機能を実装し、パレート解同士を比較した設計検討を実現する。また、他手法（遺伝的アルゴリズム等）でも同様の問題を解き、パレート解集合の精度や計算コストの比較により性能評価を行い、炉心設計最適化に適したアルゴリズムを評価する。

3. 結言　ナトリウム冷却高速炉の均質 2 領域炉心を対象に 6 制約条件付き 4 変数 3 目的最適化問題を設定し、核–熱流力–燃料健全性評価の連携解析機能とベイズ最適化を組み合わせた最適化プロセスによりパレート解集合が算出できることを確認し、本プロセスによる実炉心設計での多目的最適化実行へ見込みを得た。

参考文献　[1] H. Ohshima, et al., J. of Nuclear Rad. Sci., vol. 9 (2023). [2] D. R. Jones, et al., J. Global Optimization, vol. 13 (1998). [3] 浜瀬他、日本原子力学会 2024 年春の年会、2M13. [4] 桑垣他、同左、2M14.

*Kazuki Kuwagaki[1], Erina Hamase[1], Kenji Yokoyama[1], Norihiro Doda[1], and Masaaki Tanaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J05-08] Nuclear Education 1

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2J05]

Current status and future development of using NSRR for nuclear human resource development

*tetsuya kobayashi[1], yuiko motome[1], yoshiya akiyama[1], soma yoshida[1], toshiki agake[1], kazuki aizawa[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J06]

Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], Toshiya Takaki[1], Naoki Nishida[2], Hajime Takebe[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J07]

Report on the implementation of nuclear power and radiation education in an elementary school science class

*Takako Shiraki[1], Masafumi Utsumi[1], Kumiko Kawasaki[2], Hajime Hashimoto[3], Takahito Masuyama[3], Takahiro Ogami[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Doshisha Elementary School, 3. OSTEC EXHIBITION HALL, 4. Kansai Atomic Industry Conference)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J08]

Implementing outreach activities including radiation and energy education

Powers of 10 worldview of energy

*Akihiko Nishimura[1,2], Hiroko Miyamura[1], Yuki Morishita[1] (1. JAEA, 2. Univ. Fukui)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

NSRR の原子力人材育成への活用状況と今後の展開

Current status and future development of using NSRR for nuclear human resource development

*小林　哲也[1], 求　惟子[1], 秋山　佳也[1], 吉田　颯馬[1], 安掛　寿紀[1], 會澤　和希[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在 NSRR で行っている学生向け運転実習の実施状況と、今後予定している中高生、教員向け実習の検討状況、また、PA 活動の状況について報告する。

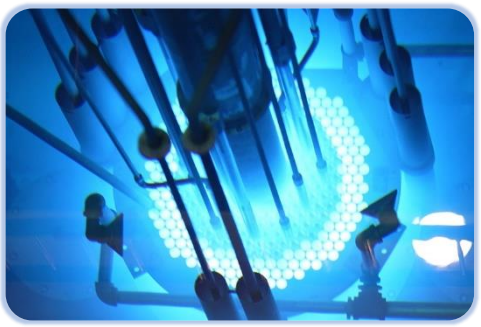
Keywords：NSRR, research reactor, nuclear human resource development, public acceptance activities

1. 緒言

JAEA が保有する原子炉安全性研究炉（NSRR）は、きわめて高い安全性を有することから、人材育成への活用として、学生に対して炉物理実習を行っている。近年、試験研究炉を活用した原子炉人材育成のニーズは高まりつつあるが、国内の教育に供される試験研究炉は、新たな規制基準のもと、その多くが廃止措置となっている。そこで、次世代の原子力人材育成のため、NSRR の教育訓練への更なる活用を進めることとした。本報では、これらの活動状況と今後の展開について報告する。

2. 人材育成利用の実績

NSRR は 2009 年から学生向けの実習として炉物理実習を行ってきた。この実習は、NSRR 運転員が原子炉を運転した際のデータを測定して実習を行うものであり、学生の手で実際に制御棒の操作を行うことはなかった。そこで我々は、保安規定に基づく運転手引の改正を行い、学生が実際に制御棒を操作できる環境を整備し、2023 年度より制御棒操作を伴う運転実習を開始した。2023 年度は、東京大学原子力専攻実習、未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム（ANEC）実習、JAEA 夏期休暇実習に参加した計 22 名の学生に対して、自ら制御棒を操作して原子炉の出力調整を行うなど、より実践的な実習の機会を提供した。さらに、NSRR の特徴であるパルス運転時に、学生が肉眼でチェレンコフ光を観察することで、即発臨界時の原子炉挙動について深い理解に繋げた。実習後の学生の感想においては、自分の手で制御棒の操作ができたこと、また、チェレンコフ光を肉眼で観察できたことについて大きな反響があった。



即発臨界超過時の原子炉挙動の観察
（チェレンコフ光の観察）

3. 今後の展開

これまで NSRR では学生に対して実習を行ってきたが、今後は、より一般の人々に原子力や試験研究炉を知って頂く機会をつくる必要があると考え、特に中高生や教員向けの実習プログラムの実施を検討するとともに、PA（Public Acceptance）活動も積極的に進めることとする。中高生向けとしては、原子炉施設の見学に加えチェレンコフ光の観察を行う。教員向けとしては、原子炉の運転操作を含めた実習を検討する。なお、実施に当たっては、ANEC や茨城原子力協議会等の関係組織との連携も視野に入れて検討していく。PA 活動としては、NSRR のオリジナルマスコットや漫画を活用した子供向けパンフレットを作成し、原子力、試験研究炉の理解促進に努める。

これらの活動を通じて、一般の人々の原子力に対する興味・関心に応え、試験研究炉の役割に対する理解促進につなげることで、次世代原子力人材育成の促進に貢献したいと考えている。

---

* Kobayashi Tetsuya[1], Motome Yuiko[1], Akiyama Yoshiya[1], Yoshida Soma[1], Agake toshiki[1], Aizawa Kazuki
[1]Japan Atomic Energy Agency

シビアアクシデント演習ツールの改良

Improvement of the severe accident practice tool

*川崎 郁夫[1]，高木 俊弥[1]，西田 直樹[2]，武部 創[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した，シビアアクシデント（SA）時の事象進展を疑似体験できる演習ツールについて，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望，緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して改良を行った．
キーワード：シビアアクシデント，演習ツール，緊急時活動レベル

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した，シビアアクシデント（SA）時の発電所の原子力緊急対策本部対応を疑似体験できる SA 演習ツールにおいて，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望，緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して改良を行った．今回は，前回報告以降の SA 演習ツールの改良のうち，特重施設等の反映と演習実施後の解説資料の改善について報告する．

2. 特重施設等の反映

原子力発電所における特定重大事故等対処施設（特重施設）の設置に伴い，特重情報を踏まえた EAL 判断をできるようにする必要があるため，SA 演習ツールの表示画面に「フィルタベント」「特重に関する電源」「特重に関するポンプ」表示を新規追加した．

また，外部電源情報を踏まえた EAL 判断をできるようにする必要があるため，SA 演習ツールの表示画面に「外部電源」表示を新規追加した．

表 1　原子炉冷却材漏えいの演習シナリオ概要

主要なイベント
原子炉冷却材漏えい発生 原子炉トリップ 非常用炉心冷却装置作動 （安全注入信号発信） A,B 非常用ディーゼル発電機自動起動 A 充てん/高圧注入ポンプ起動失敗 B,C 充てん/高圧注入ポンプ起動 A,B 余熱除去ポンプ起動 AL21,AL42
2 次系強制冷却開始
A 余熱除去ポンプ停止
A,B 非常用ディーゼル発電機故障停止 B,C 充てん/高圧注入ポンプ停止 B 余熱除去ポンプ停止 SE21,GE21 AL25 → 30 分後 SE25 → 1 時間後 GE25
炉心出口温度 350℃超過　SE42
被覆管破損
炉心損傷検知　GE28

3. 解説資料の改善

2023 年度は，原子炉冷却材漏えいおよび 2 次系給水喪失の 2 つのシナリオを用いて演習を実施した．表 1 に示す原子炉冷却材漏えいの演習シナリオ概要において，赤文字記載の AL，SE，GE が判断すべき EAL である．

演習実施後の解説資料において，従来は文章による解説資料としていたが，EAL 判断の理解を深めるため，当該 EAL 判断に必要な条件を網羅した判断フローを作成した．

4. 結論

今回改良した SA 演習ツールを活用し，改善した演習シナリオの解説資料に基づき，関西電力において SA 研修を実施した．その結果，EAL 判断基準の変更点について研修受講者の理解を深めることができたことを確認した．

今後の課題として，種々の EAL を網羅するよう演習シナリオの充実を図っていく必要がある．また，関西電力での SA 研修の実施結果および受講者からの改善要望を踏まえた演習ツールの改善を継続して実施することにより，研修の効率化を図っていく必要がある．これらを実施し，SA 演習ツールが更に効果的なものになるように努める．

参考文献

[1] 川崎郁夫，吉田至孝，岩崎良人，“シビアアクシデント演習ツールの開発と適用”，INSS Journal，Vol.21，PP.196 -204 (2014).
[2] 川崎郁夫，高橋俊佑，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.23，PP.135 -144 (2016).
[3] 川崎郁夫，中村晶，高橋俊佑，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.25，PP.137 -142 (2018).
[4] 川崎郁夫，高木俊弥，山本治宗，池田浩之，“シビアアクシデント演習ツールの改良”，INSS Journal，Vol.28，PP.169 -173 (2021).

---

* Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Naoki Nishida[2], Hajime Takebe[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

小学校における理科特別授業「原子力発電・放射線」実施報告

Report on the implementation of nuclear power and radiation education in an elementary school science class

*白木 貴子[1]，内海 正文[1]，川﨑 公美子[2]，橋本 一[3]，増山 隆仁[3]，大神 隆裕[4]
[1]三菱重工，[2]同志社小学校，[3]大阪科学技術館，[4]関西原子力懇談会

同志社小学校と、三菱重工、大阪科学技術館、関西原子力懇談会とが協力し、原子力発電・放射線に関する小学校６年生向けの理科特別授業を実施したので結果を報告する。

キーワード：小学校授業　理科　原子力発電　放射線

1. 緒言

同志社小学校から「6 年生の理科の授業にてエネルギー教育を実施する中で、日本のエネルギーについて児童自らが考えられるよう原子力についても正しく理解して欲しいので、原子力の専門家と連携してわかりやすい授業を実施できないか」との提案があった。

これを受け、三菱重工、大阪科学技術館、関西原子力懇談会が協力して、原子力発電・放射線に関する特別授業を計画し実施したので報告する。

2. 授業の概要

原子力発電・放射線を科学的にかつ分かりやすく教えるために、教員とともに半年間をかけて、アニメーションやクイズ形式等を採用したカリキュラムを検討した。これに基づき、2024 年 2 月に 6 年生（約 30 人×3 クラス）を対象に、原子力発電を知るための講義と放射線を知るための実習を組み合わせた特別授業を行った。特別授業の最後には、教員主導による児童同士の意見交流も行った（プログラム詳細は下表参照）。

特別授業プログラム　「原子力発電について知ろう、考えよう」

1. **「原子力発電について学ぼう！」【講義】（三菱重工）　（40 分）** ①原子力発電や核分裂のしくみ、②原子力発電の特徴、③安全のための技術、④燃料サイクル・廃棄物
2. **「放射線について学ぼう！」【実習】（大阪科学技術館，関西原子力懇談会）（60 分）** ①放射線のお話、②「ベータちゃん」を使った実験、③霧箱の観察、④「ガンマ君」を使った実験
3. **意見交流・まとめ　（同志社小学校）（30 分）** ①意見交流（高レベル放射性廃棄物処分について）、②教員によるまとめ

3. 結果及び考察

アンケート結果より、多くの児童が原子力発電や放射線について楽しく学び、理解や興味を深めることができることを確認できた。


授業の様子（原子力発電の講義）


授業の様子（放射線測定実習）

*Takako Shiraki[1], Masafumi Utsumi[1], Kumiko Kawasaki[2], Hajime Hashimoto[3], Takahito Masuyama[3], Takahiro Ogami[4]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Doshisha Elementary School, [3]OSTEC EXHIBITION HALL, [4]The Kansai Atomic Conference

放射線教育とエネルギー教育を包含するアウトリーチ活動の実践 エネルギーにおける１０のべき乗の世界観

Implementing Outreach Activities Including Radiation and Energy Education Powers of 10 Worldview of Energy

*西村 昭彦[1,2]，宮村 浩子[1]，森下 祐樹[1]
[1]JAEA，[2]福井大

放射線教育とエネルギー教育を包含する概念として、10 のべき乗のエネルギーの世界観を示した。放射線測定実験とアンケート調査を行い、以後のアウトリーチ活動の改善に反映させることとした。

キーワード：放射線教育、エネルギー教育、アウトリーチ活動

1. 緒言と狙い　1977 年、イームズ夫妻の制作した 9 分間の短編映画は、素粒子から日常生活を含み大宇宙にかけて 10 のべき乗スケールで旅をする科学古典の名作である[1]。ここでは、10 のべき乗で変化させる物理量として長さをテーマにしている。一方、他の物理量として、時間、エネルギー、質量などをテーマとすることも可能である。可視光の光子 1 個のエネルギーから超新星の爆発までの 60 桁以上にわたるエネルギーを 10 のべき乗の世界観で示すことにより、そのスケールの中に放射線教育とエネルギー教育の両方を包含する。図 1 に PDCA サイクルを示す。10 のべき乗の世界観を茨城県内の高専等にて実施し、そこでのアンケート結果を分析して、「女子中高生夏の学校」[2]での実施内容に反映させることを狙いとする。

2. 実践内容　本教育は、講義と実験の 2 本立てで構成した。講義により、エネルギーの 10 のべき乗の世界観を示した後に複数の小実験を実施した。先ず、予め日本地図の裏側にウラン鉱石の小片を貼り付けておく。生徒には何処に貼り付けてあるかは知らせない。サーベイメータで日本地図上を計測して、紙を抜けてくる放射線を捉える。ウラン鉱石の小片を貼り付ける場所を、兵庫県淡路島や福島県沖などとしておくことで、放射線を捉えた場所が大地震の震源地であることに気付かせる。

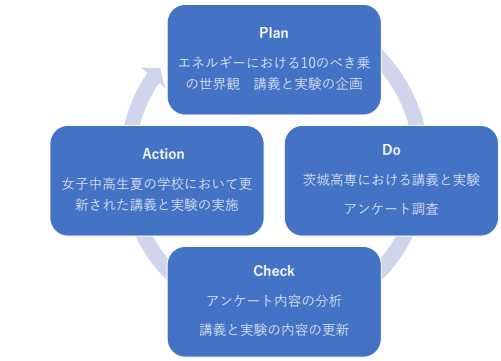


図１　PDCA サイクル

3. 結果と展開　実施の様子は茨城高専の公式 X に示す[3]。アンケート調査では、次回の受講で希望する内容を選択させた。選択肢は、1）宇宙や生命に関わる理科学、2)ロボコンに有用な技術内容、3)美しく儚い自然現象、である。併せて感想を自由記述させた。その結果、宇宙や生命に関わる理科学が最も関心が高いことが明らかになった。従って、「女子中高生夏の学校 2024」においては、日本各地の地震規模及び大陸プレート間の衝突を示した資料を参加者に配布することとした。

参考文献

[1]https://www.bing.com/videos/riverview/relatedvideo?q=powers+of+ten+film&mid=1F9980E1934E859E41CE1F9980E1934E859E41CE&FORM=VIRE

[2]女子中高生夏の学校 2024 公式 HP : https://natsugaku.jp/

[3]茨城高専ロボット部 公式 X ：https://x.com/NITIC_RobotClub/status/1753387792447721480

*Akihiko Nishimura[1,2], Hiroko Miyamurai[1] and Yuki Morishita[1]
[1]JAEA., [2]Univ.Fukui

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

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:10 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H15-18] Multiphase Flow2

Chair:Takahiro Arai(CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H15]

Effective diffusion coefficient in wall condensation from steam-air mixture

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16]

Analysis for experiments of natural convection condensation from steam-air mixture on a vertical flat plate

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17]

Study on the flow pattern of concentric-tube two-phase thermosyphon

*Yohei Okada[1], Naoya Kaminaga[1], Hideaki Monji[1], Chikako Iwaki[2], Rei Kimura[2], Takashi Mawatari[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. TOSHIBA ESS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H18]

Development of a Method for Predicting Droplet Entrainment Rate During Nucleate Boiling in a Liquid Film

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Yuki Narushima[2], Tomio Okawa[1], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

蒸気と空気の混合流体からの壁面凝縮における有効拡散係数

Effective diffusion coefficient in wall condensation from steam-air mixture

*村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]
[1]原子力安全システム研究所

蒸気質量分率 Y_s の対数則分布を用いて乱流域での有効拡散係数 D_{eff} を求め、蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への凝縮熱流束 q_c を予測する方法について検討し、q_c を簡易に計算できる見通しを得た。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，熱流束，拡散係数，境界条件

1. 緒言　原子炉の事故時における格納容器（CV）内では、空気中に蒸気や水素が流出し、蒸気が構造物表面で凝縮する。本研究では、数値流体力学（CFD）コードを用いた CV 解析で構造物表面に与える凝縮熱流束 q_c と壁関数の相関式について検討してきた[1, 2]。一方、Soma et al. [3]は、蒸気質量分率 Y_s の壁関数（Y_s^+）を用いて乱流域での有効拡散係数 D_{eff} を評価し、壁面での蒸気質量流束 m_s の相関式を求めた。この場合、CV 解析で境界条件が q_c 相関式[1]より簡易化される可能性がある。そこで、本報告では、壁面凝縮に対する CFD 解析の結果[4]を使用して D_{eff} と q_c の相関式について検討した。

2. 評価方法　本報告では、Soma et al. [3]による計算式の一部を変更し、分子拡散係数 D と D_{eff} の最大値を使用した。

$$m_s = -\max(D, D_{eff})\frac{\rho}{1-Y_s}\frac{\partial Y_s}{\partial y}, q_s = m_s h_{fg} \quad (1)$$

Y_s^+の従来の定義式を用いると流れ方向分布の相違が大きいため、Murase et al. [2]による次の定義式を用いて D_{eff} を求めた。

$$Y_{s,mod}^+ = -\frac{\rho u_\tau}{m_s}\frac{Y_s - Y_{s,i}}{1-Y_s}, D_{eff} = \frac{\nu y^+}{Y_{s,mod}^+} \quad (2)$$

式(2)と従来式との相違は $1/(1-Y_s)$ である。u_τ は摩擦速度である。

強制対流凝縮に対する CFD 解析結果[4]での分布 $Y_s(y)$ を用いた凝縮熱流束の予測値 $q_{c,y}$ を図 1 に示す。q_c は CFD 計算値である。$Y_{s,mod}^+$の相関式には、平板に対する式(3) [2]を使用した。また、層流から乱流への遷移域での $q_{c,y}$ を式(4)により改善した。

$$Y_{s,mod}^+ = 1.87\ \ln(y^+) + 3.64 \quad (3)$$

$$Y_{s,mod}^+ = 2.5\ \ln(y^+) \quad (4)$$

3. 結論　Y_s^+の対数則分布から D_{eff} を求め、壁面からの距離 y での物理量を用いて q_c を簡易に計算できる見通しを得た。

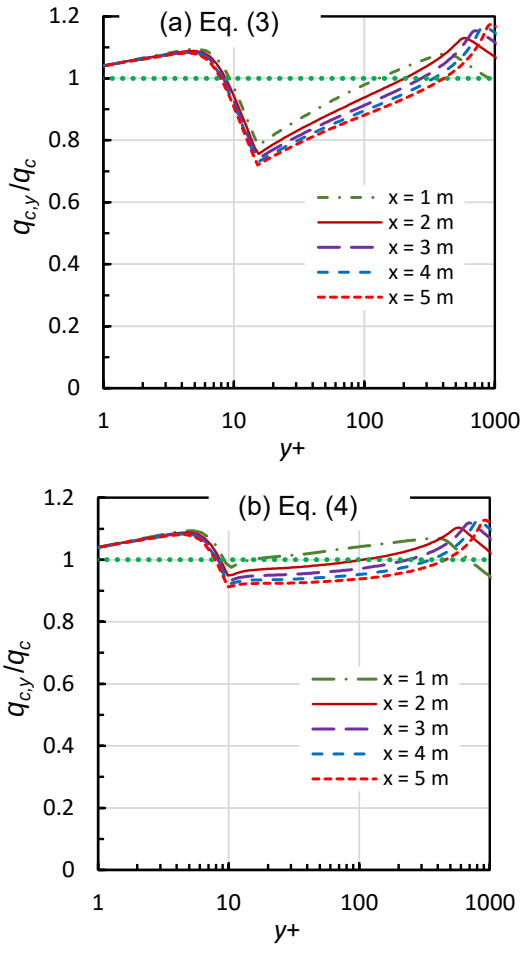


図 1　凝縮熱流束の予測値 $q_{c,y}$
（x は流れ方向位置）

参考文献

[1] M. Murase, et al., Trans. ASME, NERS, **8**, 031404, 2022.
[2] M. Murase, et al., Trans. ASME, NERS, **9**, 011401, 2023.
[3] S. Soma, et al., Nucl. Eng. Des., **416**, 112754, 2024.
[4] 歌野原陽一，他，原子力学会 2023 秋の大会, 2G02, 2023.

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への自然対流凝縮の実験解析

Analysis for experiments of natural convection condensation from steam-air mixture on a vertical flat plate

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]
[1]原子力安全システム研究所

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱に関する従来実験を対象として CFD コード FLUENT を使用して実験解析を行い、CFD 解析で自然対流凝縮での熱流束を比較的よく再現できることを確認した。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，鉛直平板，CFD，自然対流，熱流束

1. 緒言　原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気に蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、CFD コード FLUENT を使用し、既報[1]で作成した蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱解析モデルに水素もしくはヘリウムを追加し、従来実験 COPAIN [2]での自然対流凝縮の解析を行い、熱流束 q の測定値[3]と比較した。

2. 評価方法　計算対象は、二次元の鉛直並行平板とし、平板間距離を 440 mm、流入部を両面断熱で長さ 1 m、凝縮面を高さ 6 m で厚さ 10 mm の SUS304 にして対面を断熱にした。定常計算とし、SST k-ω 乱流モデルを使用した。壁面での凝縮熱流束は $q_c = -\{D\rho/(1-Y_s)\}(\partial Y_s/\partial y)\, h_{fg}$ [4]で与えた（D は拡散係数、h_{fg} は潜熱、Y_s は蒸気質量分率、y は凝縮面からの距離、ρ は密度）。流れ方向セル幅 $\Delta x = 5$ mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 $\Delta y = 0.05$ mm とした。以上は既報[1]と同じである。流体は蒸気と空気に水素もしくはヘリウムを追加して 3 成分系にした。前報[5]で蒸気と空気の混合気体での COPAIN 実験[2, 3]を対象とした強制対流凝縮の検証解析を実施したのに対し、本報告では自然対流凝縮の実験解析を行った。 平板間距離 440 mm では自然対流による加速により出口で逆流が生じて影響が上流に伝播したため、平板間距離を 2 倍の 880 mm に拡大した（凝縮面に接する y 方向セル幅は $\Delta y = 0.10$ mm に拡大）。

P0444 実験では入口での速度 $u_{in} = 0.5$ m/s、蒸気質量分率 $Y_{s,in} = 0.227$、P0344 実験では $u_{in} = 0.33$ m/s、$Y_{s,in} = 0.136$ である。熱流束 q の測定値と計算値の比較を図 1 に示す。q の測定値は、CFD 計算値と Corradini の相関式[6]による計算値の間にあり、これらの不確かさの範囲内で評価できる。

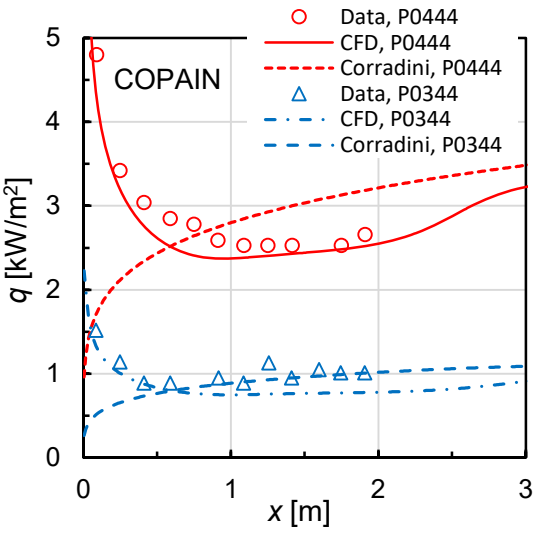


図 1　COPAIN 実験 P0444 と P0344 での熱流束 q（x は流れ方向位置）

3. 結論　COPAIN 実験での自然対流凝縮熱流束を評価し、CFD 計算値は過小評価し、Corradini 相関式は過大評価したが、これらの不確かさの範囲内で計算できることを確認した。

参考文献

[1] 歌野原陽一ほか，原子力学会 2023 秋の大会，2G02, 2023.
[2] X. Cheng, et al., Nucl. Eng. Des., **204**, 267-284, 2001.
[3] H. Bian, et al., Int. J. Thermal Sci., **145**, 105948, 2019.
[4] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., **258**, 199-210, 2013.
[5] 歌野原陽一，他，原子力学会 2024 春の年会, 3K11, 2024.
[6] M. L. Corradini, Nucl. Technol., **64**, 186-195, 1984.

* Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

二重管二相熱サイホンの流動様相に関する研究

Study on the flow pattern of concentric-tube two-phase thermosyphon

*岡田 陽平[1]，神永 尚也[1]，文字 秀明[1]，岩城 智香子[2]，木村 礼[2]，馬渡 峻史[2]
[1]筑波大学，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

超小型炉MoveluX™ (Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark)における炉心の除熱方法として、受動的除熱が可能である二重管二相熱サイホンによる熱輸送が検討されている。本研究では、二重管二相熱サイホンの実験装置を用いて、投入熱量を変化させた時の管内部の流動を観察した。

キーワード：二重管熱サイホン，蒸気-水 二相流，流動様相，沸騰，加熱条件

1. 緒言

超小型炉 MoveluX™ [1]では炉心の除熱において動的機器を排除し受動的安全性やメンテナンス性を高める事を目指している。その手段としてサーモサイホンの適用、特にループ式と比べて体積が小さい利点を持つ二重管二相熱サイホンによる熱輸送が検討されている。しかし二重管の形状や投入熱量を変化させた際の管内の流動と限界熱輸送量の関係は明らかでない。そこで本発表では、熱輸送量評価モデル開発のための基礎実験として、今後の限界熱輸送量モデル構築に資するために、投入熱量を変化させた際の流動を評価した。

2. 実験概要

図 1 に実験装置の概略図を示す。装置は冷却部、二重管、加熱部の 3 つで構成されており、冷媒として蒸留水を使用した。冷媒は、加熱部で加熱され、蒸気となり、それが冷却部で凝縮され、水となり内管と加熱部へと戻る循環を示す。実験条件として冷却温度を 10℃、冷却部の初期圧力を 5kPa、投入熱量を 100W－380W で変化させた。

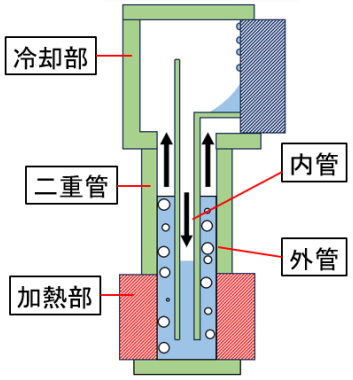


図 1 実験装置の概略図

3. 実験結果

100W の管内での流動は、沸騰流動状態と静止状態を周期的に繰り返す、間欠的な挙動となった。図 2 に 200W と 380W の管内での流動を示す。図 2(左図)から 150W－300W では、連続的な蒸発と凝縮により、外管に大きな蒸気泡を含む上昇流、内管に下降水流が観察された。投入熱量が大きくなると内管内に気泡が確認できた。この気泡は、冷却部で凝縮された水が非凝縮性ガスを巻き込む形で内管内に押し下げ、発生したと考えられる。380W では図 2(右図)のように内管内を蒸気流が上方に流れる吹き出し現象が確認され、循環型ヒートパイプとして機能しない状態を示した。

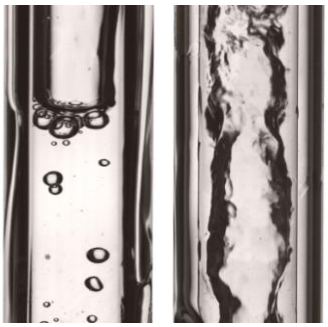


図 2 管内の様子
(左図：200W，右図：380W)

4. まとめ

流動の観察から、本実験装置では、内管に蒸気が侵入して冷媒の循環が妨げられ、熱輸送限界に達した。本研究では熱輸送限界と流動の関係を示した。今後、圧損等の物理量を測定し、限界熱輸送量モデルの構築を進める。

参考文献

[1] 木村ほか “水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX の開発(1)：原子炉システム及び炉心コンセプト概要” 日本原子力学会 2019 年春の年会 1J04

---

*Yohei Okada[1], Naoya Kaminaga[1], Hideaki Monji[1], Chikako Iwaki[2], Rei Kimura[2], and Takashi Mawatari[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

流下液膜内核沸騰による液滴飛散率予測手法の開発

Development of a Method for Predicting Droplet Entrainment Rate During Nucleate Boiling in a Liquid Film

*名手 海人[1]，Raka Firman[1]，成島 勇気[2]，大川 富雄[1]，上遠野 健一[2]
[1]電気通信大学，[2]日立製作所

液膜からの液滴飛散率を予測するため，強制対流液膜の加熱試験を行い，液膜からの液滴飛散現象に着目した．液滴飛散率の計測を行い，得られた試験結果を用いて，液滴飛散率の相関式を開発した結果を示す．

キーワード：液滴飛散，液膜ドライアウト，熱流束，気液二相流，沸騰水型原子炉

1. 緒言

沸騰水型原子炉の燃料棒は環状流領域では燃料棒表面の液膜によって冷却が行われる．管内壁の液膜が完全に消失することを液膜ドライアウトといい，伝熱面の焼損につながる．そのため，液膜ドライアウト点を正確に予測することは原子炉の安全設計上非常に重要であり，液膜の挙動を予測するために液滴飛散現象を解明する必要がある．(1) 液滴飛散現象は，気流のせん断力で発生すると仮定して，非加熱の水・空気試験結果をもとに相関式が開発されてきた．本研究では加熱系で試験を行い，せん断力ではなく液膜内核沸騰の影響に着目し，液膜からの液滴飛散現象の可視化計測及び飛散量の計測から，液滴飛散率の相関式を開発した．

2. 試験装置概要

流路は長さ 400 mm であり，高さ 10 mm，幅 15 mm の矩形流路である．流路の入口から気相と液相が独立して流入する構造とし，合流部で強制対流液膜を形成した．流路下流で液膜を加熱し，加熱には銅ブロックに内蔵したカートリッジヒータを用いた．伝熱面はオーバル形状で長さが 50 mm，幅が 11 mm である．

3. 結果・考察

図 1, 2 に気相速度 J_g [m/s], 液相速度 J_l [m/s] の変化に対する液滴飛散率 m_{EB} [kg/m^{2}s] の測定結果を示す．図 1, 2 の両方の図が示す通り壁面熱流束 q_w [kW/m^2] が増加するほど液滴飛散率も増加する傾向がみられた．また，気相速度が増加すると液滴飛散率は減少した．気相速度が増加すると界面でのせん断力が増加し，液膜厚さが薄くなり液膜速度が増加する．その結果，液膜内核沸騰によって生じた蒸気泡が崩壊する前に，対流によって蒸気泡が伝熱面を通過するために液滴飛散率が減少する．さらに，液相速度が増加すると液滴飛散率は増加した．液膜内核沸騰により蒸気泡が発生する影響で液膜が乱れるが，液相速度の増加に伴い液膜 Reynolds 数 Re_{film} が増加する影響で液膜の乱れが増長される．その結果，気流せん断力による液滴飛散の影響が顕著になるので液滴飛散率が増加した．以上の図 1，2 の結果を用いて液滴飛散率を Wever 数 We の関数としてグラフにプロットした結果を図 3 に示す．なお We は以下の式で評価した．

$$We = \rho_l \delta \left(q_w / \left(h_{fg} \rho_g \right) \right)^2 / \sigma$$

ここで, ρ_l 及び ρ_g は液相, 気相の密度 [kg/m^3], δ は液膜厚さ [m], σ は表面張力 [N/m], h_{fg} は蒸発潜熱 [kJ/kg] である．Re_{film} が小さいときは液膜内核沸騰により蒸気泡が発生し崩壊する”Filament type”の液滴飛散が顕著であるが，Re_{film} が大きくなると液膜の乱れが増え，さらに液膜内核沸騰による蒸気泡が発生で液膜の乱れが増長され，液滴が飛散する”Wave type”の液滴飛散が顕著となり液滴飛散のメカニズムが変化する．したがって，液滴飛散率は Re_{film} の大小によって分類され We に相関が見られた．相関式の詳細を以下の式に示す．

$$m_{EB} / \left(q / h_{fg} \right) = X (We)^n, \begin{cases} Re_{film} < 7800 \text{ のとき} X = 2.4 \times 10^{-1}, n = 0.61 \\ Re_{film} > 7800 \text{ のとき} X = 8.6 \times 10^{-2}. n = 1.9 \end{cases}$$

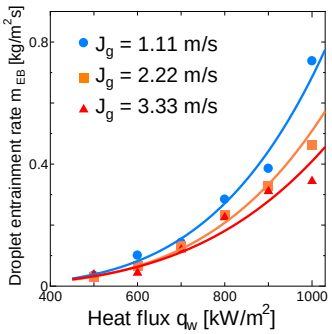


Fig.1. Droplet entrainment rate as a function of gas-phase velocity

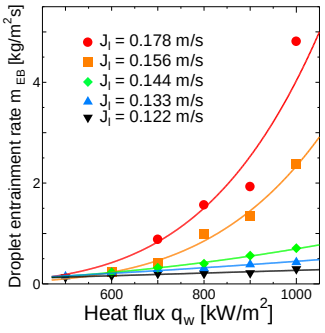


Fig.2. Droplet entrainment rate as a function of liquid-phase velocity

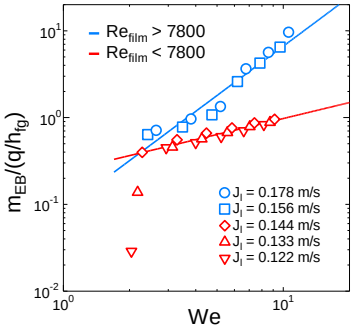


Fig.3.Correlation of boiling entrainment rate

参考文献

[1] Raka Firman B. P., J. Tabuchi, Y. Narushima, H. Furuichi, T. Okawa, K. Katono, Experiments on the onset of boiling entrainment from a falling liquid film with gas sheared flow, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol.220 (2024), 125006.

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2] and Kenichi Katono[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Hitachi, Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:05 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:05 AM - 8:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

[2B15-19] Tritium Behavior

Chair:Keisuke Mukai(NIFS)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2B15]

Tritium recovery from Liquid Lithium-Lead
Tandem extraction efficiency of the inlet flow and falling droplets

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji [2], Teruya Tanaka[2], Juro Yagi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. National Institute for Fusion Scienece)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2B16]

Effect of lead addition on the material properties and the tritium release behaviors of Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 mixed ceramic materials

*Asahi Sanfukuji[1], Qilai Zhou[2], Makoto Kobayashi[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Wuhan University of Technology., 3. NIFS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2B17]

Hydrogen permeation behavior from high-temperature and high-pressure water to gas phase through Inconel tube

*Shogo Iwata[1], Kazunari Katayama[1], Kenta Akashi[1], Humiya Nakamura[1] (1. KYUSHU Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2B18]

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors
~ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80–8000 Pa hydrogen atmosphere ~

*Hiromi Kawai[1], Hideaki Matsuura[1], Aoi Furuya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6] (1. Dept. Eng. Kyushu Univ., 2. Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ. , 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. Tohoku Univ., 6. QST)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2B19]

Local depth profiling of tritium in W by an electrochemical etching method

*Teppei Otsuka[1], Yuya Ueno[1], Masato Konno[1] (1. Kindai Univ.)

5:20 PM - 5:30 PM JST | 8:20 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

液体リチウム鉛からのトリチウム回収　管内部分流と液滴からのタンデム回収率

Tritium recovery from Liquid Lithium-Lead　　Tandem extraction efficiency of the inlet flow and falling droplets.

*興野　文人[1]，浜地　志憲[2]，田中　照也[2]，八木　重郎[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所(IAE)、[2]核融合科学研究所(NIFS)

抄録　　報告者らは液体ブランケット中で生成されたトリチウムをリチウム鉛 (LiPb) 液滴から回収する研究を実施している。実用化に向けた処理流量向上として液滴大径化は必須であるが回収率低下を伴う。導入管部での液面回収を大径液滴による回収とタンデム結合し回収率低下を補完する手法の確認試験を実施した。事前想定より 20～30%大きい回収率 0.8～0.9 が得られた。液滴内の移流拡散係数が大径化に伴い拡大している可能性が示唆される。

キーワード：リチウム鉛、トリチウム回収、菅内部分流、液滴、タンデム

1. 実施内容

Fig. 1 に示すタンデム回収構造を核融合科学研究所 (NIFS)に設置の液体金属試験ループ (Oroshhi-2) に装着し重水素を溶解した LiPb からの総合回収率を 8h 連続で 7 回測定した。液滴径は従来 1.89 mm に対し今回は 2.27 mm とし流量比 1.8 倍。LiPb 流量は 0.1 ~ 0.3 Lpm. LiPb 温度 350℃。

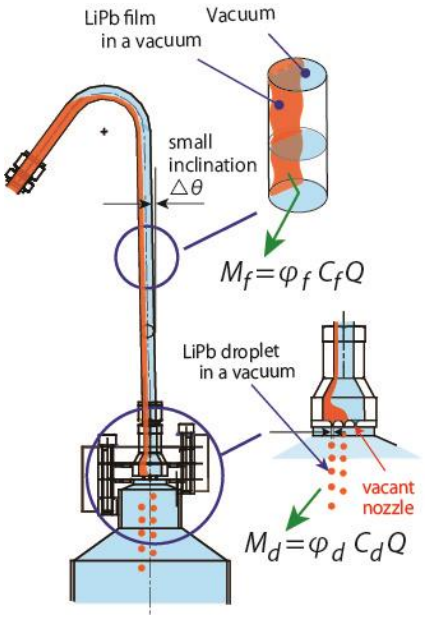


Fig.　1.　導入菅部と液滴からのタンデム回収構造。

2. 結果

Fig. 2 に理論予想値と測定結果を示す。予想タンデム回収率 0.65~0.85 に対し、実測回収率は 0.75～0.95 となり 14～30%大きい値が得られた。試験装置の制約により流量設定範囲が狭く回収率の流量依存性は不明確。導入管部からの回収に必要な空ノズル割合は 0.2~0.7 で Moody friction factor に準じた挙動であった。

3. 結論と考察

導入管部での回収率は単体での実測値による(2024 春の年会で報告)。したがい総合回収率の拡大は液滴径 2.27mm からの放出が予測値より上振れた為と考えられる。写真観察から液滴の微細化、球体振動等の外的拡大要因は観察されなかった。液滴からの回収率は径 1.89mm で得られた移流拡散係数[1]を流用して計算した。測定結果は移流拡散係数が径 2.27mm では拡大する可能性を示唆している。トリチウム回収処理能力の向上に寄与する内容であり今後追求していく。

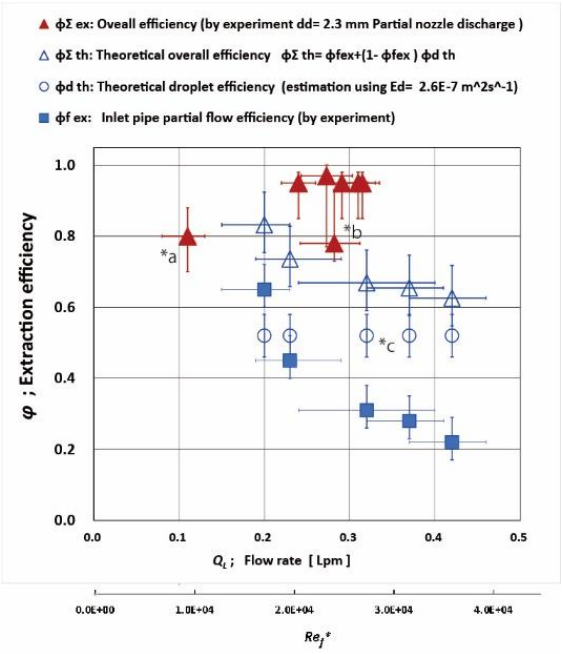


Fig.　1.　総合回収率
予想値(△)、実測値(▲)、
液滴回収率(○)、導入管部回収率(■)。

参考文献

[1] F. Okino et al., Continuous deuterium extraction from falling lithium-lead droplets in a vacuum, Fusion Eng. Des. 202 (2024) 114349.,

*Fumito Okino[1], Yukinori Hamaji[2], Teruya Tanaka[2] and Juro Yagi[1]
Kyoto University, IAE., [2]National Institute for Fusion Science (NIFS).

Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 混合セラミックス材の材料特性及びトリチウム放出挙動に及ぼす鉛添加の影響

Effect of lead addition on the material properties and the tritium release behaviors of Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 mixed ceramic materials

*三福寺旭[1]、周啓来[2]、小林真[3]、大矢恭久[1]
[1]静岡大，[2]武漢理工大，[3]核融合研

鉛を添加した固体トリチウム増殖材に対して中性子を照射し、トリチウム放出挙動および照射欠陥回復挙動を評価した。バンドギャップの測定結果では、鉛無しの試料よりも鉛を添加した試料の方が大きかった。TDS の結果では、鉛を添加した試料の方がトリチウム放出温度は低温側に見られた。鉛を添加したことにより、トリチウム放出挙動が変化したと考えられる。

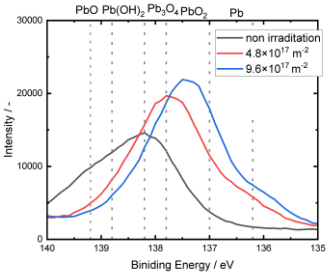
キーワード：固体ブランケット、トリチウム、炉工学

1. 緒言

核融合炉では重水素とトリチウムの核融合反応を利用してエネルギーを得る。トリチウムは自然界に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 Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 混合セラミックスにトリチウム親和性が低い鉛(Pb)を加えることにより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を照射し、トリチウム放出挙動、照射欠陥回復挙動および混合セラミックスの材料特性を評価した。

2. 実験

実験には武漢理工大学にて調製された Li_2TiO_3-Li_4SiO_4 試料に鉛を添加したもの（LTO-LSO-Pb）を使用した。京都大学研究用原子炉(KUR)にて中性子を 3.96×10^{16} n・cm^{-2} 照射した試料を用いて、静岡大学にて昇温脱離法(TDS)で生成したトリチウムの放出挙動、液体シンチレーションで全放出トリチウム放出量を評価するとともに、電子スピン共鳴装置(ESR)にて欠陥種の同定およびその消滅挙動を評価した。また、X 線光電子分光装置(XPS)によって 3 keV、Ar イオンで 1.6×10^{16} m^{-2}・s^{-1} の条件でスパッタし、試料の化学状態およびバンドギャップを評価した。



3. 結論

図 1 に Ar イオンを各時間照射することで表面を除去した LTO-LSO-Pb における XPS スペクトルを示す。試料内部では鉛の価数は大きいことが分かった。よって試料内部の鉛は反応性が高いため、鉛は LTO や LSO と酸化物を形成していると考えられる。試料のバンドギャップは、鉛無しの試料は 2.78 eV、鉛添加の試料は 4.53 eV であった。図 2 に各試料の TDS 結果を示す。結果より、鉛を添加した試料の方がトリチウム放出温度は低温側に見られた。これらより、鉛を添加することで、トリチウム放出挙動に変化を与えていると示唆された。発表では XPS の結果も加えてトリチウム放出挙動について議論する。

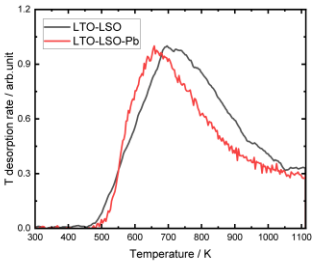


図 2　LTO-LSO-Pb および LTO-LSO における TDS スペクトル

*Asahi Sanfukuji[1], Zhou Qilai[2], Makoto Kobayashi[3] Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Wuhan Univ. Tech., [3]NIFS

高温高圧水から気相へのインコネル管を介した軽水素透過挙動

Hydrogen permeation behavior from high-temperature and high-pressure water to gas phase through Inconel tube

*岩田 将吾[1]，片山 一成[1]，赤司 健太[1]，中村 文哉[1]
[1]九州大学

Inconel600 を介して約 300℃、16MPa の高温高圧状態の軽水から気相へ透過した軽水素濃度を測定した。得られた結果から軽水素透過束を評価し、過去に実施したトリチウム水からのトリチウム透過実験結果と合わせて、高温高圧水間での水素同位体透過挙動について議論した。

キーワード：トリチウム，透過，高温高圧水，インコネル 600

1. 緒言

重水素とトリチウムを燃料とする DT 核融合炉では、ブランケットで生成されたトリチウムの一部が冷却水へ透過する。我が国では、核融合原型炉の一次冷却材及び二次冷却材に加圧水を使用することが想定されており、熱交換器を介した高温高圧水間でのトリチウム移行量評価は重要な課題である。しかしながら、高温高圧水間における金属壁を介した水素同位体透過に関する実験データは少なく、物質移動現象についての理解は十分ではない。本研究では、熱交換器の候補材料である Inconel600 を介した高温高圧水から気相への軽水素透過挙動を調べた。

2. 実験

九州大学筑紫キャンパス内にて、軽水素透過装置を作製した。装置は Inconel600 の内管(ϕ6.35 × t0.5 × l400 mm)と SUS316 の外管からなる二重管構造となっており、内管内側に軽水を、外側に Ar ガスを封入した。Inconel 管内側を He ガスで加圧し外管外側からリボンヒーターで加熱することで軽水を約 300℃、16MPa の高温高圧状態にして一定期間保持した。不定期に Ar ガスを開放し、軽水素濃度をガスクロマトグラフで、水蒸気濃度を露点計で測定した。

3. 結果及び考察

測定結果から算出した閉じ込め期間内平均軽水素透過束の経時変化を **Fig.1** に示す。各点は Ar ガスを開封した時間にプロットしている。加熱から 3 日以内に透過が開始し、3.34×10^{-8}～1.34×10^{-8} mol/(m^2・s)の透過束が得られた。なお、透過した水素のうちほとんどが水蒸気として検出された。閉じ込め期間中に透過した水素が、金属表面の酸化膜と反応したためと考えられる。

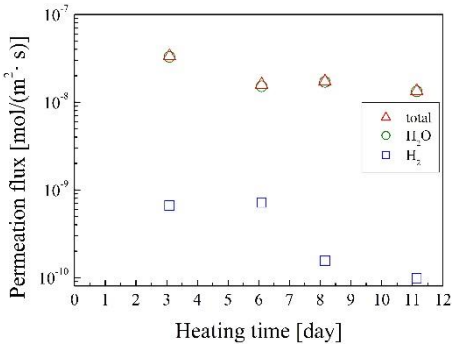


Fig. 1 軽水素透過束の経時変化

以前実施したトリチウム水から軽水へのトリチウム透過実験[1]では、T/H 比は 10^{-9} でトリチウム透過束は 10^{-15} mol/(m^2・s)程度であった。同位体効果を無視し、透過束が濃度に単純比例すると仮定して、本軽水素透過実験に適用すると、10^{-9}: 10^{-15} = 1: 10^{-6} より、軽水素透過束は 10^{-6} mol/(m^2・s)と見積もられる。実験結果はこの値よりも 2 桁小さかった。なお、トリチウム実験では顕著なトリチウム透過は 17 日で検出されており、本実験での軽水素の方が、透過開始が早かった。

参考文献

[1] K. Katayama et al., J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153723.

---

*Shogo Iwata[1], Kazunari Katayama[1], Kenta Akashi[1] and Humiya Nakamura[1]
[1]Kyushu Univ.

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造法の検討
～　80–8000 Pa 圧力下における Zr 球の水素吸収性能　～

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors
～ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80–8000 Pa hydrogen atmosphere ～

*川井大海[1]，松浦秀明[1]，古屋碧海[1]，片山一成[2]，大塚哲平[3]，
石塚悦男[4]，中川繁昭[4]，飛田健次[5]，染谷洋二[6]，坂本宜照[6]

九大院工[1]，九大院総理工[2]，近大[3]，JAEA[4]，東北大工[5]，QST[6]

高温ガス炉において製造したトリチウムを Li 装荷体(Li ロッド)内に閉じ込めるため、Li ロッド内に Zr 球を装荷することを検討している。これまで、我々は 800 Pa 程度の水素圧力下での Zr 球の水素吸収性能データの取得に取り組んできており、本研究では 80–8000 Pa の圧力下での Zr 球の水素吸収性能を調べた。

キーワード：T、高温ガス炉、Li 装荷用ロッド、Zr 球

1.緒言

第一世代核融合炉の初期装荷用トリチウム(T)を確保する一つの方法として、我々は高温ガス炉に Li ロッドを装荷し、^{6}Li(n, α)T 反応により T 製造を行う方法を提案している[1]。Li ロッドは、円柱型 Al_2O_3 容器の中に $LiAlO_2$ ペブル及び T 内圧上昇抑制のための Zr 球を装荷して構成する[2]。高温ガス炉に T 製造機能を付与しつつ、発電機能及び水素製造機能への影響を抑えるため、製造された T は Li ロッド内に閉じ込める方針である。これまで、我々は Li ロッドの T 内圧や Li ロッドからの T 流出量等を推定するための T 拡散モデル作成に取り組んできた[2]。このモデルに基づく評価では、T 製造率、Al_2O_3 の物性値又は Zr の物性値等に応じて、T 製造期間内の Li ロッドの T 内圧が変わる。評価に際し、我々は Al_2O_3 の水素透過特性データの取得[3]や Zr 球の水素吸収性能データの取得(800 Pa 圧力下[2,4])を進めてきた。異なる T 圧力下では表面状態等の変化を介して Zr 球の水素吸収性能が変化する可能性がある。今回は、80–8000 Pa 圧力下での Zr 球の水素吸収性能を調べたので報告する。

2.実験手法・結果

図 1 に実験に用いた Zr 球(a)、$LiAlO_2$ 粉末(b)及び Al_2O_3 容器(c)を示す。実験では、Zr 球 30 球と $LiAlO_2$ 粉末 5 mg を入れた Al_2O_3 容器を石英管内に設置し、900 ℃まで昇温した後、石英管内に水素を導入し、石英管内の圧力変化を記録した。図 2 及び図 3 に実験開始時の圧力を 90 及び 8000 Pa とした場合の圧力変化を示す。圧力の減少は Zr 球の水素吸収によるものである。初期圧力 90 Pa の実験は実験開始から 60 分まで、初期圧力 8000 Pa の実験は実験開始から 10 時間までの圧力変化に対し、拡散モデルを用いて Zr 球の見かけの拡散係数及び溶解度係数を推定した。初期圧力を 8000 Pa にした場合、初期圧力を 90 Pa とした場合と比べ、見かけの拡散係数は低下し、見かけの溶解度係数は上昇した。また、どちらの実験においても、実験結果から推定される見かけの拡散係数及び溶解度係数に、これまでの Zr 球の水素吸収性能データ(800 Pa 程度の水素圧力下においては拡散係数は 10^{-12}–10^{-11} m^2/s、溶解度係数は 100–250 mol/m^3/Pa$^{1/2}$[2,4])と比較して大きな違いはない。このことから、80–8000 Pa 圧力下で Zr 球が Li ロッドからの T 流出を抑制するために充分な水素吸収性能を持つことが確認できたと考えている。発表では、水素圧力によって見かけの拡散係数及び溶解度係数に違いが現れた理由について議論する。

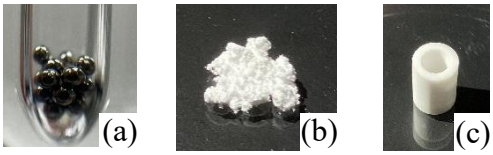


図 1 (a)Zr 球 (b)$LiAlO_2$ 粉末 (c)Al_2O_3 容器

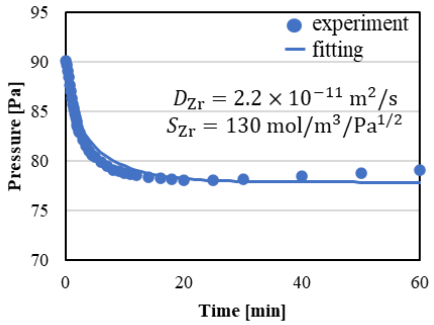


図 2 初期圧力 90 Pa における Zr 球の水素吸収曲線

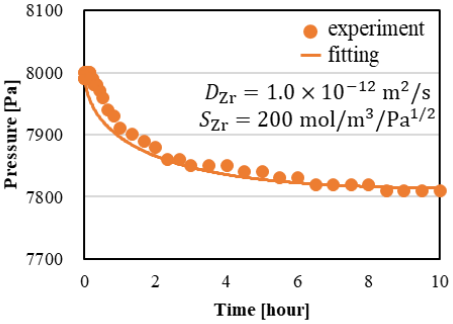


図 3 初期圧力 8000 Pa における Zr 球の水素吸収曲線

参考文献
[1] H. Matsuura, et. al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012), 95.
[2] H. Matsuura, et. al., Fus. Eng. Des., **197** (2023), 114.
[3] K. Katayama, et.al., Fus. Sci. Tech., **68** (2015), 662.
[4] 松浦秀明，他，*日本原子力学会「2024 春の年会」*1G11

*Hiromi Kawai[1], Hideaki Matsuura[1], Aoi Furuya[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6]: [1]Dept. Eng. Kyushu Univ., [2]Dept. Eng. Sci. Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA., [5]Tohoku Univ., [6]QST

タングステン材料の局所トリチウム深さ分布測定のための新規電解エッチング手法の開発

Local depth profiling of tritium in W by an electrochemical etching method

*大塚 哲平, 上野 悠也, 金野 真大

近大・理工

定電位電解エッチング法を用いて、過電圧を制御することにより、W のエッチング速度を制御することに成功した。

キーワード: タングステン，電解エッチング，トリチウム，深さ分布

1. 緒言 タングステン（W）ダイバータタイルのプラズマ対向表面近傍には燃料である放射性水素同位体トリチウム（T）が蓄積する。このため、W タイル表面近傍の T 深さ分析が行われてきている。ただし、T を含んだ数十 cm サイズの W タイルの取扱いは難しく、従来はタイルを 10 mm 角形状に切断したり、円柱形状にコアリングしたりして、T 深さ分析のために他所へ輸送する必要があった。本研究では、電気化学制御したエッチングにより、タイル表面の任意の位置で、簡便、迅速、かつ正確に W タイル表面の T 深さ分布を定量測定する手法を開発した。

2. 実験方法 試料として鏡面研磨した ITER grade-W（アライドマテリアル社製、純度 99.9%）の平板（10 mm×15 mm×1 mm*t*）を用いた。

図 1 に電解エッチング装置の概略図を示す。フッ素樹脂セル内の ϕ 8 mm 径の穴に電解液（2.5 mol/L NaOH 水溶液、1.2 cc）を入れ、作用電極としての W 試料表面に接触させた。参照電極として銀-塩化銀（Ag|AgCl）、対電極として白金線を用いた。

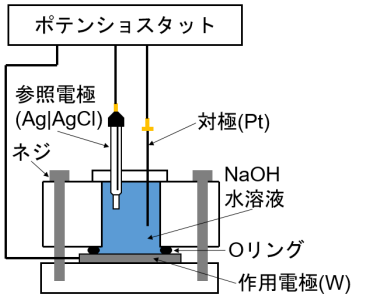


図 1 電解エッチング装置の概略図

電位走査速度 1 mV/s として分極測定実験を行った。つぎに、-0.5 ～-0.2 V の所定の電位で、定電位とし、電解エッチングを行った。エッチング後、重量測定や触針式段差測定によりエッチング深さを測定した。

3. 結果および考察 分極測定実験の結果、W の平衡腐食電位は-0.72 V であった。この値をもとに、定電位エッチング条件を定めた。

図 2(b)に過電圧 0.52 V（電位-0.2 V）で一定時間電解エッチング後の深さ測定結果を示す。エッチング時間が長くなるにつれて、ϕ 8 mm の領域（図 2(a)）がより深く、ほぼ均一にエッチングできることを確認できた。

図 2(c)に過電圧を変化させて、電解エッチングした場合の W のエッチング深さを示す。それぞれの過電圧におけるエッチング深さは時間に対して良い線形性を示した。このことは、過電圧によってエッチング速度を制御することができることを示している。

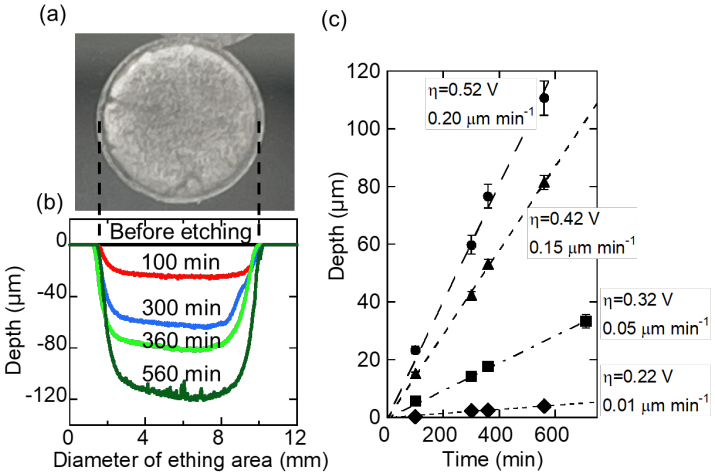


図 2 (a) エッチング痕, (b) 過電圧 0.52 V で一定時間電解エッチング後の深さ測定結果; (b) 過電圧を変化させた場合の W の電解エッチング深さ

今後は、トリチウム含有 W 試料に応用し、トリチウム深さ分布測定を実施する予定である。

*Teppei Otsuka, Yuya Ueno, Masato Konno

KINDAI Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:20 PM - 5:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:20 AM - 8:55 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

[2L14-19] Contaminated Concrete

Chair:Kazuya Idemitsu(Tohoku Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L14]

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

*Puttipong Srimook[1], Taito Miura[2], Shintaro Miyamoto[3], Ippei Maruyama[1], Abudushalamu Aili[2], Takumi Sato[4], Yuji Nagae[4], Go Igarashi[2] (1. University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L15]

Volume reduction of concrete contaminated by $^{14}CO_2$

(5) Rubbing the carbonated concrete debris

*Norikazu Kinoshita[1], Akira Saito[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Mamoru Hanzawa[1] (1. Shimizu)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L16]

Pilot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals

Project overview

*Go Igarashi[1], Taito Miura[1], Abudushalamu Aili[1], Ippei Maruyama[2], Shintaro Miyamoto[3], Yuji Nagae[4], Takumi Sato[4] (1. Nagoya Univ., 2. UTokyo, 3. Tohoku Univ., 4. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L17]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

*Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirohumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2L18]

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(2) Comparison of predicted data with actual measurements

*Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2], Hikaru Takada[2] (1. Shimizu, 2. JAPC)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2L19]

Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

(3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

©Atomic Energy Society of Japan

*Haruya Funayama[1], Shinichirou Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

5:50 PM - 5:55 PM JST | 8:50 AM - 8:55 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

* Srimook Puttipong[1], Taito Miura[2], Shintaro Miyamoto[3], Ippei Maruyama[1], Abudushalamu Aili[2], Takumi Sato[4], Yuji Nagae[4] and Go Igarashi[2]

[1]University of Tokyo, [2]Nagoya University, [3]Tohoku University, [4]Japan Atomic Energy Agency.

Abstract

This study contributes to the decommissioning of concrete structures in the Fukushima Daiichi nuclear power plant. The mesoscale rigid-body-spring-model was developed to investigate crack propagation under high temperatures due to the reactor core melting accident, which crucially affects concrete deterioration in various aspects.

Keywords: decommissioning, concrete structure, Fukushima Daiichi, mesoscale rigid-body-spring-model, crack propagation, high temperature, concrete deterioration, structural performance, durability, contamination level.

This study is part of the decommissioning project for damaged concrete structures in the Fukushima Daiichi nuclear power plant that were submerged under seawater and contaminated water for some periods. To decide the appropriate decommissioning procedure, an evaluation of crack propagation is essential because cracks significantly affect concrete deterioration in various aspects such as structural performance, durability, and contamination level. Under accidental conditions, concrete structures might experience a core melting of nuclear reactors, which severely deteriorates concrete performance under high temperatures. Even though various studies have clarified the impact of high temperatures [1], the influence of cracks was not accentuated due to difficulties in the visualization of cracks. Thus, this study aims to enhance the understanding of deterioration based on the mesoscale rigid-body-spring-model (RBSM), which has the potential to investigate cracking behavior in concrete. Various phenomena have been reported as causes of the deterioration such as microstructural change of cementitious materials due to moisture loss, and chemical decomposition as well as crack propagation under high temperatures. At elevated temperatures, aggregate continuously expands, while cement paste swells up to 200 ℃, then shrinks under the balance between thermal expansion and microstructural change [1]. The mismatch deformation induces self-balancing stress that initiates cracks along with the development of gap strain (strain difference between cement paste and aggregate). By using the mesoscale RBSM, mismatch deformation was introduced based on the volumetric change of concrete constituents (mortar and aggregate) as reported in the reference experiment [2]. From the results, crack propagation under high temperatures (200 – 800℃) could be reasonably reproduced. A significant increase in crack density and maximum crack width (up to 0.5 mm) indicated a severe impact on durability and contamination level. In addition, cracking was clarified as the major cause of deteriorated structural performance. The stiffness and strength under compressive loading significantly decrease to 55 and 29 % at 800 ℃, respectively.

References

[1] D.J. Naus. A compilation of elevated temperature concrete material property data and information for use in assessments of nuclear power plant reinforced concrete structures (NUREG/CR-7031). United States Nuclear Regulatory Commission, 2010

[2] C. R. Cruz and M. Gillen. Thermal expansion of Portland cement paste, mortar, and concrete at high temperature. Fire and Materials 1980, vol. 4, No.2.

$^{14}CO_2$ 汚染コンクリートの減容化

（5）炭酸化したコンクリートガラのすりもみ

Volume reduction of concrete contaminated by $^{14}CO_2$
(5) Rubbing the carbonated concrete debris

*木下 哲一[1]，齋藤 亮[1]，中島 均[1]，鳥居 和敬[1]，佐々木 勇気[1]，半沢 守[1]
[1]清水建設

圧力容器を用いて高圧の CO_2 環境下でコンクリートガラを一定時間暴露することによりガラを炭酸化させた。ロサンゼルス試験機に一定量の炭酸化したガラと鉄球を入れ、一定時間のすりもみを行った。微粉発生量と全炭素分析計を用いて残存ガラに含まれる CO_2 量を測定した。

キーワード：炭酸化コンクリート，すりもみ，ロサンゼルス試験機，除染係数，微粉

1. 緒言　原子力発電所では長期間の運転中に発生した $^{14}CO_2$ がコンクリートに吸収され、廃止措置時には莫大な量の $^{14}CO_2$ 汚染コンクリートが排出される。老朽化した原子力発電所ではコンクリートの $^{14}CO_2$ の吸収だけでなく天然由来の CO_2 の吸収による炭酸化も進む。炭酸化したコンクリートは緻密化により強度が増大することが知られており、すりもみ効率が低下することが懸念される。本研究ではより実際に近い状況を想定し、炭酸化させたコンクリートガラのすりもみ試験を実施した。

2. 実験方法　28 日圧縮強度が 30 MPa のコンクリート供試体を作製し、ジョークラッシャーを用いて破砕した。ふるい分けにより得られた 10~40 mm のガラを加圧容器内（0.2 kPa）で 2 週間 CO_2 ガスに暴露し、強制炭酸化させた。この炭酸化させたガラをすりもみの試料に用いた。ガラ 5 kg とガラ重量の 0%、25%、50%の大サイズ(13 mmϕ)もしくは中サイズ(9.5 mmϕ)の鉄球をロサンゼルス試験機に投入し、500 回転ごとに得られた微粉の重量測定を行った。1500 回転後に試験機のミル内に残存しているガラを粉砕し、全炭素分析計を用いてガラに含まれる CO_2 量を分析した。処理前後に含まれる CO_2量より除染係数を算出した。

3. 結果と考察　大サイズの鉄球と共にすりもみしたときの各回転回数における微粉発生量を図 1 に示す。図 1 に見られるように、微粉発生量は、回転回数とともに直線的に増加した。しかしながら、炭酸化させていないガラをすりもみしたときは、加熱したガラからは加熱していないガラの 1.3~1.8 倍の微粉が得られ、鉄球の量とサイズとの関連が見られたが[1]、炭酸化したガラでは加熱の有無による顕著な傾向は見られなかった。また微粉発生量は、炭酸化していないガラの 6~9 割であった。また図 2 に、1500 回転後における炭酸化させたガラと炭酸化していないガラの除染係数を比較した。炭酸化したガラでは 1~2 の除染係数が得られた。炭酸化による強度増大がすりもみ効率を低下させたと考えられる。およそ 3000 回転まですりもみを続ければ、数十の除染係数が得られたと考えられる。

実際の炭酸化の進んだコンクリートガラのすりもみにおいても、加熱の顕著な効果は見られず、また、一定の除染係数が得られるまでには炭酸化していないガラの倍程度の処理時間を要するものと思われる。

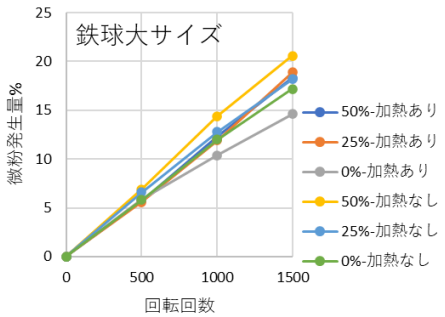


図 1　大サイズ鉄球を使用したときの微粉発生量

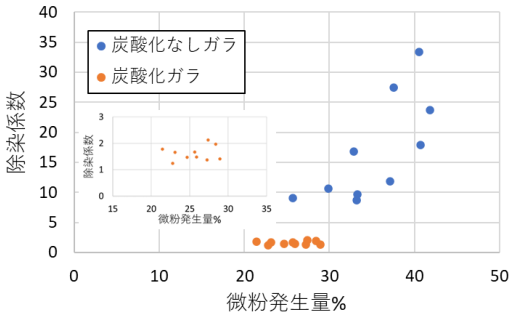


図 2　各微粉発生量における除染係数

参考文献

[1] Kinoshita et al., Capability for volume reduction of concrete contaminated by radioactive carbon dioxide using rubbing. Proc ICONE31

*Norikazu Kinoshita[1], Akira Saito[1], Hitoshi Nakashima[1], Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Mamoru Hanzawa[1]
[1]Shimizu Co.

ペデスタル部鉄筋コンクリート損傷挙動の把握に向けた構成材料の物理・化学的変質に関する研究 プロジェクト概要

Pirot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals Project overview

*五十嵐 豪[1], 三浦 泰人[1], Aili Abudushalamu[1], 丸山 一平[2], 宮本 慎太郎[3], 永江 勇二[4], 佐藤 拓未[4]
[1]名大, [2]東大, [3]東北大, [4]JAEA

本研究では、福島第一原子力発電所（1F）1 号機原子炉格納容器（PCV）の内部調査で観測された、ペデスタル鉄筋コンクリート部材で鉄筋を残したままコンクリートだけ崩落した状態の発生メカニズムを検討した。

キーワード： 福島第一原子力発電所，コンクリート，高温加熱，熱履歴，ペデスタル

1. 緒言

2022 年度に実施された 1F1 号機の PCV 内部調査では、ペデスタル部のコンクリートが鉄筋を残して消失する 1 号機固有の損傷状態が観測されている。本研究では観測された現象が発生するコンクリート固有の要因と、1 号機固有の特殊な外部環境要因を明らかにするための調査・検証を実施した。

2. 調査・研究の概要

2-1. コンクリート固有の要因：高温による短期の溶解メカニズム

高温時の溶融実験の条件設定の予備実験を実施し、加熱後の寸法変化、剛性変化、鉱物組成のデータ取得方法を検討した。また、熱力学的平衡計算による溶液組成変化の解析とセメント水和物の焼成実験により、溶解現象の有無を判断するための解析フレームワークを構築した。さらに、剛体バネモデル解析において加熱による体積変化を組み込む数値解析手法を構築した。

2-2. コンクリート固有の要因：温度履歴による長期の溶解メカニズム

実際のペデスタル部の温度、注水履歴を整理し、実験に用いるコンクリートの曝露条件の決定、材料選定や膨張量の測定手法を確立した。また、高温加熱後の水分供給による膨張現象に関する既往知見を整理した。

2-3. 特殊な外部環境要因：燃料デブリの伝熱解析によるコンクリート熱条件の評価

公開されている事故シナリオ等を参照して、事故時の 1 号機 PCV コンクリートの熱条件を評価するための、伝熱予備解析を実施した。

2-4. 特殊な外部環境要因：コンクリート破損に関わる特殊な外部環境要因に対する要素挙動試験と総合試験

水蒸気や温度がコンクリート材の変質挙動に及ぼす影響について、コンクリート材の水蒸気雰囲気での高温保持小規模試験の予備試験を実施した。また、金属デブリとコンクリートの反応挙動について、反応予備試験を実施した。さらに、ウラン酸化物の酸素量に着眼した試験に供するウラン含有亜酸化物を作製した。

3. 結論

本研究により、1F1 号機で観測されたコンクリート破損のメカニズムに関わる基盤的知見を取得した。

4. 謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23P23813418 の助成を受けた。

---

*Go Igarashi [1], Taito Miura [1], Aili Abudushalamu[1], Ippei Maruyama[2], Shintaro Miyamoto [3], Yuji Nagae [4], Takumi Sato [4]
[1]Nagoya Univ., [2] UTokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA

建屋コンクリートの汚染浸透推定
(1) コンクリート汚染浸透推定方法

Estimation of contamination infiltrated through building concrete
(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

*鳥居 和敬[1]，佐々木 勇気[1]，中島 均[1]，木下 哲一[1]，野口 裕史[2]，髙田 光[2]
[1]清水建設，[2]日本原子力発電

原子力発電所の廃止措置では，廃液等で汚染した建屋コンクリートの除染のため，汚染範囲，浸透深さを特定する必要がある。木下ら[1]は，汚染物質が液相と固相に溶解と吸着を繰り返しながら浸透することに着目し，福島第一原子力発電所のような短期間の接液を想定したコンクリートへの浸透モデルを構築した。本研究では，木下らの浸透モデルの長期間の接液による汚染浸透への適用性を検討した。

キーワード：汚染浸透，建屋コンクリート，分配平衡モデル，分配係数，深度分布

1. 緒言　建屋コンクリートへの汚染の浸透深さを特定するにはコアボーリングにより採取したサンプルを分析する必要がある。汚染が広範囲にわたる場合は膨大な量のサンプル採取・分析が必要となるが，汚染の浸透深さを予測することができれば効率的に廃止措置を進めることができる。木下らの浸透モデルは福島第一原子力発電所汚染コンクリートなどの短期間の接液を想定したものであるが，原子力発電所の廃止措置では長期間の接液による浸透汚染も存在する。約 40 年間使用された東海発電所使用済燃料冷却池ではコンクリートに ^{60}Co や ^{137}Cs が浸透し，図 1 に示すような汚染深度分布がコアボーリングにより得られている。木下らの浸透モデルには実測値から得られるパラメータが必要不可欠であり，本研究では，使用済燃料冷却池での実測値を基にパラメータを決定し，浸透モデルの適用性を検討した。

2. 汚染浸透推定方法　木下らの浸透モデルは，式(1)に示すように浸透面からの深さ d の関数で表される。

$$A(d) = A(0) \times exp\left\{-\frac{d}{d_{theo}} \times \left(\left(\frac{1}{\varepsilon} - 1\right) \times K_d + 1\right)\right\} \qquad \text{式(1)}$$

ここで，$A(d)$は深さ d における目的核種の放射能濃度，d_{theo} は理論段数 1 段分の厚さ，ε はコンクリートの空隙率，K_d は分配係数を示す。浸透モデルのパラメータのうち K_d および ε は表 1 のように設定し，d_{theo} は図 1 の汚染深度分布を対数線形回帰によりフィッティングして求めた。コンクリート表面（d=0）における放射能濃度 $A(0)$は，次稿(2)に示すようにガンマカメラ測定と PHITS による解析を併用して算定した。

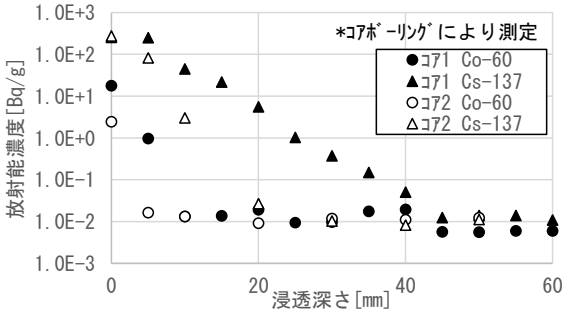


図 1　東海発電所の汚染深度分布（冷却池壁面）

表1　浸透モデルのパラメータの設定

パラメータ	Co-60	Cs-137
K_d	(0.7～1.7)×10^4	2.2～4.4
ε	0.1～0.2	同左
d_{theo} [mm^2]	(0.28～2.3)×10^5	(0.20～1.8)×10^2

K_d：バッチ試験により測定した
ε：一般的なコンクリートの空隙率から設定した
d_{theo}：図1の汚染深度分布から推定した

参考文献

[1] 木下哲一，大石晃嗣，鳥居和敬，末木啓介，横山明彦（2016）「様々な核種が浸透したコンクリートにおける各元素の深度分布の推定」，日本放射線安全管理学会誌，vol.15，p.46-51

* Kazuyuki Torii[1], Yuki Sasaki[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2] and Hikaru Takada[2]
[1]Shimizu Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

建屋コンクリートの汚染浸透推定
(2) 推定結果と実測値との比較

Estimation of contamination infiltrated through building concrete
(2) Comparison of predicted data with actual measurements

*佐々木 勇気[1]，鳥居 和敬[1]，中島 均[1]，木下 哲一[1]，野口 裕史[2]，髙田 光[2]
[1]清水建設，[2]日本原子力発電

前稿(1)の汚染浸透推定手法の適用性を検証するため，推定結果と実測値の比較を行った。推定値はコアボーリングにより得られた実測値と概ね整合し，木下らの浸透モデルが長期間の接液による汚染浸透にも適用できることが分かった。精度よく汚染深さを推定することで，測定や除染作業の効率化が期待できる。

キーワード：汚染浸透，ガンマカメラ，表面線量，実測値，測定効率

1. 緒言　前稿(1)の汚染浸透推定手法を検証するため，東海発電所使用済燃料冷却池のコンクリートの汚染深度分布の推定値とコアボーリングによる実測値の比較を行った。

2. 表面線量の測定　前稿(1)で述べたように，汚染浸透推定にはコンクリート表面（d=0）における放射能濃度 $A(0)$が必要であるため，東海発電所使用済燃料冷却池でのガンマカメラ測定と PHITS[1]による解析を併用して $A(0)$を求めた。ガンマ線の測定には測定効率に優れる H3D 社の「H420」を用いた（図 1）。ガンマカメラで測定した線量にはコンクリート内部からのガンマ線も含まれるため，図 2 に示すように，コンクリート内部の放射能濃度が浸透モデルに基づき浸透面から対数線形的に減少すると仮定して PHITS による解析を行い，ガンマカメラの測定値を補正した。

3. 推定結果と実測値との比較

図 3 に示すように木下らの浸透モデルによる推定結果は除染深さの設定に支障が無い範囲で実測値と整合しており，木下らの浸透モデルが長期間の接液による汚染浸透にも適用できることが分かった。

4. 結言　浸透モデルにコアボーリングや表面線量の実測値を組み合わせることで高い精度で汚染深さを推定でき，測定や除染作業の効率化が期待できる。ガンマカメラ測定により汚染の面的な分布も把握できるため，汚染箇所の見落としの防止，汚染の深さに応じた除染による放射性廃棄物の削減も期待できる。



図 1　ガンマカメラ「H420」

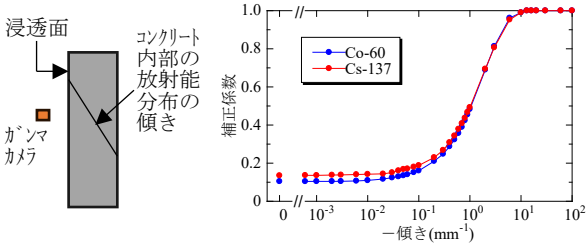


図 2　PHITS によるガンマカメラの測定値の補正

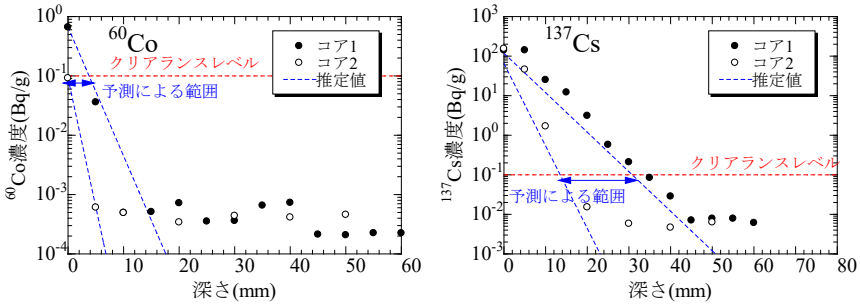


図 3　汚染深度分布の推定結果と実測値との比較
（左：^{60}Co，右：^{137}Cs）

参考文献

[1] T. Sato, et al., Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024).

*Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Hirofumi Noguchi[2] and Hikaru Takada[2]
[1]Shimizu Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理･処分方法の検討
(3)異なる温度条件下におけるセメント系材料中のヨウ素の拡散挙動

Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

(3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

*船山 晴矢[1], 植松 慎一郎[1], 渡辺 直子[1], 小崎 完[1], 森永 祐加[2], 湊 大輔[2]

[1]北海道大学, [2]電力中央研究所

^{125}I を用いた非定常拡散試験によって、硬化セメントペースト試料中のヨウ素の見かけの拡散係数を異なる温度条件下で決定するとともに、拡散係数の温度依存性より活性化エネルギーを求め、拡散挙動を検討した。

キーワード：セメント系材料、^{125}I、拡散挙動、温度依存性、活性化エネルギー

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉を合理的に進めるためには、建屋コンクリート構造物中の放射能分布の把握が重要である。しかし、コンクリート構造物の一部は汚染水との長期間の接触により溶脱変質すると考えられることから、そこでの放射性核種の移行挙動の理解が必要である。本研究では、長半減期を持つ ^{129}I に着目し、HCP 試料、モルタル試料および溶脱処理を施した両試料に対して、収着および拡散係数を求めることで、セメント系材料中におけるヨウ素の移行に及ぼす溶脱および骨材の影響を明らかにするとともに、その拡散プロセスについて検討した。

2. 実験方法　普通ポルトランドセメントを水セメント比 （W/C）0.55 および 0.36 で混錬し、50 ℃で 28 日間水中養生することで円柱状硬化セメントペースト（HCP 試料）を調製した。海砂を骨材として、水、セメントおよび骨材を 0.55 : 1.0 : 2.0 の重量比で混錬し、HCP 試料と同条件で養生することでモルタル試料を調製した。さらに、各試料を 6 mol/L の硝酸アンモニウム溶液に 1 週間浸漬することで、それぞれの溶脱試料を調製した。収着実験は、各試料を粉砕・篩にかけた粉末を固相とし、Na^{125}I を含むセメント平衡水を液相に用い、固液比 1:100 のバッチ式により行った。拡散実験では、短冊状に切断した試料に Na^{125}I 溶液を含ませたろ紙を密着固定し、所定温度（15℃ ~ 50℃）で静置後、イメージングプレートを用いて 2 次元放射能分布を得た。

3. 結論　収着試験において、HCP 試料（W/C = 0.36）の収着分配係数 Kd は約 800 L/kg であったのに対し、溶脱 HCP 試料では収着は検出下限値以下であった。拡散試験において得られた各試料中の ^{125}I の見かけの拡散係数 Da の温度依存性を図 1 に示す。HCP 試料中の Da は 10^{-13}～10^{-12}[m^2･s^{-1}]の範囲であり、拡散温度の逆数に対して比較的良い直線性を示した。一方、モルタル試料および溶脱 HCP 試料中の Da はそれぞれ 10^{-12} および 10^{-10}[m^2･s^{-1}]のオーダーとなり、HCP 試料への骨材添加の影響は小さいものの、溶脱の影響は顕著であった。溶脱による Da の増加は、HCP の溶脱に伴う拡散経路の幾何学的形状の変化に加えて、Kd 値の減少に起因したものと考えられる。

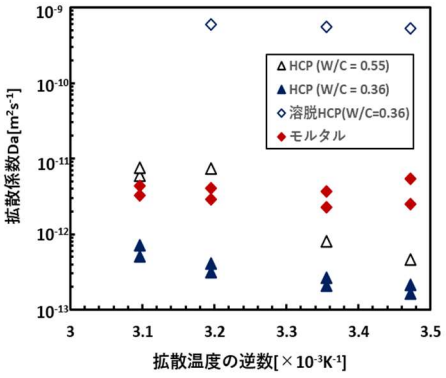


図1：各試料中の^{125}Iの見かけの拡散係数Daの温度依存性

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)」･「放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理･処分方法の検討」(令和 5～7 年度)の一部として実施した。

*Haruya Funayama[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2] and Daisuke Minato[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI

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

Thu. Sep 12, 2024 4:25 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:25 AM - 8:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A13-16] Accelerator-driven Neutron Source

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2A13]

Measurements of thermal neutron sacattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*Takafumi Tsujimoto[1,2], Masahide Harada[1], Yutaka Abe[3], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Kenichi Oikawa[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2A14]

The measurements of γ-ray from Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS)

*Yudai Takita[1], Seiji Tasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2A15]

The measurements of the intensity of fast neutrons by using 3He detector at Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS), a compact neutron source.

*Mizuki Iriyama[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2A16]

Effects of polyethylene pre-moderator on cold neutron intensity at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Mizuki Iriyama[1], Yudai Takita[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

5:25 PM - 5:30 PM JST | 8:25 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

軽水・重水混合系の熱中性子散乱断面積測定

Measurements of thermal scattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*辻本 隆文[1,2], 原田 正英[1], 安部 豊[3], 木村 敦[1], 遠藤 駿典[1],
及川 健一[1], 土川 雄介[1],河村 聖子[1], 稲村 泰弘[1]
[1]JAEA, [2]東北大, [3]京大

加速器駆動型中性子源開発のための基礎データとして、J-PARC 中性子実験装置にて、室温における軽水と重水の混合系に対する熱中性子全断面積及び捕獲断面積、散乱断面積を測定した。測定値と分子動力学法による解析結果の比較を行い、概ね一致する結果が得られた。

キーワード：熱中性子散乱断面積, 加速器駆動型中性子源, J-PARC

1. 緒言

加速器駆動型中性子源では、高エネルギー中性子を冷熱中性子まで減速させ供給する減速材の重要度が高く、その開発及び高度化においては減速材材料の熱中性子散乱断面積が必要である。これまでは単一の材料を減速材として用いるのが一般的であったが、中性子減速特性が異なる複数材料の混合系を減速材に適用することを検討するため、本研究では軽水・重水混合系の熱中性子散乱断面積を測定した。軽水・重水混合系では H/D 交換反応により、H_2O、D_2O、HDO の 3 つの分子が存在し、その分子混合比は軽水と重水の混合割合により変化する。そこで本研究では、これらの分子混合比の変化による熱中性子散乱断面積の変化、特に HDO の影響を評価することを目的としている。

2. 測定方法・結果

軽水、重水及び混合割合を変化させた混合系について、J-PARC 中性子実験装置 NOBORU にて全断面積、ANNRI にて捕獲断面積、AMATERAS にて散乱断面積を測定した。図 1 に、軽水、重水及び軽水と重水を 50%の割合で混合（H_2O:D_2O:HDO=1:1:2）したものの全断面積の測定結果と分子動力学法を利用した解析コード[1]による解析結果（実線）を示す。全断面積は NOBORU にて試料有り・無しについて透過データを測定し、試料のエネルギー依存の透過率から全断面積に変換した。測定値と解析結果を比較すると、概ね一致しているが、数 meV 以下の領域で測定値のほうが解析結果よりも断面積が大きい傾向が見られる。当日の発表では、全断面積の他に、二重微分断面積及び捕獲断面積の結果について報告する。

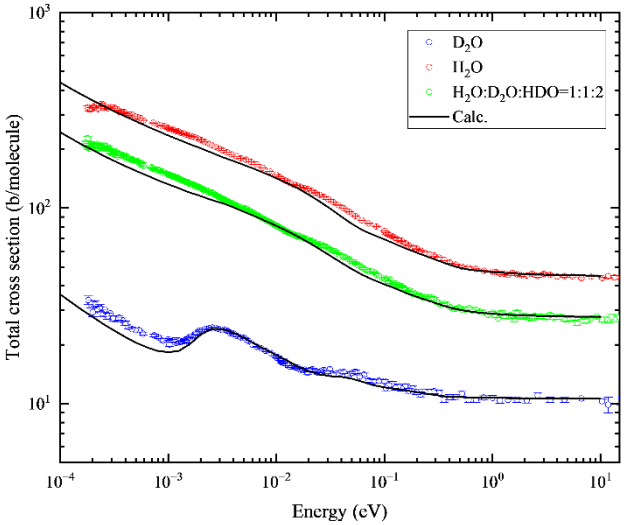


図 1：全断面積測定値と解析結果の比較

参考文献

[1] Y. Abe et al., Calculation scheme for thermal neutron scattering cross-section of hydrogenous molecules in liquid and solid phases by molecular dynamics, *Annals of Nuclear Energy* **194**, 110101 (2023).

*Takafumi Tsujimoto[1,2], Masahide Harada[1], Yutaka Abe[3], Atsushi Kimura[1], Shunsuke Endo[1], Kenichi Oikawa[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Seiko Kawamura[1], Yasuhiro Inamura[1]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

京都大学加速器中性子源（KUANS）から発生するγ線の測定

The measurements of γ-ray from Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS)

*田北 雄大[1]，田崎 誠司[1]

[1]京都大学

小型の加速器を使った京都大学加速器中性子源（KUANS）において、γ線のバックグラウンドを評価するために、発生するγ線のスペクトルおよびその経時変化を測定した。その結果、γ線の半分は陽子パルス継続中に発生し、陽子パルス終了後には指数関数的に減少することが分かった。また、その強度は中性子強度より弱く、KUANS で用いられる検出器の場合中性子実験にあまり影響を与えないと思われる。

キーワード： 小型中性子源，γ線，パルス中性子源

低速中性子は物質に対する透過率が高い、軽元素での反応が大きい、磁場と相互作用する等の性質から理学的、工学的に広く用いられている。さらに近年、加速器により電子や陽子をターゲットに衝突させるコンパクトな中性子源の利用が進められてきた。このような中性子源では測定装置とターゲットが近いので、発生するγ線が問題になる可能性がある。本研究では KUANS で発生したγ線の単位時間当たりの発生量とスペクトル、陽子パルスを起点としたγ線の強度及びスペクトルの経時変化を調べた。

KUANS では陽子が 3.5MeV まで加速され、幅 50μs、間隔 10ms のパルスとなっている。その後パルスがターゲットである Be に入射し、そこから出た中性子が減速材により熱中性子まで減速する。このときに放出されるγ線を CsI 検出器を用いて測定した。測定配置は図のようである。CsI 検出器はバックグラウンドを減らすため、鉛のブロックで覆い、ターゲットの方向からのγ線を検出するようにした。また、中性子の影響を避けるため、10%の LiF 入りのポリエチレンで加速器側を覆った。さらに加速器の出力変動による補正を施すための 3He 中性子検出器を設置した。

γ線検出器の信号を MCA で解析してγ線のエネルギースペクトルを得た。また、この MCA は測定を行うかどうかを外部信号で制御できるので、陽子パルスに同期したスペクトル解析が可能である。まず陽子パルスに同期させず全発生γ線を測定したところ、中性子計数よりもやや少ないγ線が発生していた。次にパルスに同期させてγ線の経時変化を測定したところ、陽子パルスの持続時間中に全体のおよそ半分のγ線が発生しており、陽子パルスが終わると指数関数的に減少していた。また、そのエネルギースペクトルには水素による中性子捕獲反応によるものと思われるピークが見られた。

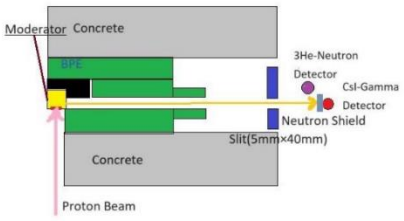


図　実験配置

参考文献

[1] Seiji Tasaki et.al. “Physics Procedia Volume60”. 2014. Pages 181-185

---

*Yudai Takita[1] and Seiji Tasaki[1]

[1]Kyoto Univ.

小型中性子源である京都大学加速器中性子源(KUANS)の 3He 検出器を用いた高速中性子強度評価

The measurements of the intensity of fast neutrons by using 3He detector at Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source (KUANS), a compact neutron source.

*杁山　瑞貴[1]，田﨑　誠司[1]，安部　豊[1]
[1]京大

京都大学加速器中性子源(KUANS)では、高速中性子照射による中性子線育種が行われている。本研究では、照射場における高速中性子の強度評価を行った。測定実験では、モデレータの置かれていない KUANS の上流に BPE コリメータ、Cd 板、PE ブロック、3He 検出器を順に配置することで高速中性子数を測定した。

キーワード：高速中性子、小型中性子源、PHITS

1. 緒言

高速中性子照射を利用した中性子線育種技術[1]は、γ線や荷電粒子を用いる方法と比較して高い効率での育種が可能である。KUANS では、ターゲットの極めて近くに試料を置くことができるので、大型中性子源に匹敵する高速中性子強度が期待できる。本研究では、小型中性子源である京都大学加速器中性子源(KUANS)の高速中性子源としての性能を調べるため、ターゲットで発生する高速中性子の強度評価を行った。

2. 実験

減速されていない高速中性子を観測するため、図 1 に示すようにモデレータの置かれていない KUANS の上流部に BPE コリメータ、Cd 板、PE ブロック、3He 検出器を順に配置して測定を行った。この実験配置によってコリメータを通った中性子のうち熱成分を吸収させ、PE ブロックで減速させて高速中性子由来の熱中性子を観測した。また、PHITS を用いて実験体系でのターゲットで発生した中性子の検出器位置に対する輸送効率を算出し、測定結果と合わせて KUANS の高速中性子強度を得た。

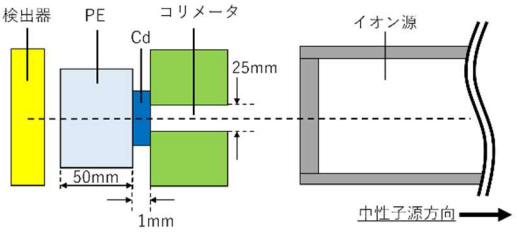


図 1.実験体系の概略

3. 結果・考察

本研究で得られた強度は他の文献から推定される値より小さくなってしまったが、その原因として RFQ 及びイオン源の内部構造が正確にわかっていなかったため、発生した中性子のうち内部 構造物に散乱されて本来検出器に入らないものを考慮していなかったことが考えられる。

参考文献

[1] Quantum flowers & foods. https://qff.jp/

*Mizuki Iriyama[1], Seiji Tasaki[1] and Yutaka Abe[1]
[1]Kyoto Univ.

KUANS における冷中性子強度に対するポリエチレン前置減速材の影響

Effects of polyethylene pre-moderator on cold neutron intensity at KUANS

*田崎 誠司[1]，杣山 瑞貴[1]，田北 雄大[1]，安部 豊[1]
[1]京大

概要 京大加速器中性子源(KUANS)では、高速中性子照射のためターゲットとメシチレン冷減速材の間に 50mm の空隙をあけている。今回は、空隙に 30mm の厚さのポリエチレンを入れた場合と入れない場合の減速材表面での中性子強度分布をピンホール撮影法で測定したので、その結果を報告する。

キーワード：小型中性子源，メシチレン冷減速材、前置減速材

1. 緒言

京都大学加速器駆動中性子源(Kyoto University Accelerator Driven Neutron Source KUANS)は、小型の加速器で陽子を 3.5MeV に加速し、Be ターゲットに衝突させることで中性子を発生させるコンパクトな中性子源で、減速材としてポリエチレンおよびメシチレン冷減速材を用いている。現在 KUANS では、高速中性子照射を行うためターゲットと減速材の間に 50mm の隙間をあけており、熱・冷中性子の強度がやや弱くなっている。これを補償するため 50mm の隙間に厚さ 30mm のポリエチレンを前置減速材として挿入した。本研究ではこの前置減速材が冷中性子強度に与える影響を評価した。

2. ピンホール撮像法による減速材からの中性子強度測定

実験は図 1 に示すように、KUANS の減速材と 2 次元位置感度型検出器(2D-PSD)の間に、ホウ酸入りポリエチレン(BPE)と B4C ゴムシートから成る直径 5mm のピンホールを設置したものである。減速材はメシチレン冷減速材が出口側にあり、奥側にポリエチレン(PE)がある構造である。これら減速材のターゲット(Be target)側に厚さ 30mm の前置ポリエチレン(PE)を置いた場合と置かない場合の減速材表面での中性子強度のピンホール像を飛行時間法により波長ごとに撮像した。

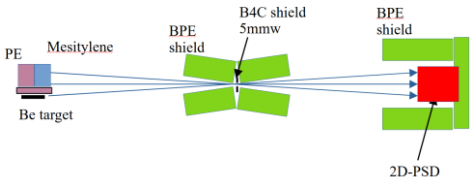
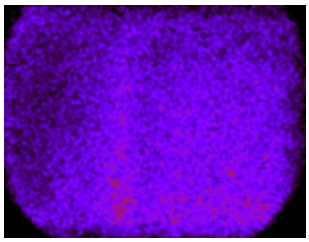
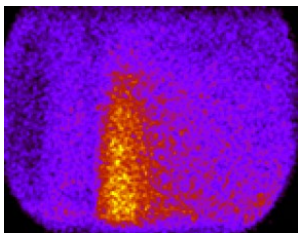


図 1 実験配置

その結果を図 2 および 3 に示す。これらの図はそれぞれ前置 PE のない場合およびある場合の減速材表面における熱および冷中性子の分布である。


図 2 前置 PE のない場合

前置 PE のある場合にはない場合と比較して、明らかに減速材全体にわたって熱・冷中性子が増大していることがわかる。


図 3 前置 PE のある場合

3. 結論

図 2 および 3 の領域全体の中性子の飛行時間分布から、熱および冷中性子の強度を積分して比をとると、前置 PE によって熱・冷中性子は 5 割以上強くなることが分かった。

*Seiji Tasaki[1], Mizuki Iriyama[1], Yudai Takita[1], Yutaka Abe[1,2]
[1]Kyoto Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:05 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N17-21] Severe Accident and Fuel Debris

Chair:Shun Hirooka(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2N17]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(6) Quantity Evaluation of Micronized Particles from Zr(O)+(U,Zr)O_2 Fuel Debris deteriorated by Oxygen-containing Gas

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N18]

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(7) Quantity Evaluation of Micronized particles from Glassy Fuel Debris Containing (U,Zr)O_2 Inclusions in Water

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Chiaki Shimoda[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[3,2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS, 3. U Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N19]

Confirmatory examination of neutron detection events in the early phase of FDNP accident

*KAN SAKAMOTO[1], Chisato Sakaguchi[1], Yoichi Endo[1], Katsuaki Sasa[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Shinya Mizokami[2] (1. NFD, 2. TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N20]

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with carbon additives

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1], Nozomu Murakami[2] (1. NDC, 2. MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N21]

Leaching behavior of elements from failed MOX fuel during wet storage

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Vincenzo V. Rondinella[2] (1. CRIEPI, 2. JRC-Karlsruhe)

5:55 PM - 6:05 PM JST | 8:55 AM - 9:05 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発
(6) Zr(O)+(U,Zr)O_2 燃料デブリの気中での長期にわたる微粒子発生量評価

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris
(6) Quantity Evaluation of Micronized particles from Zr(O)+(U,Zr)O2 Fuel Debris deteriorated by Oxygen-containing Gas

*鈴木 晶大[1]、三浦 祐典[1]、大内 敦[1]、川原田 義幸[2]、浦田 英浩[2]、川野 昌平[2,3※1]
[1]NFD、[2]東芝エネルギーシステムズ、[3]東大

福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリのうち Zr(0)+(U,Zr)O_2 の組成を有する燃料デブリの模擬材を用いて、組成、酸素分圧、時間等を変えた系統的な加速試験を実施した。空気中での化学的経年変化による微粒子発生量予測式にまとめ、1F の燃料デブリからの長期にわたる微粒子発生量を予測した。

キーワード：燃料デブリ性状、化学的経年変化、放射性微粒子、気中試験

1. 緒言 1F 燃料デブリは現在原子炉格納容器(PCV)内で窒素封入されているが、今後、燃料デブリ取出し時の負圧管理での空気侵入下や保管中に空気雰囲気下に置かれることが考えられる。金属性の Zr を有する Zr(0)+(U,Zr)O_2 組成の模擬燃料デブリの気中加速試験にてわずかな微粒子発生が認められており、その組成や酸素分圧によって発生量が変化することがわかっている[1]。本報では、Zr(0)+(U,Zr)O_2 に着目して長期にわたる微粒子発生予測式を推定し、1F 廃炉工程にわたる微粒子発生量を予測した。

2. 長期にわたる微粒子発生量予測式 前報[1]で微粒子発生速度が Zr/U 組成に依存することを報告したが、測定点を増やした結果、試料表層の Zr(0)比率が約 10%に達するまで微粒子は発生せず、しきい値を超えると Zr(0)比率と微粒子発生速度が比例した。また、試験温度を変化させた加速試験により微粒子発生の活性化エネルギーから加速試験の加速倍率を計算した。実時間が 35 年間相当に達するまで加速試験を実施したところ、微粒子発生速度は時間経過とともに若干減少し、試験後試料の表層の Zr(0)比率の減少に依存していることがわかった。また、任意の Zr(0)比率にて、微粒子発生量は環境中酸素濃度に比例した。これらの結果を Zr(0)+(U,Zr)O_2 の長期にわたる微粒子発生量予測式としてまとめた。

3. 廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測 現在より 15 年後に取出しを開始し、30 年後に取り出される Zr(0)−(U,Zr)O_2 の微粒子発生量の積算値を予測した結果を図 1 に示す。PCV 内が窒素雰囲気の間、及び取出しによる負圧管理にて酸素分圧が上昇しても燃料デブリが水分で覆われている間は、微粒子は発生しない。一方、取り出し後大気中に保管すると微粒子が発生し始め 60 年後の積算値で約 0.06mg/cm^2 の微粒子が発生する。ただし、取り出し後窒素中で保管すれば微粒子は発生しない。今後、各号機の廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測を基に、各廃炉技術における影響評価が進むことを期待する。

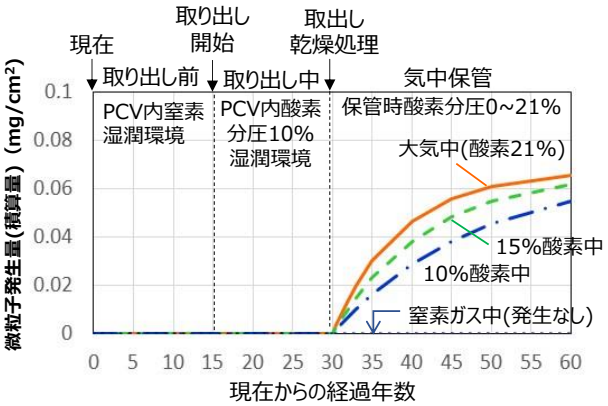


図 1 Zr(O)+(U,Zr)O_2 の廃炉工程に沿った微粒子発生量の積算値

参考文献 [1] 鈴木ら、2E05、原子力学会 2024 年春の年会

本研究は、経済産業省「「廃炉・汚染水対策事業費補助金」として、東芝エネルギーシステムズ株式会社が 2019～2022 年度に実施した「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）」の成果の一部である。

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[2,3※1]
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]U Tokyo ※1 2023 年 8 月より東京大学大学院

燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発
(7) $(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの水中での長期にわたる微粒子発生量評価

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris
(7) Quantity Evaluation of Micronized particles
from Glassy Fuel Debris Containing $(U,Zr)O_2$ Inclusions in Water

*三浦 祐典[1]、鈴木 晶大[1]、大内 敦[1]、下田 千晶[2]、浦田 英浩[2]、川野 昌平[2,3※1]
[1]NFD、[2]東芝エネルギーシステムズ、[3]東大

福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリのうち、$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの模擬材に対し、組成、平衡気相中酸素分圧、時間等を変えた系統的な加速試験を実施した。水中での化学的経年変化による微粒子発生量予測式を推定し、1F における燃料デブリからの長期にわたる微粒子発生量を評価した。

キーワード：燃料デブリ性状、化学的経年変化、放射性微粒子、水中試験

1. 緒言　燃料デブリが長期間おかれる環境下における経年変化（微粒子化）挙動を明らかにすることを目的として研究を進めている。前報[1]までに、$(U,Zr)O_2$介在ガラス状燃料デブリが水中環境にて、$(U,Zr)O_2$介在物、ガラス質および水中溶存酸素の3因子が揃った時に微粒子を発生させることや、その微粒子発生速度が組成や平衡気相中酸素分圧に依存することを確認した。本報では、前報からデータ点を追加する加速試験により長期にわたる微粒子発生予測式を推定し、1F廃炉工程にわたる微粒子発生量を評価した。

2. 長期にわたる微粒子発生量予測式　追加データの取得により、微粒子化は、$(U,Zr)O_2$ 介在物とガラス相の比率（介在物比率）が約 7 %～49 % の範囲で発生し、介在物比率 25.6 %の条件で最も微粒子発生速度が大きくなることを確認した。また、平衡気相中酸素分圧に対して微粒子発生速度は放物線則で変化した。長期挙動については、介在物比率 12.4 %の模擬燃料デブリに対して、実時間に換算して 10 年に達するまでの加速試験を実施したところ、時間の経過に応じて、微粒子発生速度が低下する傾向を確認した。これは時間とともに表層の微粒子化が進むことで、介在物比率が減少したことによるもの推定された。これらを $(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの長期にわたる微粒子発生量予測式としてまとめた。

3. 廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測　廃炉工程に沿った微粒子発生量の予測の一例を図 1 に示す。$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリは、酸素を含む水中環境のみで微粒子化が発生するため、現在の窒素脱気水中環境や、保管中の気中環境では微粒子が発生しないと推定される。取出し中に、作業中の負圧管理等によって平衡気相中酸素分圧が上昇した場合は微粒子が発生し、その発生量は、平衡気相中酸素分圧に依存する。今後、これらの結果が各廃炉工程や臨界管理等の設計・評価等に資されることを期待する。

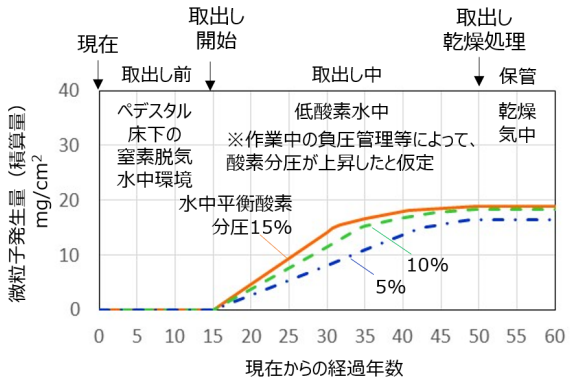


図 1　$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリの廃炉工程に沿った微粒子発生量の積算値※

図注釈　介在物比率 25.6%の$(U,Zr)O_2$ 介在ガラス状燃料デブリを 15 年後に取出し開始、50 年後に気中保管すると設定。確認範囲 10 年までの予測式のため微粒子化開始後 10 年以降は外挿評価。

参考文献[1] 三浦ら、2E06、原子力学会 2024 年春の年会

本研究は、経済産業省「「廃炉・汚染水対策事業費補助金」として、東芝エネルギーシステムズ株式会社が 2019～2022 年度に実施した「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）」の成果の一部である。

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Chiaki Shimoda[2], Hidehiro Urata[2], Shohei Kawano[2,3※1]
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]U Tokyo　※1 2023 年 8 月より東京大学大学院

福島第一原子力発電所の事故初期における中性子検出事象に関する確認試験

Confirmatory examination of neutron detection events in the early phase of FDNP accident

*坂本 寛[1]，坂口 知聡[1]，遠藤 洋一[1]，佐々 勝明[1]，溝上 暢人[2]，平井 睦[2]，溝上 伸也[2]
[1]NFD，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所の事故初期に正門付近において中性子が検出された原因は未だ不明である。検出の原因を試験的に確認するため、事故初期を模擬した照射済燃料試料の加熱試験を実施した。その結果、事故初期の 1500 ℃程度までの温度領域で放出された自発核分裂性核種が原因であることが示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故進展，中性子検出，照射済燃料，同位体

1. 緒言

これまでに多くの調査や解析が実施され、より確からしい炉内状況、燃料デブリの状態、核分裂生成物の放出経路等についての情報が取得されているが、現時点でも多くの未解明事象が残されている。3/13 早朝、及び、3/14 夜から 3/15 未明の中性子検出もその一つであるが、検出場所は原子炉建屋から約 1 km 離れた場所であること、検出された時間帯が実測・解析により予測される炉心損傷/溶融時期と一致することから、炉心損傷/溶融と関連した事象である可能性が指摘されている[1]。しかし、具体的な中性子源は不明であることから、本試験では事象解明の最初の取り組みとして、自発核分裂により中性子を放出するアクチノイド(An)核種の燃料ペレットもしくは燃料マトリクスからの放出に注目した照射済燃料試料の加熱試験を実施した。

2. 手法

国内商用炉で約 2000 日間照射された燃料棒から被覆管を含めた厚さ 2 mm のディスク状試料を乾式切断により取得して、外観観察、放射線測定（β・γ線、中性子線）の後に、0.9 %H_2-Ar ガス雰囲気において昇温速度約 5 ℃/min、最高温度約 1280 ℃もしくは 1440 ℃、保持時間約 2 h で加熱した。加熱は炉心管内で試料の上部に長さ 300 mm の Ta 製トラップ板を配置した縦型電気炉で行い、雰囲気ガスは炉心管下部から上部にガス流量 1.2 L/min で供給した。なお、蒸発/放出核種のトラップ板への回収を促進するため、試料位置から 300 mm 上部で約 150 ℃低くなる温度勾配を形成した。試験後は、試験後試料の外観観察、放射線測定、回収したトラップ板の付着物の ICP-MS 測定、α線測定、γ線測定を行った。

3. 結果

約 1280 ℃まで加熱した試料では加熱による外観上の変化はなく、An 核種の放出もごく微量であった。一方、最高温度 1440 ℃まで加熱した試料では、図 1 に示す様に燃料被覆管が粉砕する等の外観上の変化が大きく、かつ、An 核種の放出も増加した。この結果から、An 核種の放出は Cs と同様に比較的低温である 1500 ℃程度までの温度領域で起こることが確認された。また、各核種の付着量と自発核分裂の確率から中性子放出への寄与を比較したところ、Cm の同位体の寄与が支配的となった。今後、放出機構解明のため、燃料被覆管の役割や An 核種の放出形態などを明らかにしていく。

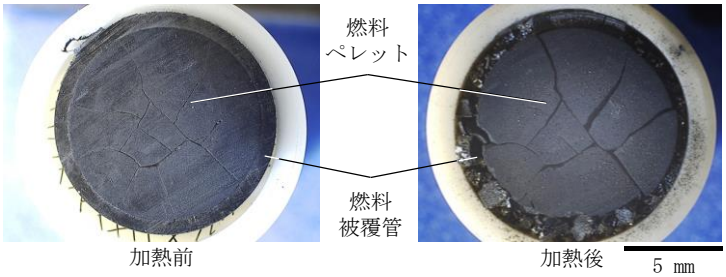


図1　加熱前後の試料外観

参考文献

[1] 東京電力ホールディング株式会社、「福島第一原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告 -第 6 回進捗報告-」、2022 年 11 月 10 日

* Kan Sakamoto[1], Chisato Sakaguchi[1], Yoichi Endo[1], Katsuaki Sasa[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Shinya Mizokami[2]
[1]NFD, [2]TEPCo HD

炭素添加窒化ウラン燃料の水蒸気反応試験

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with carbon additives

*柴﨑 京介[1]，榑松 繁[1]，村上 望[2]
[1]NDC，[2]MHI

窒化ウラン燃料を軽水炉へ適用する場合の課題である水蒸気との高い反応性の抑制を指向した既往研究において、無添加試料と比較して炭素添加窒化ウラン試料で水蒸気との反応性が抑制される傾向が確認されている。本研究では、炭素添加量をパラメータとして試作した窒化ウラン試料の水蒸気反応試験を行い、その結果、炭素添加量の多寡は水蒸気反応抑制効果に与える影響は小さい可能性が示唆された。

キーワード：窒化ウラン，核燃料，　水蒸気酸化，添加物

1. 緒言

窒化ウラン燃料は、二酸化ウラン燃料と比較してウラン密度や熱伝導率が高く、核燃料として優れた特性を有し、将来の原子炉燃料の候補として検討されている。一方で、高温で水蒸気と反応する特性が知られ[1]、軽水炉への適用に際しては、燃料リーク時の水分との反応による燃料の酸化・細粒化発生が課題となる。既往研究[2]では、無添加試料と比較して炭素添加窒化ウラン試料で水蒸気との反応性が抑制される傾向が確認された。本研究では、炭素添加による水蒸気反応抑制効果について更なる知見を獲得するため、炭素添加量をパラメータとした窒化ウラン試料を製作し水蒸気反応試験に適用した。

2. 試験

2-1. 試料作製

原料である金属 U 塊を UH_3 粉末とし、窒化処理により U_2N_3 を経由し UN 粉末の調製を行った。UN 粉末に C 粉末を混合した粉末、ならびに無添加試料用の UN 粉末単体を成形し、Ar 気流中で焼結を行った。

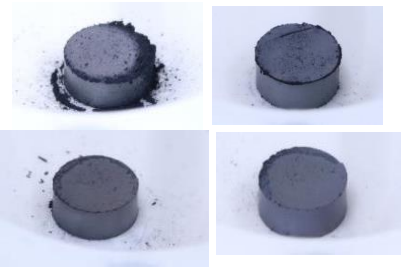


図 1　350℃240 分試験後試料例
(左上)0.25wt%C 添加　重量増 0.17wt%
(右上)0.50wt%C 添加　重量増 0.05wt%
(左下)0.92wt%C 添加　重量増 0.11wt%
(右下)1.40wt%C 添加　重量増 0.15wt%

2-2. 試験装置・条件

電気炉内で石英管を加熱・保温しながら、石英管入口側からフラスコにて沸騰させた純水を導入した。石英管内にはアルミナ製試料ボートを配置し、そのボート上にて試料を水蒸気と反応させた。水蒸気の導入、電気炉の昇温により試料近傍温度が所定温度に達した時点から所定の時間、水蒸気を導入し、電気炉内温度を所定温度に保った。

2-3. 結果

図 1 に試験後の炭素添加窒化ウラン試料の例を示す。無添加試料では 350℃に到達後 75 分で試料が粉体化したのに対し、炭素添加試料ではより長時間の 240 分間の水蒸気反応試験後も寸法形状を維持しており、反応が微小であることが確認された。炭素添加量によらず、各試料の試験前後での重量変化は同程度であった。

3. まとめ

炭素添加試料は、無添加試料の粉体化が生じた条件においても反応が微小であり、炭素添加により水蒸気反応が抑制される傾向が確認された。今回の試験条件の範囲内では、炭素添加量によらず試料の反応の進行度は同程度であり、炭素添加量の多寡が水蒸気反応抑制効果に与える影響は小さい可能性が示唆された。

参考文献

[1] S. Sugihara, S. Imoto, Hydrolysis of Uranium Nitrides, J. Nucl. Sci. Technol. 6(5)(1969)237-242
[2] 柴﨑ほか，日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2D08.

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1] and Nozomu Murakami[2]
[1]NDC, [2]MHI

湿式貯蔵時の MOX 破損燃料からの浸出挙動

Leaching behavior of elements from failed MOX fuel during wet storage

*園田 健[1]，稲垣 健太[1]，中村 勤也[1], D. Serrano-Purroy[2], V. V. Rondinella[2]

[1]電中研，[2]JRC-Karlsruhe

湿式貯蔵時の MOX 破損燃料からの浸出挙動を解明するため、ほう酸水中における使用済 MOX 輪切り試料の浸出試験を実施した。これまでに取得した使用済 UO_2 燃料や TMI-2 燃料デブリ試料の浸出挙動と比較し、MOX 燃料からの元素の浸出挙動の特徴について報告する。

キーワード：MOX 破損燃料、浸出試験、ほう酸水、UO_2 燃料、TMI-2 燃料デブリ

1. 緒言

軽水炉燃料は稀に、照射環境の変化による腐食発生、腐食性の核分裂生成（FP）による被覆管内面からの亀裂発生、等によりピンホール破損が発生する。これら破損燃料は現状、乾式貯蔵や再処理を行うことが出来ず、使用済燃料プールまたはピットに水中で長期保管されている。しかし破損燃料からの元素の長期の浸出挙動についての情報は少ない。また事故時の燃料デブリからの浸出挙動の情報も少ない。本研究ではこれまで BWR と PWR 使用済 UO_2 燃料、および TMI-2 燃料デブリについて異なる水環境での浸出試験を実施し、燃料中の各元素の浸出挙動および溶媒の影響を調査してきた[1]。今回、ほう酸水中における使用済 MOX 燃料試料の浸出試験を実施し、これまでの試験結果との比較から、MOX 燃料の浸出挙動の特徴を調査する。

2. 実験方法

JRC-Karlsruhe のホットセル内で、使用済 MOX 輪切り試料の浸出試験を行った。試験試料は、商用 PWR で局所燃焼度 : 56 GWd/tHM まで照射した MOX 燃料棒（製造法 : SBR 法、Pu 濃度 : 5.5wt%、結晶粒径 : 7-8.4μm）の輪切り試料（被覆管付、約 1.7g）を使用した。試験試料は室温にて 50cc のほう酸水:2g/L に浸漬し、常時攪拌した。0.1、 1、 6、 13、 34、 61、 103、 237、 320 日で溶媒を取り換えた。採取した溶液は 1mol/L の硝酸で希釈後に ICP-MS 測定を行い、溶出元素濃度を測定した。試料表面に形成される析出物の情報を得るため、ラマン分光測定を実施した。

3. 結果および考察

図 1 に使用済 MOX 輪切り試料からの U、Pu、 Cs、 Tc、Mo の浸出速度(mg/m^{2}d)の時間変化を示す。浸出試験後期の浸出速度を同試験条件の照射済 UO_2 輪切り試料の浸出試験結果と比較したところ、U と Pu の浸出速度はほぼ同等であり、ほう酸水中での U と Pu の浸出挙動は MOX も UO_2 と大きな違いはない傾向を確認した。他元素の挙動、および試料表面の析出物については当日報告する。

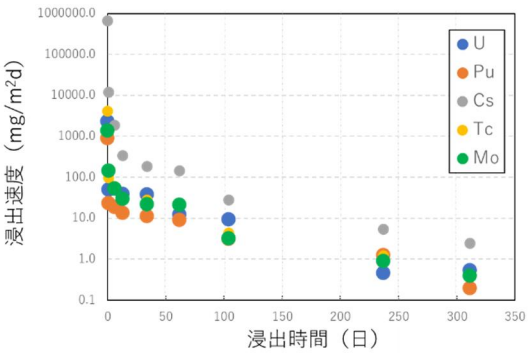


図 1 ほう酸水中での使用済 MOX 輪切り試料からの元素の浸出速度

参考文献

[1] T. Sonoda et al., Proc. of TopFuel 2019, Pages 257-262.

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Kinya Nakamura[1], D. Serrano-Purroy[2], and V. V. Rondinella[2]

[1]CRIEPI., [2]JRC-Karlsruhe.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:40 AM - 9:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

[2C17-23] Fukushima 3

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2C17]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Current Status of Radiation Monitoring based on KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2C18]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Enhancing sensitivity for measuring radioactive cesium deposition in the car-borne survey system, ASURA

*Jun Goto[1] (1. Niigata Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2C19]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Modeling on the integrated radiation air dose rate maps during 2011–2022

*Kazuyuki Sakuma[1], Hiroshi Kurikami[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Soichiro Tanimori[3], Fumiya Nagao[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. MIT, 3. AdvanceSoft)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2C20]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Analysis of time series using integrated map data developed after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; statistical evaluation of decontamination in agricultural land

*Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiaki Shikaze[1], Hiroshi Kurikami[1], Satoshi Mikami[1], Fumiya Nagao[1], Machida Masahiko[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C21]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(16) Development of a prediction model for ambient dose equivalent rate distribution based on environmental half-life profiles using LASSO

*Yoshiaki Shikaze[1], Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C22]

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(17) Characteristics of radiation detection device for sawmill line

*Norihiro MATSUDA[1], Kimiaki SAITO[1], Akihiro KAIMORI[2], Masayuki GOTO[3] (1. JAEA, 2. Wood structure prom. Inc., 3. G-tech Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2C23]

©Atomic Energy Society of Japan

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(18) Setting Discharge Limits using Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masanori Takeyasu[1], Tomonori Hokama[1], Shun Sato[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. Ibaraki Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質分布調査
(12) KURAMA-IIを活用した放射線モニタリング展開の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Current Status of Radiation Monitoring Based on KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMA-IIを活用したモニタリング技術の開発動向を紹介する。特定復興拠点における放射性物質分布可視化技術の展開の現状のほか、固定・可搬モニタリングポストへの応用、シングルボードコンピュータを利用した小型化、モニタリングネットワークへのLPWAの活用にむけた試験などの状況を紹介する。

キーワード：KURAMA-II, 特定復興再生拠点, モニタリングポスト, シングルボードコンピュータ, LPWA

1. はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は多彩な知見[3]と運用実績がある。将来の原子力災害も見据えたKURAMA-IIの研究開発の現状について紹介する。

2. KURAMA-IIに基づく特定復興再生拠点の農地の土壌汚染への対応

福島第一原発周辺の放射性物質で汚染された農地の回復のため、KURAMA-IIベースのシステムであるKURAMA-Xによる土壌汚染密度と分光的手法による土壌化学性の可視化が可能なロボットの開発が完了した [4][5]。令和3年度からは特定復興再生拠点等の高度な汚染が想定される地域への適用拡大とそのための研究開発が進行中である。大熊町内の除染後圃場の保全管理作業中に自動的に土壌汚染密度の測定が行われ、除染後圃場における放射性物質の面的・経時的な動態のデータが営農者に負担のない形で蓄積できることを実証した。特定復興再生拠点での営農再開に向けた社会実装の取り組みも進んでいる。圃場における放射性物質の分布の調査の現状や、圃場でKURAMA-Xにより発見されたホットスポットの詳細調査の結果を紹介する。

3. KURAMA-IIのシングルボードコンピュータ移行と自律ネットワーク対応の試み

既存のKURAMA-IIの機動性や汎用性を高めるため開発中の浜ホトC12137シリーズを利用可能なシングルボードベースのKURAMA-IIについての現状を紹介する。ドローン搭載といった社会実装に向けた取り組みの事例を紹介する。

令和6年能登半島地震では通信不具合による能登半島北部のモニタリングポスト最大18局の欠測が発生した[7]。機動的に展開可能なメッシュ型LPWAはこのような際の代替通信手段として活用が期待される局面である[8]。先に報告したWi-SUN FAN[9]の適用可能性試験[10]をさらに拡大し、Wi-SUN FAN対応超小型KURAMA-IIによる機動的なモニタリングネットワークの構築試験をおこなったので報告する。

参考文献：

[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[5] M. Tanigaki, Y. Inoue, S. Momota et al., Radiat. Prot. Dosim. **198**(2022)964-970.
[6] 青森県原子力センター, 青森県原子力センター所報 **17**(2022)39-48.
[7] 原子力規制庁, 令和6年能登半島地震における原子力施設等への影響および対応, 2024年1月10日.
[8] 谷垣実他, 日本原子力学会和文論文誌, **22**(2023)38-49.
[9] Wi-SUN Alliance, https://wi-sun.org/ja/fan/
[10] 谷垣実, 日本原子力学会 2023年度秋の大会, 2023年9月8日.

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質分布調査
（13）自動車走行サーベイシステム ASURA における
放射性セシウム沈着量測定の高感度化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Enhancing sensitivity for measuring radioactive cesium deposition
in the car-borne survey system, ASURA

*後藤 淳[1]
[1]新潟大学

指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA を開発し、福島第一原発事故被災地での自動車走行サーベイを継続的に実施している。本研究では、ASURA の沈着量測定用検出器の高感度化について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，自動車走行サーベイ，放射性セシウム

1. 緒言 原発事故被災地の効率的な除染及び汚染状況の把握と記録に資する事を目的として、ASURA を開発し、被災地での調査を継続して実施してきた。本発表では、下向きに向けた大型の遮蔽体付検出器を ASURA に追加することによる道路表面の放射性セシウム沈着量測定の高感度化について報告する。

2. ASURA について ASURA は、鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。従来、ASURA では検出器として浜松ホトニクス製放射線検出モジュール C12137-01（シンチレータサイズ 38×38×25mm）を用いてきたが、本研究ではこれらに加えて新たに下向き検出器としてより大型の検出器 C12137-10（シンチレータサイズ φ110×25mm）を 7 台目の検出器として追加した。

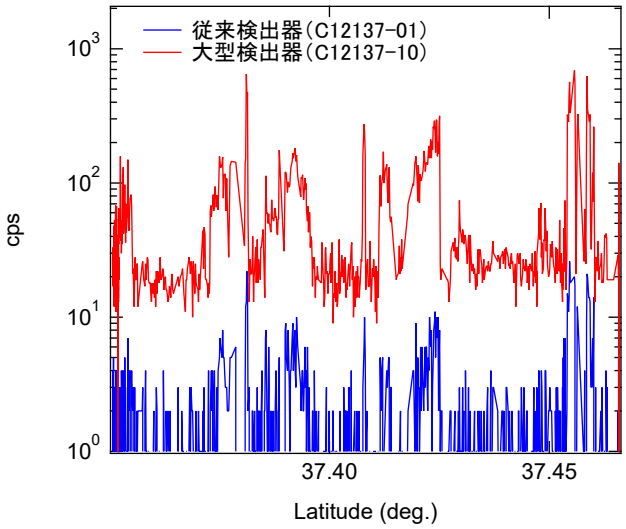


図 1．ASURA の下向き従来検出器及び追加した大型検出器による測定結果の比較。

3. 調査結果 大型の下向き検出器を追加した ASURA の測定結果の一例として国道 6 号線での測定結果を図 1 に示す。従来の検出器で得られた測定値（青線）と今回追加した大型検出器の測定値（赤線）の変化はとても良く一致しており、従来検出器と同様に沈着量測定に使用可能であることが分かった。

4. まとめと考察 大型検出器は高計数率のため統計誤差を小さくすることが可能となり、従来の検出器と比較して定量下限の大幅な改善が見込まれる。帰還困難区域内の特定帰還居住区域の除染などで今後、高汚染地域との往来が増えることが予想されるが、そうした往来による汚染の広がりの有無などの確認・監視のために今回の沈着量測定高感度化は有用であると考えている。

謝辞 本研究は JSPS 科研費 22K04983 及び福島復興支援会内藤賞の助成により実施した。

---

*Jun Goto[1]
[1]Niigata Univ.

福島における放射性物質分布調査
(14) 2011～2022 年における空間線量率統合マップ解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Modeling on the integrated radiation air dose rate maps during 2011–2022

*佐久間　一幸[1]，操上　広志[1], Haruko Wainwright[2], 谷森　奏一郎[3], 長尾　郁弥[1],
越智　康太郎[1], 眞田　幸尚[1], 斎藤　公明[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]マサチューセッツ工科大学, [3]アドバンスソフト

東京電力福島第一原子力発電所事故後、測定されてきた種々の空間線量率データ(歩行サーベイ、定点サーベイ、走行サーベイ、航空機サーベイ)に対し階層ベイズモデルを用いて空間線量率分布を統合したマップを 2011 年から 2022 年にかけて作成した。

キーワード：統合マップ、空間線量率、階層ベイズモデル、地球統計学、領域分割法

1. 緒言

事故初期から現在に至る詳細な空間線量率分布をより広範囲に長期にわたり整備することは、被ばく量のより確からしい推定の為に重要である。本研究では、Wainwright et al[1-2]により開発されたベイズ地球統計学手法を、避難指示区域解除の変遷を考慮しつつ、東京電力福島第一原子力発電所から 80 km 圏内及び福島県全域を対象に適用した結果を報告する。

2. 方法

歩行サーベイ及び定点サーベイの空間線量率の値を正として、地球統計学モデリングの一つであるクリギングを用いた空間線量率の空間分布を作成した。より広範囲で測定されている走行サーベイ及び航空機サーベイのデータを用いて階層ベイズモデルにより、空間線量率分布の推定を行った。対象地域は福島第一原子力発電所から 80 km 圏内及び福島県全域を対象としたため、領域分割法により並列計算処理、平均化を行った。2011 年及び 2012 年は歩行サーベイが存在しないため、定点サーベイのみを用いた。Wainwright et al では使用していなかった森林内における定点サーベイを追加した。

3. 結果

クリギングを行う際に算出するバリオグラムの変遷から除染に伴う空間線量率の不均一化、ウェザリング効果による均一化が示唆された。既往の研究では過小評価傾向であった森林域の空間線量率は、森林内の定点サーベイを用いることで再現性が向上した。作成された統合マップは 50m 解像度であり、異なる測定手法の空間線量率の変動を捉え、高精度かつ空間分解能の高い詳細な空間線量率マップを作成できた。今後、事故初期から近年にわたる被ばく量のより確からしい推定等への利用が期待される。

参考文献

[1] Wainwright et al (2017). Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69.
[2] Wainwright et al (2019). Journal of Environmental Radioactivity, 210, 105808.

---

* Kazuyuki Sakuma[1], Hiroshi Kurikami[1], Haruko Wainwright[2], Soichiro Tanimori[3], Fumiya Nagao[1], Kotaro Ochi[1], Yukihisa Sanada[1], Kimiaki Saito[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Massachusetts Institute of Technology, [3]AdvanceSoft Corporation

福島における放射性物質分布調査
（15）福島第一原子力発電所事故後に整備された統合マップデータを用いた時系列の解析；農地における除染の統計的な評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Analysis of time series using integrated map data developed after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; statistical evaluation of decontamination in agricultural land

*金 敏植[1]，佐久間 一幸[1]，志風 義明[1]，操上 広志[1]，
三上 智[1]，長尾 郁弥[1]，町田 昌彦[1]，斎藤 公明[1]
[1]JAEA

福島第一原子力発電所事故後に異なる手法により測定されたモニタリングデータに対し階層ベイズモデルを用いて空間線量率分布を統合した統合マップデータが整備された。本研究では整備された統合マップを用いて、農地における空間線量率経時変化をもとに面的な除染効果の統計的な評価を目的にデータの解析を行った。その結果、典型的な経時変化傾向や面的な除染による定量的な効果が確認された。

キーワード: 統合マップ、放射性セシウム、環境動態、空間線量率、除染

1. はじめに 福島第一原子力発電所事故 (1F 事故) 以降、放射線量等分布状況調査の一環として平成 23 年度から 80 km 圏内を中心に様々な測定方法を用いた大規模な空間線量率の分布調査が実施された。その一つの大きな成果として、異なる測定方法によるモニタリングデータに対し階層ベイズモデルを用いて、各測定方法によるデータ固有の特性を補正し、精度および空間分解能の高い空間線量率統合マップが整備された。一方で、1F 事故後、国・自治会では追加被ばくを抑えるため、汚染地域の 36 市町村において除染実施計画に基づく面的な除染を行った。そこで、本研究では飯舘村を対象として、前述の整備された統合マップデータを用いて、農地における空間線量率の経時変化を解析することで、面的な除染効果について統計的な評価を行ったので報告する。

2. 解析概要 本研究で評価する対象とした農地領域を図 1 に示す。飯舘村においては居住制限区域と避難指示解除準備区域における生活圏及び林縁部から森林側に概ね 20m 入った部分に対して 2012 年 8 月から 2016 年 12 月にかけて面的な除染作業が行われた。農地などの土壌面においては、表土の剝ぎ取り（3cm ～ 5cm）及び客土が実施されている。図 1 の対象領域における統合マップデータから特異データを除外した標準的な地点に対して空間線量率を規格化し解析を行った。

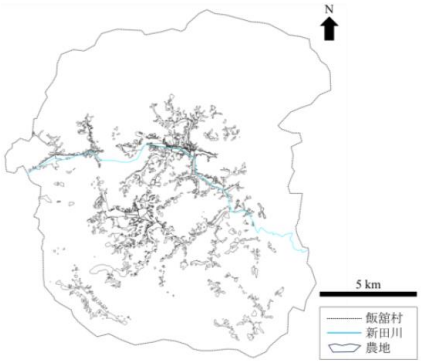


図 1. 対象領域

3.結果 整備された統合マップを用いて統計的な評価を行った結果、この地域においては 2013 年と 2015 年に特に集中して除染が行われたことを示唆する結果が得られ、除染による効果が定量的に確認された。

謝辞 統合マップ整備の関係者に多大なご協力を頂きました。また、この地域の除染情報を筑波大学恩田先生のグループから提供いただきました。ここに、深く感謝の意を表します。

---

* Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiaki Shikaze[1], Hiroshi Kurikami[1], Satoshi Mikami[1], Fumiya Nagao[1], Masahiko Machida[1] and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA.

福島における放射性物質分布調査
（16）LASSO を用いた環境半減期プロファイルを基にした空間線量率分布の予測モデルの開発

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(16) Development of a prediction model for ambient dose equivalent rate distribution based on environmental half-life profiles using LASSO

*志風 義明[1]，斎藤 公明[1]，三上 智[1]，町田 昌彦[1]，吉村 和也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

環境中空間線量率の将来予測のため、多成分の環境半減期を持つモデルを開発する。各成分の構成割合は KURAMA データを基に機械学習の一種 LASSO 解析により得た。規格化した各環境半減期の構成割合の条件別平均値を適用して空間線量率分布を予測し、その精度を統合マップとの比較で評価した。
キーワード：予測モデル、環境半減期、機械学習、LASSO、空間線量率、土地利用、KURAMA、統合マップ

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故後、空間線量率の分布が様々な方法で測定され、異なる手法で測定された結果をベイズ統計手法で統合したマップ（統合マップ[1]）等により公開されてきた。原子力機構では、環境回復を含む将来計画の策定や見通しに役立てるため、空間線量率の実際的な減少傾向を予測するモデルの開発・改良を進めている。従来、2 成分の環境半減期を持つ予測モデルが検討されていたが、最近では 3 成分以上の環境半減期の可能性が指摘されている。そこで、筆者らは多成分の環境半減期を持つ予測モデルの開発を進めている。

2. 方法　予測モデルでは 0.1 年から 50 年までの 50 種類設定した環境半減期の各成分に各構成割合を乗じた値の総和に物理減衰を考慮し、最後に定数を加えた式で空間線量率の予測値は計算される。まず、2011～2016 年における計 13 回の KURAMA システム（自動車サーベイ）による測定結果に対し、機械学習の一種である LASSO 解析[2-4]を行い、環境半減期の各成分の構成割合を得た。次に、規格化したその構成割合の条件別（初期の空間線量率区分及び土地利用）平均値からなる環境半減期プロファイル(図 1)を基に、事故初期を基準とした空間線量率の減衰割合の時間変化を計算した。続いて、2016 年の統合マップデータを起点に予測モデルによる上述の減衰割合の比(2022 年/2016 年等)を利用して、2017～2022 年の予測値を計算し同期間の実測に基づいて作成された統合マップデータと比較した。

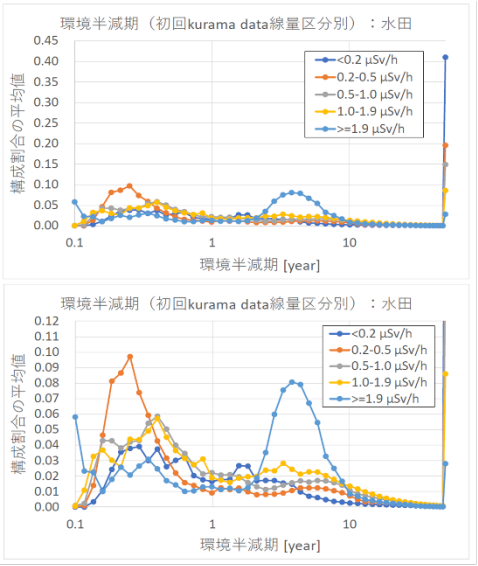


図 1　環境半減期プロファイル
[水田の例；下図は上図の縦軸を拡大]

3. 結果　統合マップとの比較により、本モデルは 2016 年を起点として予測した場合、2022 年までの空間線量率を平均数 10%以内の不確かさで予測できることを確認した。全体的に予測モデルの方が統合マップよりも低めに出る傾向があった。これは本モデルが空間線量率の減少が速い道路上で測定された走行サーベイ(KURAMA)データの解析結果に基づいている理由による。他に、純粋な森林では空間線量率の減少が遅くなり、都市環境での放射性セシウムの動態が複雑になる等を示唆する結果を本モデルは与えている。

参考文献

[1] Wainwright et al. (2018): Characterizing regional-scale temporal evolution of air dose rate after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, JER.189,213-220
[2] Liu et al., (2019): Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (4) Study on the ecological half-lives of ambient dose rates using car-borne survey data with fused LASSO algorithm, 日本原子力学会 2019 年秋の大会
[3] 斎藤 他, (2022)：福島における放射性物質分布調査 (16) 機械学習を利用した空間線量率経時変化モデルの開発，日本原子力学会 2022 年秋の大会
[4] Liu et al., (2019): A Study of KURAMA measurement data by sparse modeling, International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research (FDR 2019), Naraha, Japan

*Yoshiaki Shikaze[1], Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masahiko Machida[1] and Kazuya Yoshimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
（17）製材品ライン用放射線検知装置の性能評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(17) Characteristics of radiation detection device for sawmill line

*松田 規宏[1]，斎藤 公明[1]，貝守 昭弘[2]，後藤 昌幸[3]
[1]原子力機構，[2]木構造振興(株)，[3](株)ジーテック

木材中の放射性セシウムの放射能を検知するための装置「製材品ライン用放射線検知装置（以下、「放射線検知装置」という。）」の性能評価をモンテカルロ法計算コード PHITS により実施した。

キーワード：放射性セシウム，放射線検知装置，製材，PHITS

1. 緒言

本放射線検知装置は、福島県から出荷される木材製品等の流通等に係る正確な放射線量のデータ等情報を提供し、また風評被害を未然に防ぐために開発されたもので、福島県内の製材工場等に設置・導入されている。

2. 製材品ライン用放射線検知装置と PHITS シミュレーション

放射線検知装置の放射線検出部には、厚さ 75 mm のプラスチックシンチレータ（200 mm×75 mm×650 mm）と光電子増倍管が用いられており、セシウム 137 の崩壊に伴って放出される 662 keV のガンマ線を測定対象としている。外部からの放射線を遮蔽してバックグラウンド計数率を抑制するために、その周囲 5 面は鉄の遮蔽体で囲まれている。木材に沈着した放射性セシウムの濃度分布は様々であるため、モンテカルロ法計算コード PHITS を用いてその検出器出力の再現シミュレーションを実施した。放射線検知装置と製材の断面図を図 1 に示す。また、計算結果の例として、検出器出力（計数率の比）を図 1 下に示す。この計数率の比は、製材の断面に対してセシウム 137 が一様に分布しているときの計数率を 1.0 とし、局在・偏在しているときの計数率との比をとったものである。シミュレーションを通じて、需要の高い製材に関しては、基準となる一様分布の出力結果に対して最大で 10% 程度（図 1 は左下に局在・偏在した場合の 6%）の過小評価となる可能性が示された。

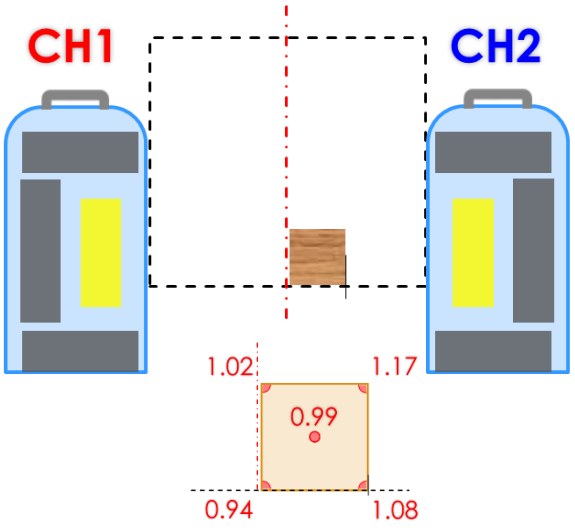


図 1　放射線検知装置の断面図と計算結果の例

3. 結論

本放射線検知装置に係る PHITS を用いた検出器出力の再現シミュレーションを実施し、単位長さあたりの放射能に対する計数率の変化や、濃度分布と計数率との関係等を明らかにし、木材に沈着した放射性セシウムの検知性能を評価することができた。

*Norihiro MATSUDA[1], Kimiaki SAITO[1], Akihiro KAIMORI[2] and Masayuki GOTO[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Wood structure prom. Inc., [3]G-tech Co., Ltd.

福島における放射性物質分布調査

(18) 公衆内部被ばく線量係数に基づく排気中・排水中の濃度限度導出

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(18) Setting Discharge Limits using Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public

*木名瀬 栄[1,2], 三上 智[1], 安藤 真樹[1], 志風 義明[1], 竹安 正則[1], 外間 智規[1], 佐藤 俊[1], 斎藤 公明[1]

[1]原子力機構, [2]茨大院

本研究では，公衆の内部被ばく線量係数を用いてわが国の法令等で規定される排気中･排水中の放射性同位元素の濃度限度を導出し現行法令等の値と比較した。その結果，内部被ばく線量係数の変更はもとより公衆の代表的個人の設定が排気中･排水中の濃度限度に大きく影響することを明らかにした。

キーワード：ICRP，内部被ばく，公衆，線量係数，代表的個人，排気中･排水中濃度限度

1. 緒言　計画被ばく状況下における環境への放射性同位元素の排出とその認可は，ガス状，粒子状または液状の放射性物質の計画/管理放出を対象とした国際原子力機関（IAEA）のGSG-9[1]などに規定されている。排出の認可上重要な放射線影響評価（REIA）結果を考慮しつつ導出する排出限度は，公衆被ばくのプロスペクティブ評価を踏まえた最適化が望まれ，公衆の線量限度または線量拘束値，公衆の代表的個人の線量評価に基づくのが一般的である。したがって，法令等において排出限度を放射性同位元素の濃度として規定する場合，公衆の代表的個人の線量評価パラメータ，とくに代表的個人の内部被ばく線量係数，換気量などの標準値を適用し，放射性同位元素それぞれに対して導出することになる。近年，わが国の放射線防護関係法令等の規範とする国際放射線防護委員会（ICRP）の刊行物において公衆の内部被ばく線量係数の改訂が予定されている。新しい防護規準の策定に資するため，本研究ではICRPが算定した公衆の内部被ばく線量係数を用いて排気中･排水中の放射性同位元素の濃度限度を導出し現行法令等の値と比較するとともに，公衆の代表的個人の線量評価パラメータが濃度限度導出に与える影響を定量的に調べた。

2. 方法　次の4ケースについて，ICRPの公衆の内部被ばく線量係数を用いて排気中･排水中の放射性同位元素の濃度限度を導出した。① 0歳から70歳までの期間，年平均1mSvの実効線量の被ばくを受ける同一の代表的個人（現行法令等で採用した6年齢群），② 0歳から70歳までの期間，年平均1mSvの実効線量の被ばくを受ける同一の代表的個人（ICRPの6年齢群），③ ICRPの6年齢群のうち，年間1mSvの実効線量の被ばくを受ける最もセンシティブな単一の年齢群の代表的個人（標準人），④ 年間1mSvの実効線量の被ばくを受ける，国連科学委員会（UNSCEAR）が定義する3年齢群荷重の代表的個人。代表的個人の換気量，水分摂取量（代謝水含む）は，ICRPや欧州食品安全機関の標準値[2]を参照した。

3. 結果　図にICRPの公衆内部被ばく線量係数を用いて導出した排水中の放射性同位元素の濃度限度を示す。また，比較のため，図には現行法令等の値もプロットした。化学形等の相違があるが，線量係数の変更にともない，硫黄35のように濃度限度が現行法令等の値に較べ30倍以上大きくなることが明らかになった。また，一般的に3年齢群で構成される代表的個人の変更は濃度限度の設定に大きく影響することがわかった。こうした傾向は，排気中の放射性同位元素の濃度限度も同様であることを確認した。

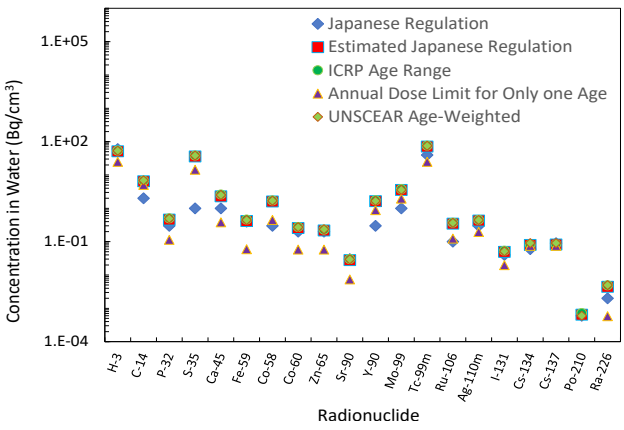


Fig. Comparison of Radioactive Discharge Limits to the Environment.

参考文献　[1] IAEA, GSG-9 (2018). [2] ICRP, Publ. 89 (2002).

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1], Yoshiaki Shikaze[1], Masanori Takeyasu[1], Tomonori Hokama[1], Shun Sato[1] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:45 PM - 5:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:45 AM - 8:50 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E10-13] Accident Progression

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2E10]

1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2] (1. Niigata Univ., 2. Institute of Energy Safety Technology, Ltd.)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2E11]

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20 on March 12th, 2011

*Penghui Chai[1], Kenichiro Nozaki[1], Shouichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPCO SYSTEMS Corporation, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2E12]

FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit-2 before and after the core damage using GOTHIC code

*Kenichiro Nozaki[1], Penghui Chai[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2E13]

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*Toshihiko Ohnuma[1], Jun Ueno[1], Takayuki Negishi[1], Ryota Yamamoto[2] (1. GNESC, 2. JAPC)

5:45 PM - 5:50 PM JST | 8:45 AM - 8:50 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

1F1 S/P ベントに伴う減圧沸騰とプール表面からの FP 再飛散による AC 配管汚染

1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface.

*日髙昭秀[1)]、岡田英俊[2)]
[1]新潟大学、[2]エネルギー安全技術研究所

福島第一 1 号機(1F1)における R/B1 階 AC 配管の汚染原因は、従来検討された真空遮断弁からの漏洩や S/P 水の沸騰による除染係数(DF)の低下では説明できない。JAEA の減圧沸騰時のエアロゾル再飛散実験との類似性から、格納容器ベント時の汚染された S/P 水の減圧沸騰に伴う飛沫同伴の増加で説明できる見通しを得た。

キーワード：福島第一原発 1 号機、AC 配管汚染、格納容器ベント、減圧沸騰、飛沫同伴

1. 緒言

1F1 は、事故中に格納容器(PCV)圧力が最高使用圧力を超えたため、PCV 保護のために 3/12、14:30 から 15:27 に S/P ベントによる減圧操作(0.74→0.52MPa)が行われた。その結果、放射性物質を含むベント流が AC 配管を流れ、汚染(R/B1 階における AC 配管の空間線量率は約 900mSv/h)されたとされている[1)]。この原因を調べた規制庁の「事故分析に係る検討会」では、D/W と W/W 間の真空破壊弁からの漏洩や、S/P 水沸騰時の除染係数(DF)低下による説明を試みたが、真空破壊弁の漏洩面積は十分に小さいこと[2)]、DF は S/P 水沸騰時でも低下しないこと[3)]が明らかになり継続審議となっている。そこで、演者らは、従来、影響が小さいと考えられ、あまり検討されてこなかった減圧沸騰に伴う飛沫同伴による説明を試みることとした。

2. 先行研究

JAEA の ALPHA 計画では、格納容器が加圧破損した場合に水プールの減圧沸騰により再浮遊するエアロゾル挙動に関する実験を行った[4)]。ARE001 では硫酸ナトリウム(Na_2SO_4)50kg を水 750kg に溶かした表面積 0.785m² の水プールを設置し、1.5MPa から大気圧まで 45 分で減圧させた。ARE002 では、同じ濃度の水 400kg を設置し、1.3MPa から 40 分で大気圧まで減圧させた。

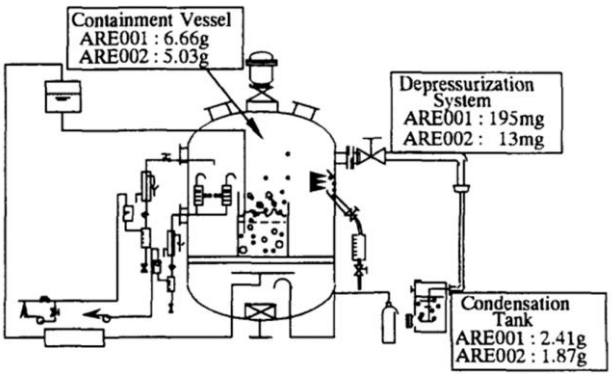


図 1 ALPHA 再飛散実験後の Na_2SO_4 質量分布

両実験とも減圧の間に水プールは約 20%減少した。図 1 に装置と実験後に測定した Na_2SO_4 の質量分布を示す。

3. ALPHA 実験結果の 1F1 事故への適用

ベント前後の圧力は実測値に一致し S/P 水温度は飽和温度と仮定する。ベント開始時の S/P の ^{137}Cs 量を炉心内蔵量の 30%[5)]とすると、S/P 水放射能量は 6.0×10^{16} Bq。AC 配管への沈着量は、プール表面積や配管断面積等の違いを考慮した ARE001 とのアナロジーから、$4.2\times10^{-5}\times6.0\times10^{16}$Bq=$2.5\times10^{12}$Bq（表 1 参照）。一方、無限平面から線量への換算を 1μSv/hr=0.00268kBq/m² とすると、900mSv/hr は 3.36×10^{11}Bq/m² に相当。無限平面と AC 配管線量測定体系との差を考慮すると、0.3m×π×10m×3.36×10^{11}Bq/m²=3.2×10^{12}Bq となり、ALPHA 実験から算出した沈着は、実測線量から逆算した量とほぼ一致した。

表 1　ALPHA 実験と 1F1 の比較

	ALPHA	1F1
プール水量	0.8m³	1750m³
プール表面積	0.785m²	553m²
水面上高さ	1m	4m
減圧時温度低下	100K	14K
配管直径	24mm	300mm
水蒸気となった水量	0.8×20%=0.16m³	1750×2.6%=45.5m³
ベントガス流速	0	3.6kg/s
水表面ガス流速	0.03m/s	0.0011m/s (ベント) 0.022m/s (沸騰)
配管沈着割合(炉心内蔵量比)	1.95×10^{-4} kg/50kg = 3.9×10^{-6}	$3.9\times10^{-6}\times0.023/0.03\times553/0.785/4\times24/300 = 4.2\times10^{-5}$

4. 考察と提言

1F1 と同様にベントされた 1F3 で同配管汚染が僅かだったのは、ベント時の S/P 水 FP 量が低かったためと考える。フィルタベント設計では、減圧沸騰に伴う水表面ガス流速増加と S/P 汚染水の飛沫同伴量増大を考える必要がある。

参考文献：1)1F 南東エリア高線量.pdf ,2)PowerPoint プレゼンテーション (nra.go.jp) ,3) doi:10.3327/taesj.J18.042, 4) Kudo, Int. Conf. on CV Design & Operation 1994. 5) https://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/app-chap04-1.pdf

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2], [1]Niigata University, [2] Institute of Energy Safety Technology, Ltd.

2011 年 3 月 12 日 10:20 頃の正門付近における線量率上昇要因の検討

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20 on March 12th, 2011

*チャイ プンフイ [1]，野﨑 謙一朗 [1]，末廣 祥一 [1]，
溝上 暢人 [2]，平井 睦 [2]，堀田 亮年 [2]，溝上 伸也 [2]
[1] 株式会社テプコシステムズ，[2] 東京電力ホールディングス株式会社

2011 年 3 月 12 日 10:20～10:40 に福島第一原子力発電所正門付近にて観測された高線量率の要因の解明に向けて、格納容器圧力の再現解析を通じて 1 号機からの気体の流出挙動を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所 1 号機，S/C ベント弁（AO 弁）小弁，線量率、GOTHIC コード

1. 緒言　図 1 に示す 12 日 10:20～10:40 の正門付近の線量率上昇は、10:17 から実施した 1 号機の S/C ベント弁（AO 弁）小弁（以下、小弁という）の開操作と関連している可能性があるが、このベント操作に伴う明確な D/W 圧力の応答は見られていない。この線量率上昇に繋がった放射性物質の放出経路（S/C ベント、又は原子炉建屋経由）の解明には、各経路から放出されうる放射性物質の量を推定して比較することが有効と考えられる。その前段として、1 号機格納容器からのベント又は直接漏えいによる気体の流出挙動を評価した。

2. 実施内容　実測値と整合した気体の流出挙動を評価するため、GOTHIC v8.4(QA)コードを用いて 12 日 14 時までの 1 号機 D/W 圧力の再現解析を実施した。解析結果を図 2 に示す。解析では、設計情報に基づいて格納容器、原子炉建屋、ベント配管を含めた解析体系を作成した。また、実測値及び既往の検討[1]に基づいて D/W からの気相漏えい、MCCI 等の事故進展シナリオを想定し、漏えい面積、気体の発生量等の条件は D/W 圧力の実測値を再現するよう調整した。これにより、原子炉建屋へ漏えいした気体の量、及び、小弁開操作のあった期間における D/W 圧力に影響を与えない程度の気体の流出量を見積もった。

3. 結論　1 号機 D/W 圧力再現解析を通じて、ベント又は直接漏えいによる 1 号機格納容器からの気体の流出挙動を評価した。この結果を基に、それぞれの経路から放出されうる放射性物質の量を推定し、その大小関係に基づいてこの時期の線量率上昇の主要因を検討する予定である。

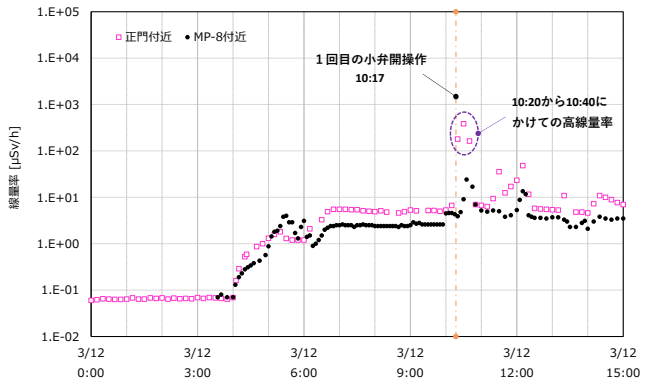


図 1　2011 年 3 月 12 日敷地内の線量率

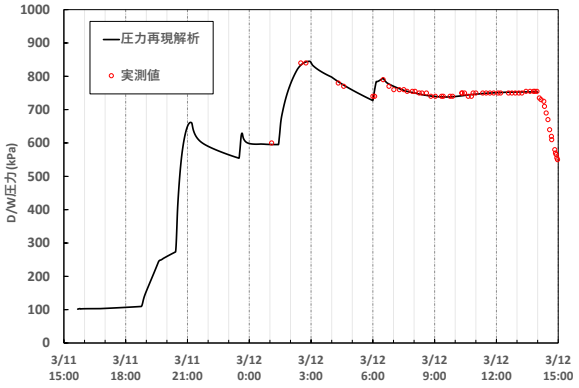


図 2　1 号機 D/W 圧力の再現解析結果

参考文献

[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 添付資料 1-6”，2022 年 11 月

* Penghui Chai[1], Kenichiro Nozaki[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

GOTHIC による福島第一原子力発電所 2 号機炉心損傷前後の D/W 内 FP 移行解析

FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit 2 before and after the core damage using GOTHIC code

*野﨑 謙一朗[1]，チャイ プンフイ[1]，末廣 祥一[1]，
溝上 暢人[2]，平井 睦[2]，堀田 亮年[2]，溝上 伸也[2]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所 2 号機で炉心損傷が進行した期間における D/W 内の流動及び FP 分布を解析し、これを D/W CAMS 指示値に変換した値と実測値との比較を通じて FP 移行挙動の推定を試みた。

キーワード：福島第一原子力発電所 2 号機，FP 移行，D/W CAMS 指示値，GOTHIC コード

1. 緒言　2 号機では事故進展期間における D/W CAMS 指示値が得られている。また、指示値に対応する代表的な揮発性核種の D/W 内（雰囲気中又は CAMS 表面を含む壁面上）の存在割合が MCNP コードで評価されている[1]。一方、指示値の変化の原因となった D/W 内の FP 移行挙動は明確ではないので、推定を試みた。

2. 実施内容　D/W 内の FP 分布の推定のフローを図 1 に示す。D/W 内の流動と FP 分布の解析には GOTHIC v8.4(QA)を使用した。流入させる FP として当時の代表的な線源であったと考えられる CsI エアロゾルを仮定し、エアロゾルの D/W 壁面や内部構造物への付着や離脱を考慮した。この結果と MCNP 評価結果[1]とを組み合わせて D/W CAMS 指示値を見積り、これと 14 日 22:40 時点の実測値とが概ね整合するまで流入させる CsI 量を調整した。調整後の D/W CAMS 指示値の計算値と実測値の比較を図 2 に示す。D/W 雰囲気中の FP が壁面等の構造物に沈着することで指示値の計算値が上昇する傾向が見られた。一方、指示値の上昇速度は過小評価しており、これを定量的に再現するためには RPV からの FP 漏えい時期等の境界条件、FP の沈着・離脱や粒径成長等のモデル、FP 分布から CAMS 指示値への変換方法等の不確かさについて検討が必要と考えられる。

3. 結論　実測された D/W CAMS 指示値を用いて事故当時の 2 号機 D/W における FP 分布の推定を試みた結果、評価対象期間中の CAMS 指示値の上昇傾向は定性的に再現された。定量的な再現に向けては、境界条件や計算モデル等の不確かさを検討する必要がある。

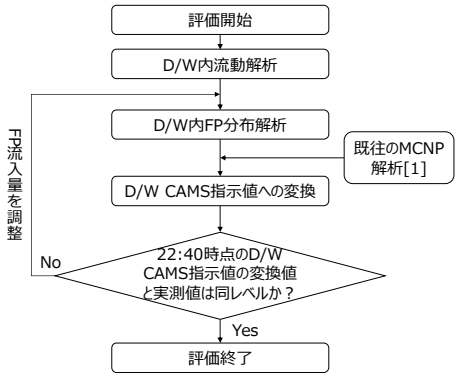


図 1　評価フロー

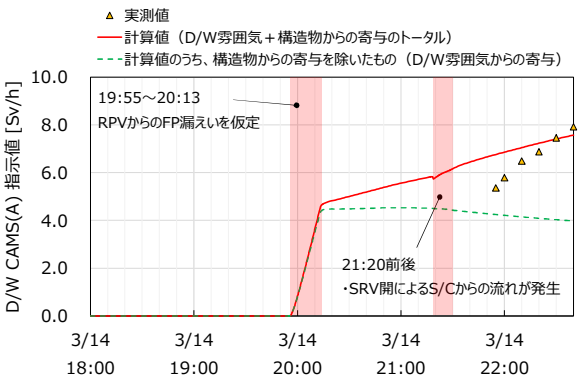


図 2　FP 流入量調整後の D/W CAMS 指示値の評価結果

参考文献

[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 添付資料 2-11”，2022 年 11 月

*Kenichiro Nozaki[1], Penghui Chai[1], Shoichi Suehiro[1], Masato Mizokami[2], Mutsumi Hirai[2], Akitoshi Hotta[2], Shinya Mizokami[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデル整備

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*大沼 俊彦[1]，上野 純[1]，根岸 孝行[1]，山本龍大[2]
[1]原電エンジニアリング株式会社，[2]日本原子力発電株式会社

アクシデントマネジメントガイドラインの拡充，PRAモデルで用いる機器操作時間の根拠等に活用していくため，東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデルを整備した。

キーワード：シビアアクシデント，アクシデントマネジメント，事故対策検討，MAAP4

1. 緒言

東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデルを整備したうえで，緩和策を考慮した事象進展解析を実施し，プラント挙動を評価した。解析結果の分析から事故時の緩和策に対するプラント挙動を把握し，事故対策検討等へ活用するための知見を得た。

2. BWR事象進展解析モデルの整備

東海第二発電所の設置変更許可申請書および工事計画認可申請書記載のプラント区画データ，安全設備データ，構造物データを基にMAAP4入力パラメータを作成し，BWR事象進展解析モデルを整備した。

3. BWR事象進展解析モデルの解析結果（例）

シビアアクシデントを想定した事故シナリオに対し，注水の方法，開始時刻，継続時間を変化させた解析を実施し，プラント挙動の変化を考察した。図1に解析結果（例）を示す。本解析では，全交流電源喪失時から所定の時間までRCICによる注水を継続した場合の，注水停止から各事象（TAF到達，炉心損傷）が発生するまでの時間の評価を行った。

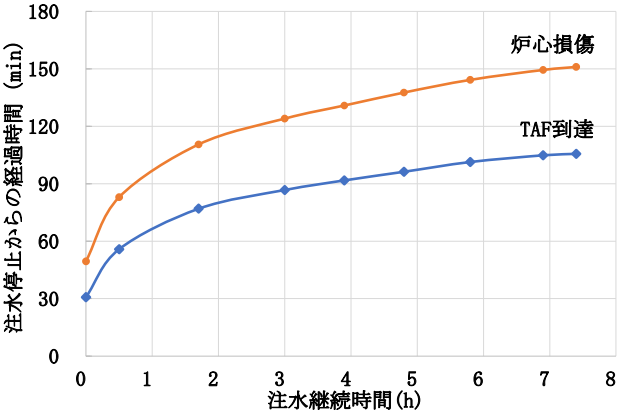


図1. 注水継続時間と注水停止からの経過時間

注水継続時間が長くなるにつれて，崩壊熱低下の影響によって注水停止後の事象進展が緩やかとなる傾向がみられ，RCICによる注水が1時間継続した場合には，初期注水がない場合に比べて，注水停止から炉心損傷までの経過時間がおよそ2倍近くとなることが確認出来た。

発表では，BWR事象進展解析モデルにより得られた他の解析結果の紹介も行う。

4. 結論

BWR事象進展解析モデルによる解析結果から事故対策検討に有用な知見を得た。今後，整備したBWR事象進展解析モデル及び解析結果を，アクシデントマネジメントガイドラインの拡充，PRAモデルで用いる機器操作時間の根拠等に活用していく。

謝辞：本発表のモデル整備及び解析実施にあたり，データ提供を含め多くの支援をいただいた日本原子力発電株式会社殿に感謝申し上げます。

参考文献

[1] 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（平成30年9月18日）
[2] 東海第二発電所工事計画認可申請書（平成30年10月12日）

*Toshihiko Ohnuma[1], Jun Ueno [1], Takayuki Negishi[1] and Ryota Yamamoto[2]
[1] Nuclear Engineering and Services Company., [2] The Japan Atomic Power Company.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 8:45 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D18-20] Critical Experiment Design

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2D18]

Exploring critical experimental configurations in the STACY facility based on a phenomenological parametrization of the Keff sensitivity profiles.

*Benjamin Dechenaux[1], Mariya Brovchenko[1], Satoshi Gunji[2], Shouhei Araki[2] (1. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN - France), 2. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Nuclear Safety Research Center)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2D19]

TEX-MOX experiments: final design of critical experiments to mimic MOX fuel in low moderation conditions

*Mariya Brovchenko[1] (1. Institut de Radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), France)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2D20]

Method for identifying integral experiments effective for uncertainty reduction

*Ryota Katano[1], Masahiro Fukushima[1], Cheol Ho Pyeon[2] (1. JAEA, 2. KURNS)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

Exploring Critical Experimental Configurations in the STACY Facility Based on a Phenomenological Parametrization of the Keff Sensitivity Profiles

*Benjamin Dechenaux[1], Mariya Brovchenko[1], Satoshi Gunji[2], Shouhei Araki[2]
[1]Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN-France), [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Nuclear Safety Research Center.

In the context of a longstanding collaboration between JAEA and IRSN, an innovative methodology, devised at IRSN, has been transposed to the design of critical experiments. Providing a parametrization of Keff sensitivity energy profiles to nuclear data, it is shown how the methodology proposed can serve as a powerful companion for the design of critical experiments, in the new STACY facility to validate neutronic simulations with heterogeneous moderation repartition.
Keywords: criticality safety, critical experiment, new STACY facility, missing fuel rods

1. Introduction

A methodology has recently been devised [1], that allows for a phenomenological description of the reactivity variations found for a fuel assembly in which fuel rods are removed at random positions. It has indeed been shown that for an (isolated) fuel assembly, a pair of variables is sufficient to completely describe the reactivity variations introduced by the random nature of the problem. This pair (N,S) is constructed as follows,

- N is the number of fuel pins withdrawn from the fuel assembly and corresponds to a measure of the global moderation ratio of the problem;
- S is constructed by counting the number of edges on the fuel assembly's lattice that marks the boundary between a lattice mesh element containing fuel and one that's empty (i.e. containing only water).

Subsequent work [2] has shown that this parametrization of the reactivity is accompanied by (and therefore can be explained by) a parametrization of the Keff sensitivity energy profiles to nuclear data associated of the problem.
These sensitivity profiles are important data in the realm of integral experiments, and this latter result therefore point towards a new and unforeseen application of the method initially proposed for criticality safety assessments, namely the design of critical integral experiments.

2. Application to the design of critical experiments in the new STACY facility

The new STACY facility [3] is a particularly adapted candidate to benchmark the applicability of the method developed at IRSN in the context of the design of critical experiments. Because the experiment is composed of a rectangular lattice of fuel rods, the pair of variables (N,S) introduced above form an adapted coordinate system to describe and pave the space of all of the possible experimental configurations. As such, they prove a convenient and powerful companion to help the design of integral experiments. The present work will therefore aim at showing how the coordinates (N,S) form an interesting asset to design critical experiment that match the need for validation of simulations codes and methods, in particular for systems with heterogeneous repartition of the moderation.

References

[1] B. Dechenaux et al., *Criticality Safety of Fuel Assemblies with Missing Fuel Rods*, Annals of Nuclear Energy, 198, 110273 (2024).
[2] B. Dechenaux, *Sensitivities of Configurations with Missing Fuel Rods*, Proceedings of the PHYSOR Conference, San-Francisco, USA (2024).
[3] S. Gunji et al., "Study on the Basic Core Analysis of the New STACY," Proceedings of the ICNC2023 Conference, Sendai, Japan (2023).

TEX-MOX experiments: final design of critical experiments to mimic MOX fuel in low moderation conditions

*Mariya Brovchenko[1]

[1]Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), PSN-RES/SNC/LN, Fontenay aux Roses, France

Abstract

The critical experiments with uranium-plutonium fuel in the intermediate energy range are needed to validate neutronic simulation for criticality safety for instance of the wet MOX powder. Three experiments using available ZPPR fuel plates at NCERC were designed to represent industrial configurations and minimize expected experimental uncertainties.

Keywords: MOX fuel, critical experiments, intermediate energy range, cooling system

1. Introduction

In the French MOX fuel cycle, several configurations considered in criticality safety are lacking in experimental validation. The goal of the TEX-MOX experiments [1] is to fill these gaps using existing fuel plates on the Planet vertical lift machine at the NCERC (National Criticality Experiments Research Center) in USA. First, a neutronic optimization allowed to maximize the representativity of these experiments compared to criticality safety configurations. Then, the thermo-mechanical issues of the design were addressed to ensure the feasibility and allowing to minimize the expected experimental uncertainties.

2. Representativity of industrial cases using the k_{eff} sensitivity to nuclear data

Three experiments were designed to provide a high k_{eff} sensitivity to ^{239}Pu and ^{240}Pu in the intermediate energy range, comparable to the sensitivities corresponding to the criticality safety validation needs in French nuclear facilities. This analysis was based using global and partial representativity coefficients C_k, using nuclear data covariance data, and SSR (Shared Sensitivity Ratio) [2], using only the sensitivity vectors, for specific target isotope-reaction couples identified as the most important in the validation of the industrial cases simulations.

3. Thermo-mechanical design

The decay heat produced by the mixed uranium-plutonium metallic plates that will be used in the experiments challenged the mechanical design that was optimized to handle this issue. An air intake cooling system was integrated in the aluminum support plates under each fuel layer. To maintain the temperature as low as possible (<40°C) and to have a small thermal gradient within the configurations, an active cooling system was designed and will be tested in September 2024. Additionally, the temperature distribution within the stack will be measured with fiber Bragg grating. Finally, the number of fuel layers (up to 24) and its large dimensions (> 50cm), challenged the mechanical solutions of the support plates and Planet table to minimize vertical gaps and ensure a good alignment of the stack. The experiments are planned to be executed in 2025 at NCERC, and the following experimental evaluation will undergo the ICSBEP review. In this paper will be presented the final design of the experiments along with their main characteristics as expected uncertainties, k_{eff} sensitivities to nuclear data, mechanical design of the cooling system and temperature measurements.

References

[1] M. Brovchenko, J. Bez, M. Daury, J.-C. Latche, Design of TEX-MOX critical experiments varying neutron spectrum, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, October 1-6 in Sendai, Japan

[2] M. Brovchenko, N. Arphant, Similarity of the PMM-2 critical experiments and criticality safety cases based on the k_{eff} sensitivity analysis, ANS Winter Meeting 2021, November 30–December 3, 2021, Washington, USA

不確かさ低減に有効な積分実験の特定

Method for identifying integral experiments effective for uncertainty evaluation.

*方野 量太[1], 福島 昌宏[1], 卞 哲浩[2]
[1]JAEA, [2]京大複合研

拡張バイアス因子法とスパースモデリングに着目し、データベースから核データ検証および設計値の核データ起因不確かさ低減に有効な積分実験を特定する方法を考案した。本提案手法を用いると少数で重要な積分実験を効率的に選択できることが期待される。

キーワード：拡張バイアス因子法, スパースモデリング, Lasso, 核データ起因不確かさ, 積分実験

1. 緒言　断面積調整法は、積分実験データを活用して設計対象システムの予測値の核データに起因する不確かさの低減を図る方法である。より多くの積分実験データを活用することで不確かさの改善が期待できる一方、どの積分実験データが有効かは理論式からは特定できない。設計で着目すべき実験はどれか、あるいは核データ検証に重要な実験はどれかを説明するためには、本質的に有効な積分実験データの特定が重要となる。ここで、将来的に実施すべき積分実験のうち、より有効な少数の実験が特定できれば、効率的な実験計画が立案できる（図 1）。本研究では、拡張バイアス因子法に Lasso 推定と呼ばれるスパースモデリング手法を組み合わせ、そのような特定を行う方法を提案する。

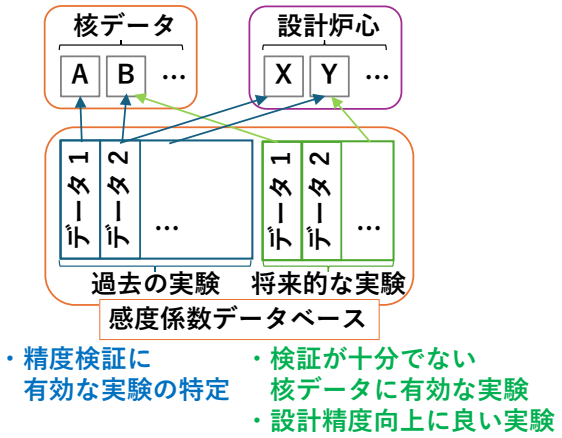


図 1 提案手法活用例

2. 手法　上述の問題は、多数の中からいくつかを選ぶ組み合わせ最適化問題となり、膨大な計算が必要になる。そこで本検討では、次のような方法を提案する。まず、断面積調整法を適用したときに得られる設計対象パラメータの不確かさが、拡張バイアス因子法によるそれと等しいことを示す。拡張バイアス因子法では、複数の積分実験データを結合した仮想的な単一の積分実験を考え、設計対象パラメータの不確かさ低減効果が最大となる結合係数を求める問題を解く。この問題はある目的関数の最小化問題として定式化できるが、Lasso 推定の援用（式(1)）によってスパースな結合係数が得られ、非ゼロ要素に対応する積分実験が不確かさの低減に有効であることが特定される。以上の方法により、複雑な組み合わせ問題をある目的関数の最小化問題に変換することができる。α は非ゼロ要素数を調整するパラメータであり、 α を大きくするほどより少数の実験が有効なものとして選択される。

$$J(x) \equiv -gMG^T x + \frac{1}{2}x^T(GMG^T + V_{e+m})x + \alpha \sum_k w_k |x_k| \quad (1)$$

g: 設計対象感度係数ベクトル,
x: 結合係数ベクトル,
k: 積分実験インデックス,
w_k: 適当な重み(詳細は発表時),
α: ハイパーパラメータ,
他の記号は典型的なそれと同じ

3. 応用例　相対感度係数の定義は、核データの相対変化量に対する設計パラメータの相対変化量として定義される。したがって、ある核データに対応する要素に 1 を持つベクトルを式(1)のg に取れば、核データ自体を設計対象パラメータとみなすことができ、提案方法によって核データ検証に有効な積分実験データの特定が可能となる。発表では、^{237}Np 捕獲断面積などのいくつかの核データに対する提案方法の応用例を示す予定である。

謝辞　本研究は JSPS 科研費（24K08301）の助成による。

*Ryota Katano[1], Masahiro Fukushima[1], Cheol Ho Pyeon[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G18-21] Technology of Sodium-cooled Fast Reactor Operations

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2G18]

Study on aerosol generation and supply technology

(1)Investigation of aerosol generation and supply technology with wet dispersion method

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Kai[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2], Hiroshi Seino[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19]

Study on aerosol generation and supply technology

(2)Performance confirmation on wet dispersion method using TiO_2 particles

*Kotaro Kai[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato [2], Hiroshi Seino [2] (1. Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(1)Investigation into cause of the trouble

*Shiota Yuki[1], Ariyoshi Hideo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21]

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU

(2)Selection of recovery approaches

*Hideo Ariyoshi[1], Shiota Yuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

エアロゾル発生・供給技術に関する研究
（1）湿式分散法によるエアロゾル発生・供給技術の検討

Study on aerosol generation and supply technology

(1) Investigation of aerosol generation and supply technology with wet dispersion method

*河口 宗道[1]，甲斐 康太朗[1]，澤 和弘[1]，佐藤 理花[2]，清野 裕[2]

[1] 北海道大学，[2] 日本原子力研究開発機構

Na 中における放射性物質（主に Cs 関係）のトラップ効果を解明するために、安定的なエアロゾルの発生・供給技術の確立に向けた研究を行っている。本発表では、主に湿式分散法の調査・検討結果を報告する。

キーワード：エアロゾル，Na 冷却高速炉，除染係数

1. 緒言

Na 冷却高速炉において燃料が破損・溶融し、炉心が崩壊するようなシビアアクシデントを想定した場合、破損・溶融燃料から放出される希ガスと Cs 等の核分裂生成物が混合気泡を形成して、Na 冷却材中を上昇しカバーガスに移行する現象が想定される。本現象を解明するため種々の試験研究[1], [2]が実施されており、主に除染係数が取得されている。しかし、Cs 関係のデータが不足しているため、JAEA で Na 中スクラビング試験（Na 試験）が計画されている。Na 試験に適用すべく、エアロゾルの発生・供給方法について検討した。

2. Na 試験におけるエアロゾル条件の検討

Na 試験では、エアロゾル（CsI または模擬物質等）を含む Ar ガスを Na 中に供給し、その後のカバーガスへ至るまでのエアロゾルの捕獲・移行挙動等を測定する。この際、Na 液位・温度、エアロゾルの組成、粒径等が試験パラメータとなる予定である。なお、粒径（中央径）は約 1 μm を目標としている。

3. エアロゾルの発生方法の選定

エアロゾルの発生方法は、主に①直接合成法、②乾式分散法、③湿式分散法に分類され、表 1 にその特徴等を整理した。Na 試験では、上述のエアロゾルの条件を試験パラメータにする計画であり、これを実現可能な方法として、本研究では湿式分散法を選定した。湿式分散法は、溶媒と溶質（エアロゾル）の組み合わせ、装置構成、諸条件（加熱温度、流量）等を適切に設定することにより、所定のエアロゾルを発生・供給することが可能である。

表 1. エアロゾルの発生方法

No	エアロゾル発生方法	原理[3]	調査結果	判定
1	直接合成法	物質を加熱や放電等で蒸気化した後、冷却して粒子を生成する	• 粒径：0.1～20nm • 粒子同士が凝集しやすい • 市販品を直接使用可	× × ○
2	乾式分散法	乾燥粉体に機械的な力（ブラシや振動等）を加えて、気中に粒子を発生させる	• 粒径：0.1～100μm • 湿分の影響を受けやすい • 市販品を直接使用可	○ × ○
3	湿式分散法	懸濁液を気中に分散し、乾燥（溶媒を除去）させて粒子を得る	• 粒径：0.2～5μm (懸濁液で制御可能) • 湿分の影響を受けない • 市販品等を組合せて使用	○ ○ △

4. 結論

本研究では、JAEA で計画されている Na 試験に適用すべく、エアロゾルの発生・供給方法について調査・検討した結果、湿式分散法を選定した。なお本研究は、経済産業省からの受託事業「令和 5 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] G. Berthoud, *et al.*, Nucl. Technol., 81:2, 257-277, 1988.　[2] K. F. Becker, *et al.*, Nucl. Eng. Des., 403, 112137, 2023.

[3] Y. Morimoto, *et al.*, Acc. Chem. Res., 46, 770-781, 2013.

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Kai[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2] and Hiroshi Seino[2] / [1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

エアロゾル発生・供給技術に関する研究
（2）酸化チタン粒子を使用した湿式分散法に関する機能確認

Study on Aerosol Generation and Supply Technology

(2) Performance confirmation on wet dispersion method using TiO_2 particles

*甲斐 康太郎[1]，河口 宗道[1]，澤 和弘[1]，佐藤 理花[2]，清野 裕[2]

[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

湿式分散法は、試験粒子を分散させた溶液を液滴として気中に噴霧・乾燥して試験エアロゾル粒子を得る方法である。本研究では、水中に分散させた TiO_2 粒子を使用して、湿式分散法に関する機能確認を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ソースターム，エアロゾル，湿式分散法

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉の被覆管破損事故では、破損燃料から放出されたガス／エアロゾル状の核分裂生成物（FP）が混合気泡を形成して Na 中を上昇する現象が想定される[1]。混合気泡の上昇時に FP の一部は Na にトラップされるため、本現象の指標となる除染係数（DF）の拡充が課題となっており、JAEA で Na 試験が計画されている。この Na 試験に向けて、湿式分散法を採用したエアロゾル発生・供給装置を構築し、その機能確認を行った。

2. 実験装置

本研究で構築した実験装置を図 1 に示す。上部に試験溶液を噴霧するアトマイザー、噴霧した液滴の溶媒を除去する加熱配管（100℃）と乾燥配管、下部にエアロゾル粒子を捕集するサンプラーを設置した。この際、溶媒（水）の除去効率が高くなるように装置構成及び条件（特に流量）を設定した。捕集後のエアロゾル粒子は、FE-SEM/EDS で直接観察するとともに、その後 ICP-AES で定量分析した。



図 1. 構築した実験装置

3. 機能確認結果

図 2 は TiO_2 粒子（約 1μmϕ）を使用した場合におけるエアロゾルの濃度及び粒径分布である。同図より、粒径 1.0–1.6 μm にエアロゾル濃度のピークが観測されることが分かる。また、捕集したエアロゾル粒子の直接観察（図 2 中の写真）からも約 1μm の TiO_2 粒子を確認した。

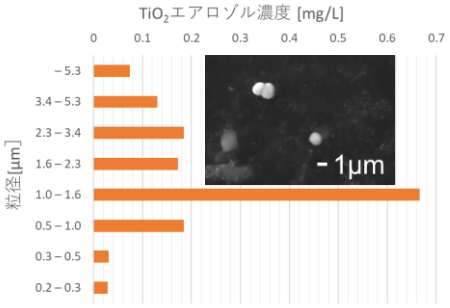


図 2. 捕集エアロゾルの濃度及び粒径分布の関係

4. 結論

湿式分散法を採用したエアロゾル発生・供給装置を構築し、TiO_2 粒子を使用して機能確認を実施した。その結果、概ね所期の粒径を得ることができ、当該装置の有効性を確認することができた。本研究は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 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] S. Miyahara, M. Kawaguchi, H. Seino, proc. ICONE2020-16208, virtual, Aug. 4-5, 2020.

---

*Kotaro Kai[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1], Rika Sato[2], Hiroshi Seino[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

もんじゅサーベイランス集合体取扱い中における不具合復旧の取り組み （1）原因調査の取り組み

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU
（1）Investigation into cause of the trouble

*塩田 祐揮[1], 有吉 秀夫[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

サーベイランス集合体の処理中に発生した燃料移送ポットの共吊り事象について、原因の特定に至る経緯をまとめたものである。

キーワード: 高速増殖炉、燃料取扱い、ナトリウム、もんじゅ Fast Breeder Reactor, Fuel handling, Sodium,MONJU

1. 緒言

もんじゅは 2023 年度から廃止措置計画の第 2 段階であるナトリウム機器の解体準備期間として、炉心にあるしゃへい体等の非燃料の炉心構成要素を水中燃料貯蔵設備へ移送する作業をおこなっている。

2023 年の「しゃへい体の処理・貯蔵作業」において、サーベイランス集合体を燃料洗浄槽に移送する際に、本来は炉心と炉外燃料貯蔵槽間での燃料等の移送にのみ用いる燃料移送ポットが、炉外燃料貯蔵槽から誤って共吊りされ、燃料洗浄槽に持ち込まれる事象が発生した。当初、ドアバルブの閉止不可事象として認知されたことから、しゃへい体等の取り扱いに伴う滴下したナトリウムの影響と考えられていたが、検討の中でナトリウム以外の干渉物の可能性が浮上したことから、原因調査を実施した。

2. 原因調査の取り組み

課題①：事象の把握

もんじゅナトリウム冷却高速増殖炉であり、使用している液体ナトリウムは化学的に活性であるため、液体ナトリウムを内包する機器およびそれらに接続する機器のバウンダリは高い気密性が求められる。加えて、液体ナトリウムは金属光沢を持ち不透明であるため、液体ナトリウム中の機器動作の目視はできない。これらの理由により、燃料取扱設備には気中・水中でのみ可動する機器を除きカメラなどの内部を目視する機能を有しておらず、目視不可の環境下で調査をする必要があった。

課題②：内部観察の方法及びリスク評価

事象を確実に特定するにはラインスコープ等を挿入し内部観察を行う必要があったが、メンテナンス孔はなく、機器を一部開放する方法を取らざるを得なかった。

また、そのような作業実績はないため、一般的な作業安全は元より放射線被ばくや設備に対する影響など、検討項目は多岐にわたるものであった。

3. 原因の特定

吊り上げ荷重等の運転パラメータを基に、本事象は、本来は炉心と炉外燃料貯蔵槽間における燃料等の移送に用いる燃料移送ポット（以下、「移送ポット」という）が、集合体と共吊りされ、装荷されていた炉外燃料貯蔵槽から燃料洗浄槽に持ち込まれていることが原因であると推定した。

原因を確実に特定すべく、構造図面等より干渉物の位置を割り出し、内部観察に最適な開放箇所及び作業方法を決定し、調査作業の結果、推定通り燃料移送ポットがスタックしていることを特定した。

調査作業における安全管理の面においても事前評価を超えるものは無く、計画通り完遂する事ができた。

*Yuki Shiota[1], Hideo Ariyoshi [1]Japan Atomic Energy Agency

もんじゅサーベイランス集合体取扱い中における不具合復旧の取り組み
（2）復旧作業の取り組み

Recovery experience from the trouble during the handling surveillance assembly in MONJU
（2）Selection of recovery approaches

*有吉 秀夫[1],塩田 祐揮[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

サーベイランス集合体の処理中に発生した燃料移送ポットの共吊り事象からの復旧過程について、調査から復旧に至るまでの取組みをまとめたものである。

キーワード:高速増殖炉、燃料取扱い、ナトリウム、もんじゅ Fast Breeder Reactor, Fuel handling, Sodium, MONJU

1. しゃへい体の処理・貯蔵作業における不具合

高速増殖原型炉もんじゅは 2023 年度から廃止措置計画の第 2 段階であるナトリウム機器の解体準備期間として、炉心にあるしゃへい体等の非燃料の炉心構成要素を燃料池へ移送する作業を行っている。

2023 年の「しゃへい体の処理・貯蔵作業」において、サーベイランス集合体（以下、「集合体」という）を燃料洗浄槽に移送する際に、本来は炉心と炉外燃料貯蔵槽間における燃料等の移送に用いる燃料移送ポット（以下、「移送ポット」という）が、集合体と共吊りされ、装荷されていた炉外燃料貯蔵槽から燃料洗浄槽に持ち込まれ、スタックする事象が発生した。

2. 復旧における課題

図 1 に、燃料洗浄槽に炉外燃料貯蔵槽から持ち込まれた移送ポットのスタック位置を示す。

この復旧にあたっては、大きく 3 つの課題があった。

①移送ポット内のナトリウム凍結

②グリッパアダプタの種類

③燃料出入機の走行不可

これらの制約により、通常の分解点検手順による復旧は不可能であった。

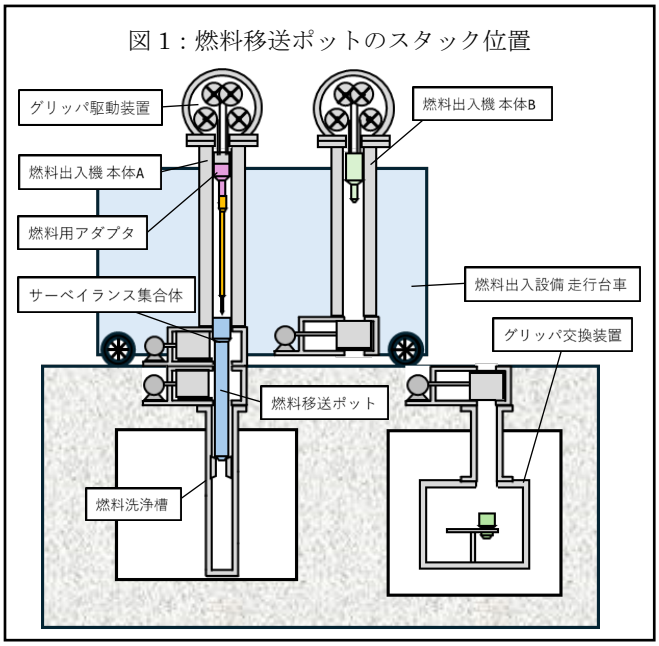


図 1：燃料移送ポットのスタック位置

3. 復旧作業

設備設計メーカーと協同で復旧方法を検討し、最終的に、以下の復旧方法を決定した。

①洗浄槽に保温材を追加した上で加熱し、移送ポット内のナトリウムを溶融させる。

②集合体を移送ポットに格納し、通路クレーン、プラバックを用いてグリッパ駆動装置を吊り上げ、グリッパアダプタを交換した後、駆動装置を復旧する。

③移送ポットと集合体を一体で吊り上げ、燃料出入機を走行可能とし、炉外燃料貯蔵槽に返還する。

本復旧作業により、廃止措置工程への影響を最小限としながら、無事故・無災害で設備復旧を完遂した。今回の経験から得られた知見や設備的な課題は、今後のナトリウム設備の解体や新型炉の設計に活かされると考える。

*Hideo Ariyoshi[1], Yuki Shiota[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:00 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

[2J09-12] Social Research & Communication 2

Chair:Reiko Kuwagaki(CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2J09]

Source and possession of information in public opinion on nuclear power

*RYO MOTONAGA[1], KAZUYA ITO[1], RYUTA TAKASHIMA[1] (1. Tokyo University of Science)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2J10]

Report on the Practice of Study Groups for Learning about Nuclear Disaster Prevention by Citizens' Groups

*Haruka Osugi[1,2] (1. The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum, 2. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J11]

Awareness Survey on the Health Effects of Earthquakes, Reconstruction, and Radiation (2023)
~Comparison of Attitudes in Tokyo and Fukushima~

*Nobuaki Yoshizawa[1], Yumi Ito[1], Yumiko Segawa[1], Kazumi Nakayama[1], Kosuke Shirai[1] (1. MRI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J12]

What do people think about discharging ALPS treated water into the sea?

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電世論における情報源と情報保有

Source and possession of information in public opinion on nuclear power

*元永燎[1]，伊藤和哉[1]，高嶋隆太[1]
[1]東京理科大学

原子力発電に関する情報保有は，政策選好と密接に関係する．本研究では回帰分析を行い，情報保有と各種情報源との関係性を分析した．結果として，情報源と保有している情報種別の関係に特徴が見られた．

キーワード：世論, 情報保有, 情報源, SNS, エネルギー政策

1. 緒言

エネルギー政策の導入において，世論の反応は重要である．世論の形成要素は，社会的背景や，リスク認知，ニュースなど様々である．特にエネルギー環境や原子力に関する情報は原子力発電の再稼働に対する賛否を二極化するという点で重要である[1]．現代において，このような情報を得ることができる媒体は，SNS やインターネットの発達により，多様化している．そこで，どのような情報源が情報保有と関係しているのかを分析し，原子力発電世論における情報源の役割を明確にする必要がある．

2. 実験と分析手法

本研究では，原子力に関する世論調査の結果データを使用した．世論調査は全国 200 地点（1 地点 6 サンプル）を，地域・市郡規模別の各層に比例配分し割り当て，15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われた．

本研究では，行われた世論調査の情報保有と利用している情報媒体に関する質問項目結果を主に使用した．具体的には，調査対象者が普段利用する情報媒体を 7 つに分類し，説明変数とし，目的変数である情報保有との関係性を分析する．情報保有の分類方法は 2 つある．1 つ目はエネルギー環境，原子力，放射線の 3 種類というように，情報を分野毎に分類した．2 つ目は情報がネガティブ，ポジティブ，中立的であるかという 3 通りに加え，情報が経済状況や事故などに関するものであるか，そうでないかという指標を追加し，全 6 通りに分類した．これらの目的変数に対し，重回帰分析を行った．

3. 結果と考察

情報の分野別の結果に関しては，特定の情報源と情報保有の関係性は確認されたが、「エネルギー環境」や「原子力」などの情報分野の違いで関係性に特徴は見られなかった．具体的には、「新聞」，「web ページ等」，「公共施設」に代表される能動的に情報を得るような情報源と情報保有の関係は強かったが、「SNS」，「TV」などの受動的に情報が入ってくるような情報源を持つ人々の情報保有は比較して低いことが分かった．

情報の性質別で重回帰分析を行った結果としては，経済状況などに左右されない普遍的な情報を持つ人が情報源を多く利用することが確認された．知識の基盤が豊富な人が高い情報感度を持つ傾向にあると考えられる．また「web ページ」，「SNS」という「検索機能」を持つ情報源の回帰係数の値が大きかった．「エネルギー環境」などの情報分野よりも「ポジティブ」などのイメージで検索行動は行われていると考察できる．

本分析の結果，原子力発電世論における情報保有には情報源が密接に関連している事が分かった．特に，人々の情報感度と情報源の利用方法の関係や検索行動において示唆が得られた．

参考文献

[1] Kahan, D. M., Peters, E., Wittlin, M., Slovic, P., Ouellette, L. L., Braman, D., & Mandel, G. (2012). The polarizing impact of science literacy and numeracy on perceived climate change risks. NATURE CLIMATE CHANGE, 2(October), 733-735.

---

*Ryo Motonaga[1], Kazuya Ito[1] and Ryuta Takashima[1]
[1]Tokyo University of Science

市民団体による原子力防災を学ぶ勉強会の実践に関する報告

Report on the Practice of Study Groups for Learning about Nuclear Disaster Prevention by Citizens' Groups

*大杉 遥[1,2]

[1]東日本大震災原子力災害伝承館，[2]東北大学

日常から防災に関心を持つ一般市民が主体となり、「原子力防災」を知ることを目的とした勉強会を開催した。本発表では、勉強会の内容および勉強会への参加者を対象に実施したアンケートの結果を報告する。アンケート結果から、身近な原発のリスクを知ることをきっかけに、放射性廃棄物や福島第一原子力発電所の廃炉などの対話の機会創出のきっかけになることが示唆された。

キーワード：原子力防災，放射線教育，リスクコミュニケーション

1. はじめに

「原子力防災」は、原子力発電所で事故が起きた場合における、放射線からの避難や防護といった身を守るための行動の知識である。2011 年 3 月に発生した東日本大震災および東京電力福島第一原子力発電所の事故では、地域住民は屋内退避や避難の行動を余儀なくされた。現在、日本には廃止措置を見据えた原子炉を含め約 60 基の原子力発電所が立地している。さらに、南海トラフ地震、首都直下地震などの大規模な災害が予測されており、今後も複合災害に伴う原子力災害への備えは必要不可欠である。一方で、原子力防災教育の普及・定着はされておらず、取り組みに地域差があることが課題である[1]。また、放射線および原子力エネルギーの利用は、今後も利益の享受が期待されており、放射線技術の利用とリスクの観点からも市民と対話の機会が必要であるが放射線教育の普及・定着も教育の機会に偏りがある。以上のような背景を踏まえ、一般市民が自分事として捉えやすいと思われる「防災」をテーマに原子力防災及び放射線の知識を学ぶ勉強会を実践したので報告する。

2. 勉強会の開催

本勉強会は、会場とオンラインのハイブリット型で行われ、合計 184 名が参加した。勉強会の主催は、一般災害の防災・減災に関心の高い一般市民によって構成させた団体であり、内部研修として勉強会を開催した。運営及び事前学習会・勉強会の企画には発表者は市民ともに内容の検討に関わった。また、勉強会への参加対象者は、これまで放射線や原子力の情報に触れる機会が少ないことが予想され、勉強会の内容を理解するために、事前に「放射線の基礎知識」や「原子力防災を知ることの必要性」に関する情報提供が必要と考えた。そこで、勉強会の参加者募集期間内に「事前勉強会」を２回開催した。その結果、事前勉強会後に参加者人数が増加する傾向が見られた。勉強会後のアンケート結果からは、原子力防災を知ることをきっかけに、過去の原子力災害の経験、原子力発電所の廃止措置、放射性廃棄物の最終処分などの課題についての興味関心が明らかになった。

3. 結論

原子力防災をテーマとした勉強会を活用することで、市民が原子力防災の情報を得るだけでなく、自分事に考える機会となった。また、参加者募集期間中に事前学習会を設けることで集客及び話題への関心を高める効果が期待できた。さらに、原子力防災の話題をきっかけに他の原子力分野の課題・話題への興味関心が明らかとなり、勉強会を継続することで多様なテーマの情報発信の機会に発展する可能性が示唆された。

参考文献

[1] 藤本登(2019) 「原子力防災教育の現状と課題」Bulletin of Faculty of Education, Nagasaki University, Combined Issue Vol.5,p203～216

---

*Haruka Osugi[1,2]

[1] The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum. [2] Tohoku Univ.

震災・復興・放射線の健康影響に関する意識調査（2023 年）
～東京と福島の意識の比較～

Awareness Survey on the Health Effects of Earthquakes, Reconstruction, and Radiation (2023)
～Comparison of Attitudes in Tokyo and Fukushima～

*義澤宣明[1]，伊藤優美[1]，瀬川優美子[1]，中山和美[1]，白井浩介[1]
[1] 三菱総合研究所

福島県の復興状況や放射線の健康影響に対する意識や関心・理解などに着目した継続的なアンケート調査を実施した。2023 年の調査では福島と東京での福島第一原発廃炉に関する意識の違いについて分析検討した。

キーワード：福島事故、放射線、健康影響、リスクコミュニケーション

1. 緒言

福島県の復興状況や放射線の健康影響に対する意識や関心・理解などに着目した継続的なアンケート調査を実施した。本研究では主に東京都民と福島県民の意識の比較結果を示す。

2. 調査方法

調査方法はインターネットアンケートで、東京都民（1,000 サンプル）、福島県民（500 サンプル）について実施した。調査対象は 20 歳から 69 歳の男女である。年代別には男女それぞれ東京都民 100 サンプル、福島県民 50 サンプルとした。調査は 2023 年 9 月 6 日～8 日に実施した。

3. 結果

東京都民について放射線の健康影響に関する理解は進んでいるが、今回の調査では東京都民及び福島県民ともに若い世代ほど廃炉についての関心が低いことが分かった（図 1 ）。20 代は 60 代の半分程度であった。

3. 結論

若い世代の廃炉への関心が低い状況が、今後も継続するのか引き続き確認する必要がある。関心が低い状況で放射線に関する懸念が話題化した場合、不正確な情報が拡散しやすくなる恐れもある。そのため関心の低下を防ぐ対応も重要になる。

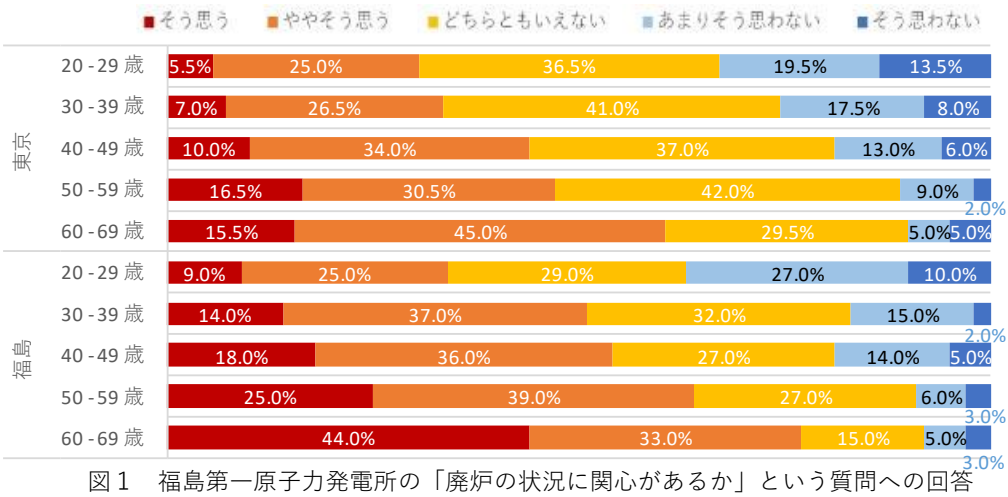


図 1　福島第一原子力発電所の「廃炉の状況に関心があるか」という質問への回答

参考文献

[1] 三菱総研、「震災・復興についての東京都民と福島県民の意識の比較」2024 年
（https://www.mri.co.jp/knowledge/column/20240306.html）
[2] 環境省、「放射線による健康影響等に関するポータルサイト」(https://www.env.go.jp/chemi/rhm/portal/)

* Nobuaki Yoshizawa[1], Yumi Ito[1], Yumiko Segawa[1] Kazumi Nakayama[1] and Kosuke Shirai[1]
[1]Mitsubishi Research Institute.

人々はアルプス処理水の海洋放出をどのように受け止めているか

What do people think about discharging ALPS treated water into the sea?

*北田 淳子[1]
[1]原子力安全システム研究所

処理水放出後、世論調査では海産物などへの影響の懸念が大きく低下し、風評被害も生じなかった。Web 調査では、人々は主にテレビで安全性について見聞きし、ニュースは安全性に問題がないと伝えていたと認識していた。中国の反対に関する報道は、安全だとする日本の見解の理解につながったことが示唆された。

キーワード：Web 調査、処理水放出、風評被害、安全性、中国、報道量

1. はじめに

ALPS 処理水の海洋放出に対し、中国が強く反対し、日本産水産物の輸入停止措置をとる中、2023 年 8 月 24 日放出が開始された。直後には中国からの迷惑電話など嫌がらせ行為がみられた。国内では事前に懸念された消費者による風評被害は生じなかった。人々の受け止めの実態を把握し、要因を分析した。

2. 調査概要

調査会社の登録モニターを対象に 2024 年 3 月 7 日～10 日に Web 調査を実施し、20 代～60 代を性年代ごとに各 200 人、計 2000 人の有効回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 認知度と情報接触： 中国の反対についての認知は、処理水放出開始についての認知と同様にきわめて高かった。放出の安全性に関する情報に多少とも接した人は 8 割と多く、その情報源は年齢層にかかわらずテレビがインターネットを大きく上回っており、受動的に接した情報といえる。

(2) 安全性についての認識： 処理水放出の影響を気にしていないのは「安全だという話を見聞きした」という積極的理由が最も多かった。「復興のためにやむをえない」「漁業者に風評被害を与えてはいけない」という福島第一原発事故で打撃を受けた地域や人々への配慮も理由となっていた。処理水放出についてニュースが伝えていた印象として「安全性に問題はない」が 6 割で、「問題がある」は 1 割だった。

(3) 中国に対する批判的見方： 「中国が処理水の安全性を認めないのは外交的・政治的意図」「中国の人々の反応は科学的根拠に基づいておらず理性的でない」と思う人は 8 割だった。「科学的根拠に基づく」は、処理水の安全性についての日本の説明の要点であり、国内では説明が受け入れられているといえる。これらの認識は中国への好感度と負の相関があり、批判的見方は中国への好感度の低さも一因と考えられる。

(4) ニュース接触との関係： ニュース接触が多いほど、安全性について見聞きし、処理水に関する知識があり、ニュースは安全性に問題はないと伝えていたと認識し、中国の対応を批判的にみるという緩やかな傾向がみられた。処理水放出の受け止めにはニュース接触が影響していることが示唆される。

G-search データベースの記事分析から、中国の一部の人々による嫌がらせ行為はテレビでも多く報道されていたことが確認された。中国の強い反対があったことで、安全だという日本の見解が、広報や広告だけでなく、報道のなかでも伝わったと考えられる。

**Atsuko Kitada1[1]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F18-22] Nuclear Data Application

Chair:Atsushi Kimura(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(1) Introduction of the Three-body Nuclear Force Project and Current Issues

*Tokio Fukahori[1], Hideaki Otsu[2], Seiya Sakai[2], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Futoshi Minato[3], Kimiko Sekiguchi[4] (1. JAEA, 2. RIKEN, 3. Kyushu Univ., 4. Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(2) Expansion into Applied Science and Nuclear Data Research

*Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Mikako Ogawa[4], Tokio FUKAHORI[2], Seiya Sakai[1], KImiko Sekiguchi[5] (1. RIKEN Nishina Center, 2. JAEA, 3. RARIS, Tohoku Univ., 4. Faculty of Pharmaceutical Sciences, Hokkaido Univ., 5. Department of Physics, Tokyo Institute of Technology)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20]

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(3) Development of a calculation system contributing to the consideration of production methods for Auger electron emitters

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Tokio Fukahori[2] (1. RIKEN, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2F21]

Production of JENDL-5 AMPX Continuous Energy Library

*Chikara Konno[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2F22]

Withdrawn

*Hideo Kawarada[1] (1. Independent)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

関口三体核力プロジェクト
（1）三体核力プロジェクト紹介と現状の課題

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(1) Introduction of the Three-body Nuclear Force Project and Current Issues

*深堀　智生[1]，大津　秀暁[2]，酒井　聖矢[2]，岩本　修[1]，岩本 信之[1]，湊 太志[3]，関口 仁子[4]

[1]原子力機構，[2]理研，[3]九大，[4]東工大

関口三体核力プロジェクト(TOMOE プロジェクト)では、核物性の発現機構を核子が 3 つ同時に作用して生じる三体核力から理解し、応用科学に展開することを目標とする。本報告では、本プロジェクトの概要と核データ創出につなげるための課題を紹介する。

キーワード：核データ，三体核力，原子核反応，医療用 RI

1. 緒言

関口三体核力（TOMOE）プロジェクトでは、原子核の物性（核物性）の発現機構を基礎から理解し、応用科学に展開することを目標とする。核物性を創り出す核力は、長い間、2 つの核子の間に働く二体核力のみで説明されていたが、その後の理論及び実験的研究により、核子が 3 つ同時に作用して生じる三体核力の考慮が必要であることが明らかになってきた。このような背景の元、本プロジェクトでは適切な標的とビームを用いて実験条件を制御する高精度実験を行い、理論を確立させ、三体核力を決定する。さらに、得られた核力を用いた量子多体精密計算法を開発することにより、核物性を記述する量子多体系シミュレーションツールを創出する。本研究プロジェクトを通じて、実測が難しい核物性の情報の予測精度向上が期待でき、これを用いた核データ評価を実現する。

本報告では、本プロジェクトの概要と核データ創出につなげるための課題を紹介する。

2. TOMOE プロジェクトの構成

TOMOE プロジェクトは、三体核力を少数核子系偏極実験及びカイラル有効場理論を組み合わせて決定し（A 班）、これを量子多体系精密計算（厳密多体計算法（B1 班）、密度汎関数法（B2 班）、原子核反応計算（B3 班））を駆使してシミュレートする。シミュレーション結果を冷却原子実験（C 班）で検証し、核データ計算手法に落とし込むことにより、医療用 RI 生成を軸に応用へ展開する（D 班）。これらの班の有機的な連携によって、核力から原子力の応用までの広範囲の分野にわたって横串を刺し、相互の発展を図ることを目指している。

現状では各班が、それぞれの特性を生かした研究を開始しているが、その成果は少々先になると思われる。ここでは、それぞれの班の目標などを紹介するとともに、現状検討が最も進んでいる核データについて、量子多体系シミュレーションに対する期待と、逆に、シミュレーションが発展した際の妥当性検証（V&V）へ提供できる核データについて取りまとめている。

謝辞

本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

*Tokio Fukahori[1], Hideaki Otsu[2], Seiya Sakai[2], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Futoshi Minato[3] and Kimiko Sekiguchi[4]

[1]JAEA, [2]RIKEN, [3]Kyushu Univ., [4]Tokyo Tech.

関口三体核力プロジェクト
（2）応用科学への展開と核データ研究

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(2) Expansion into Applied Science and Nuclear Data Research

*大津　秀暁[1]，岩本　修[2]，菊永　英寿[3]，小川　美香子[4]，深堀　智生[2]，酒井　聖矢[1]，
関口　仁子[5]

[1]理研，[2]原子力機構，[3]東北大 RARIS，[4]北大，[5]東工大

関口三体核力プロジェクト(TOMOE プロジェクト)は、原子核の物性の発現機構を基礎物理から理解し、それを応用科学につなげ展開することを目標としている。応用科学分野では、これらの物理量を核データを通して利用することが多い。プロジェクトでの応用科学展開と核データ研究の展望について紹介する。

キーワード：核データ評価研究 ， 三体核力，応用展開

1. 緒言

関口三体核力（TOMOE）プロジェクトでは、原子核の物性（核物性）の発現機構を基礎から理解し、応用科学に展開することを目標とする。核物性を創り出す核力は、長い間、2 つの核子の間に働く二体核力のみで説明されていた。しかし、その後の理論及び実験的研究により、核子が 3 つ同時に作用して生じる三体核力の考慮が必要であることが明らかになってきた。三体核力を考慮した核力理論に基づき、原子核を第一原理的に再記述する基礎科学とマクロな物質社会との橋渡しをする役割が D 班(応用科学への展開)に与えられた使命である。この実現には、応用展開の基盤である核データ研究分野との協力が不可欠である。本報告では、プロジェクトのうち D 班の概要と核データ研究との連携について紹介する。

2. 応用科学への展開

原子核の諸元をもちいた応用分野は、工業、農業、医薬学、宇宙地球科学、人文科学、考古学など、多岐にわたる。エネルギー工学分野に端を発した核データ研究は、原子核の諸物性、反応断面積の蓄積を経て多くの分野に貢献している。応用科学への展開の背後には、核データ研究分野の重要な取り組みがある。TOMOE プロジェクトでは、A~C 班が担う三体核力を相互作用の基本とした基礎科学を構築する。それを基に、現在核データ評価で仮定されている不確かな諸物性値を再検討することにより、核データの予言可能性を高めた形で提供することを目論む。それらの出口は多岐に渡るが、プロジェクト内では、核医学のための RI 製造とそのための核反応の記述、および 20 体系程度の散乱に注力する予定である。また、応用科学からのフィードバックを A~C 班にもたらすことで有機的な連携を図り、基礎となる核力の刷新を広範囲の分野にわたって共通認識化し、相互の発展を図ることを目指す。

謝辞

本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

* Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Mikako Ogawa[4], Tokio Fukahori[2], Seiya Sakai[1], and Kimiko Sekiguchi[5]

[1]RIKEN, [2]JAEA, [3]RARIS, Tohoku Univ., [4]Hokkaido Univ. [5]Tokyo Tech.

関口三体核力プロジェクト
（3）オージェ電子放出核種の生成法の検討に資する計算システムの開発

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

(3) Development of a calculation system contributing to the consideration of production methods for Auger electron emitters

*酒井 聖矢[1]，大津 秀暁[1]，岩本 修[2]，岩本 信之[2]，中山 梓介[2]，菊永 英寿[3]，深堀 智生[2]

[1]理研，[2]JAEA，[3]東北大

関口三体核力プロジェクト（TOMOE プロジェクト）では、核医学治療などにおいて有用な核種の生成法の検討に資する計算システムを開発している。本システムを用いて、α粒子までの軽粒子入射反応から医療用 RI であるオージェ電子放出核種の生成法を検討した結果を報告する。

キーワード：医療用 RI、オージェ電子放出核種、核種生成断面積、Thick Target Yield

1. 緒言

近年、α線やオージェ電子を放出する核種を用いた核医学治療が注目されている[1]。α線やオージェ電子はβ線と比べて線エネルギー付与が大きく、腫瘍の周りの正常細胞をほとんど傷つけない治療を可能にすると期待されている。特にオージェ電子放出核種は、α線放出核種と比べて娘核がさらに崩壊することが少ないという利点がある。オージェ電子放出核種は数多く存在し、その生成反応・経路も多様であるため、現状では実用上最適な核種やその生成法は確立されていない。また、三体核力を考慮した核データの精度向上への取り組みが進んでいる。以上の状況を踏まえて、オージェ電子放出核種の生成に関する幅広い可能性の比較検討に資するため、種々の核反応からの核種生成断面積や Thick Target Yield（TTY）を計算し、図示するシステムを開発した。

2. 手法・結果

開発したシステムでは、軽粒子（$n, p, d, t, {}^3\mathrm{He}, \alpha, \gamma$）入射反応からの任意の核種生成断面積や TTY を計算し図示することが可能である。反応断面積の計算には核反応モデル計算コード CCONE[2]を用いている。また、図示する際には CCONE の計算値を ENDF-6 フォーマットに変換したものを読み込む。このため、JENDL や TENDL 等の、ENDF-6 フォーマット形式の既存の核データライブラリ値も図示し、比較することが可能である。入射粒子や入射エネルギー、標的（天然組成含む）は選択可能で、複数の核種生成断面積の和（例：^{77}Br +^{77}Kr（半減期 1.24 時間で ^{77}Br に崩壊））も出力可能である。このシステムを用いて、今回はオージェ電子放出核種に対し、その最適な生成法を検討した。例えば入射エネルギーの範囲を 1 - 50 MeV とし、天然組成の標的を使用した場合、オージェ電子放出核種の 1 つである ^{77}Br の核種生成断面積はα+^{75}As が 25 MeV 付近で最大となるが、TTY は同位体分離を考慮すると p+$^{\mathrm{nat}}$Se が最大となることが分かった。当日の発表では、その他のオージェ電子放出核種の生成法を検討した結果についても報告する。そして今後、核データの精度向上に向けて、本システムをオージェ電子放出核種以外の核種にも適用する予定である。

謝辞　本研究は JST ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] D. Filosofov *et al*., Nucl. Med. Biol. 94-95, 1-19 (2021).

[2] O. Iwamoto *et al*., Nucl. Data Sheets 131, 259-288 (2016).

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Hidetoshi Kikunaga[3] and Tokio Fukahori[2]

[1]RIKEN, [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

JENDL-5 の AMPX 連続エネルギーライブラリ作成

Production of JENDL-5 AMPX Continuous Energy Library

*今野　力[1]

[1]JAEA

SCALE6.2 付属の AMPX-6 コードを使い、JENDL-5 の 20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX 連続エネルギーライブラリを作成した。テスト計算で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, AMPX 連続エネルギーライブラリ, AMPX-6, SCALE6.2

1. 緒言

米国の原子力安全解析コードシステム SCALE6.2 は日本でも広く使われているが、付属している AMPX 連続エネルギー(AMPX CE)ライブラリは米国の核データライブラリ ENDF/B から作成されたものだけであった。そこで、SCALE6.2 付属の AMPX-6 コードを使って JENDL-5 の 20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX CE ライブラリを作成したので報告する。

2. 作成方法

JENDL-5 の種々のサブライブラリのうち、20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX CE ライブラリを作成した（SCALE は m2 核種を扱うことができないので、m2 核種は除外し、熱中性子散乱則データも SCALE6.2 で扱えるデータのみ作成)。処理コードは SCALE6.2 に付属の AMPX-6 コードを使用し、その入力ファイルも SCALE6.2 に付属の ExSite コードで作成した。ライブラリ作成条件は、SCALE6.2 付属の AMPX CE ライブラリと同じ、温度：293, 565, 900, 1200, 2400 K、非分離共鳴の背景断面積：10^{8}、10^{6}、10^{5}、10^{4}、10^{3}、10^{2}、10、1、10^{-6} b（^{90}Y を含み、^{90}Y より軽い核種)、10^{8}、10^{6}、10^{5}、$2x10^{4}$、$1x10^{4}$、$5x10^{3}$、$2x10^{3}$、10^{3}、6400、320、160、120、80、60、40、30、20、15、10、8、6、4、2、1、0.01、10^{-6} b（^{90}Zr を含み、^{90}Zr より重い核種)。AMPX-6 の主な処理フローを図 1 に、作成した ^{235}U の全断面積を JENDL-5 の ^{235}U の ACE ファイルの全断面積と共に図 2 に示す。

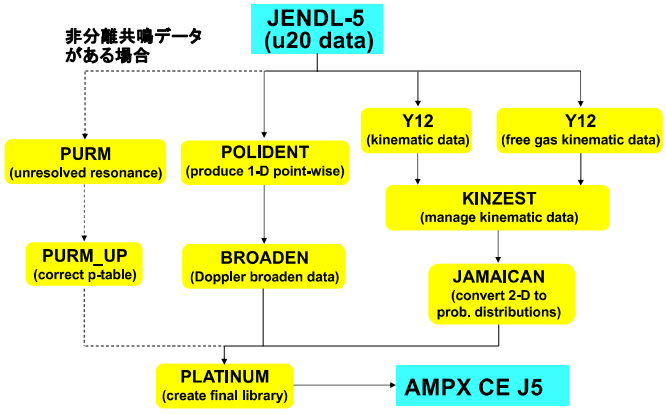


図 1 AMPX-6 処理フロー

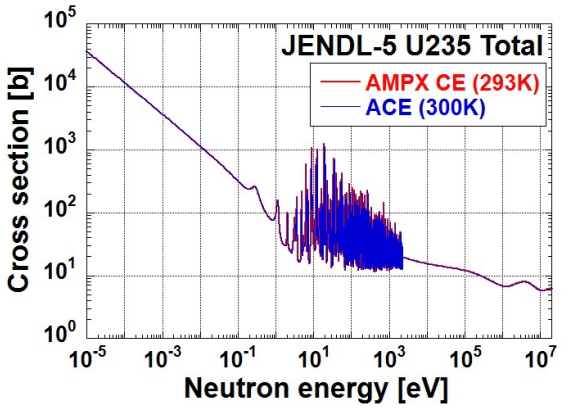


図 2 ^{235}U の全断面積

3. テスト計算

ICSBEP に入っている 120 の臨界実験（2022 年に公開された JEFF-3.3 の AMPX CE ライブラリのテストで用いられた実験）[1]の解析を、今回作成した JENDL-5 の AMPX CE ライブラリと SCALE6.2 を用いて行い、作成したライブラリに問題がないことを確認した。

4. まとめ

JENDL-5 の 20 MeV 以下の中性子サブライブラリと熱中性子散乱則データから AMPX CE ライブラリを作成し、テスト計算で問題がないことを確認した。今後、作成した AMPX CE ライブラリを公開する。

参考文献 [1] A. Jiménez-Carrascosa, et al. EPJ Web of Conferences 284, 14009 (2023).

*Chikara Konno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2024 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 7:55 AM - 9:15 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[2K17-21] Vitrification 2

Chair:Hironori Onoe(NUMO)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2K17]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(128) Formation Reaction of Yellow Phase in Cold Cap

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2K18]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(129) Structural investigation of borosilicate glasses by using XAFS measurement in soft X-ray region

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Shibata[2], Kazuo Kojima[2], Takehiko Hasegawa[3], Seiichi Sato[3], Akane Fukaya[4], Kiyoshi Hatakeyama[4] (1. JAEA, 2. SR center, Ritsumeikan Univ., 3. Inspection Development Co., 4. E&E Techno Service Co.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2K19]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(130) Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material (4)

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Nanako Katsuoka[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K20]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(131) Applicability evaluation of glass melter for diversity of HLW

*Atsumi Miyajima[1], Kunihiko Nakano[1], Hiroki Izumi[1], Haruka Tada[1], Toshiro Oniki[1] (1. IHI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K21]

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(132) Reaction of insoluble residue in cold cap(2)

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. CRIEPI)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(128) 仮焼層におけるイエローフェーズの生成反応

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(128) Formation reaction of yellow phase in cold cap

*宇留賀 和義，宇佐見 剛
電力中央研究所

イエローフェーズの主成分である Na_2MoO_4 の仮焼層での生成温度や化学形態の変化を，ルツボ規模の基礎試験で明らかとした。

キーワード：ガラス固化，高レベル放射性廃液，イエローフェーズ，仮焼層，モリブデン酸塩

1. 緒言

高レベル放射性廃液成分のガラスへの高充填化では，Na_2MoO_4 を主成分とする水溶性の分離相（イエローフェーズ（YP））の析出が課題の 1 つに挙げられている。既往の研究 [1]において，YP は仮焼層において廃液に含まれる $NaNO_3$ と Mo 酸化物が反応することで形成されること，廃液と共に供給する原料ガラスを粉末化することで YP の形成量が減少することが示された。一方，YP が減少する理由としては，$NaNO_3$ が Mo と反応する前に原料ガラスとすべて反応するためと解釈された。本研究では，仮焼層中での YP の形成反応をより詳細に理解するため，様々な温度下で原料ガラスと模擬の高レベル廃液の混合物を加熱する試験を行い，加熱後の試料に含まれる YP 量を定量分析して反応挙動を調べた。

2. 試験方法

使用した模擬廃液は 25 元素を含む 2 mol/L の硝酸溶液で，白金族元素の Ru，Rh，Pd はそれぞれ Fe，Co，Ni で代替した。原料ガラスには六ヶ所再処理工場で使用される平均粒径 2 mm のガラスビーズおよびビーズを 63μm 以下の粉末にしたものを使用した。廃液をあらかじめ 250℃のホットプレート上で乾固してから乳鉢で粉末化した後，粉末試料単独あるいは原料ガラスと均一に混合してアルミナルツボに投入した。電気炉にて混合試料を所定温度で所定時間加熱した後，室温下で空冷し，X 線回折に供した。その後，試料を水に浸漬して YP を溶出させ，Mo 等の濃度を ICP-AES で分析した。

3. 試験結果

各温度で 3 時間加熱した試料からの Mo の溶出割合（Mo 投入量に対する水への溶出量の比）を図 1 に示す。廃液成分単独あるいはガラスビーズを使用した場合，溶出割合は類似の挙動を示し，500℃から立ち上がり，温度の上昇に伴って単調に増加した。一方，ガラス粉末を使用した場合，500～550℃で最大値となる約 50%の Mo が溶出したが，それ以上の温度では溶出割合は減少した。Mo の溶出挙動を詳しく調べるため，加熱時間を変化させた試験を行った結果，図 2 に示す通り，いずれの温度でも加熱初期において Mo の約 50%が溶出するが，加熱時間の延長に伴って溶出割合は低下し，少なくとも 550℃以上では最終的にほぼゼロとなることがわかった。X 線回折の結果から，この変化は Na_2MoO_4 から $LiCaCeMo_3O_{12}$ などのアルカリ土類や希土類主体の不溶性モリブデン酸塩への転換と考えられた。これらの結果を整理すると，①たとえガラスを粉末化しても $NaNO_3$ のすべてがガラスと反応せず，一部は Mo と反応して YP を形成する，②ただし，ガラスと $NaNO_3$ の反応効率が上がっているため YP を形成する Mo の割合は低下する，③YP（Na_2MoO_4）は仮焼層中では不安定であり，より安定な不溶性モリブデン酸塩へと転換するが，この反応の進行には Na の受け取り手となる原料ガラスとの接触効率が重要となる。ガラスの粉末化で YP が減少するのは②および③の効果といえる。

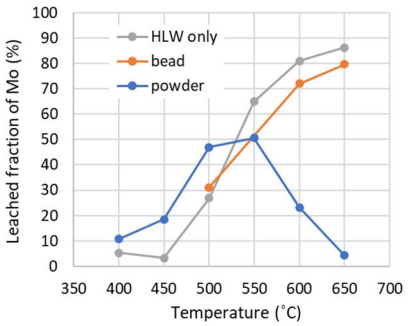


図 1 YP を形成した Mo の割合

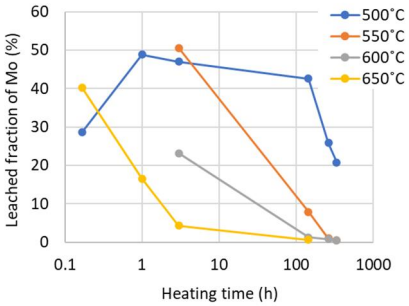


図 2 YP 形成割合の時間変化
（ガラス粉末の場合）

1) K. Uruga et al., J. Nucl. Sci. Technol., 57(4), 433-443 (2020).

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 4, 5 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」（課題番号 JPJ010599 ）における成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga, Tsuyoshi Usami
Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（129）軟 X 線領域の XAFS 測定によるホウケイ酸ガラスの構造評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction.

(129) Structural investigation of borosilicate glasses by using XAFS measurement in soft X-ray region.

*永井 崇之[1]，岡本 芳浩[1]，柴田 大輔[2]，小島 一男[2]
長谷川 毅彦[3]，佐藤 誠一[3]，深谷 茜音[4]，畠山 清司[4]
[1]JAEA，[2] 立命館大学 SR センター，[3] 検査開発，[4]E&E テクノサービス

模擬廃棄物ガラス塊の凝固表層と切断面を対象に，ガラス成分の B，Si 等の K 吸収端及び廃棄物成分の Ce の L_3 吸収端を XAFS 測定し，ガラス塊の部位による構成元素の化学状態の相違を比較した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，XAFS，ラマン分光，ホウ素，ケイ素，セリウム

1. 緒言　模擬した高レベル放射性廃液（HAW）を原料ガラスに添加した模擬廃棄物ガラスを作製し，XAFS 等の構造解析により構成元素の化学状態を評価している．本報は，模擬廃棄物ガラスカレットを再溶融したガラス塊の凝固表層と切断面を対象に XAFS 測定等を行い，部位による構成元素の化学状態等を比較した．

2. 実験　模擬 HAW（MOX 廃液，高燃焼度廃液）と原料ガラス（カレット，カートリッジ）から作製した模擬廃棄物ガラスカレット（6 組成）をサンプル原料に用いた．再溶融は，カレットを蓋付アルミナ製ルツボに装荷してマッフル炉で 1100 °C まで昇温して 1 h 保持後，600 °C まで 5 °C min^{-1} で降温し室温まで徐冷した．サンプル加工は，ルツボ内の凝固ガラス塊をダイヤモンド製ビットでコア抜きし，コア抜きしたガラス円柱の凝固表層と円柱中央部から 1 mm 厚の円板に切出した．切断面サンプルは測定面を研磨し，凝固表層サンプルは切出したまま測定に供した．XAFS 測定は，B，O，Na，Si の K 吸収端を真空状態で，Ce の L_3 吸収端を大気下で蛍光法により行った．また，ラマン分光測定により，各サンプルの Si－O 架橋構造を観察した．

3. 結果　凝固表層の B の K 吸収端 XANES スペクトル（図 1 の実線）は B－O 配位構造の 4 配位構造（BO_4）ピーク（198 eV）[1]高さが切断面（破線）より高く，K 吸収端ピークエネルギー（194 eV）値が切断面より低くなることを確認した．Na 及び Si の K 吸収端スペクトルは，凝固表層と切断面で極端な違いはなかった．凝固表層の Ce の L_3 吸収端スペクトル（図 2 実線）は，切断面（破線）と比較して 4 価割合が高くなることを確認した．また，Si－O 架橋構造のラマンスペクトルは，凝固表層が深さ方向に対して変化するのに対し，切断面は変化が観察されなかった．

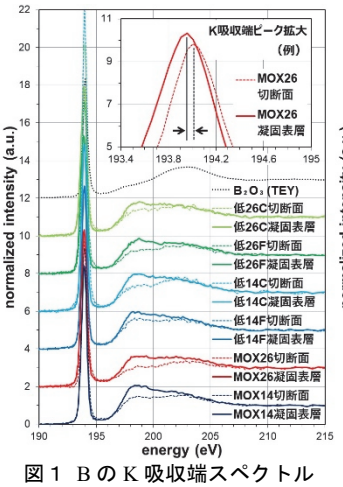


図１　B の K 吸収端スペクトル

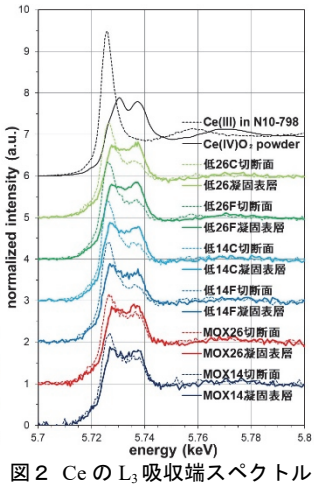


図２　Ce の L_3 吸収端スペクトル

得られた結果から，溶融状態にあるガラスが冷却凝固する過程において，凝固ガラス表層の B－O 配位構造が 4 配位構造（BO_4）へ移行するとともに，ガラス相に内包された Ce が 4 価状態へ酸化する可能性がある．

参考文献　[1] Fleet, M. E., Muthupari, S., *J. Non-Crystalline Solids*, **255**, (1999) pp.233-241.

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和 5 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術基盤研究事業(JPJ010599)」の成果を含む．また，B，O，Na の K 吸収端 XAFS 測定は立命館大学 SR センターで，Si の K 吸収端と Ce の L_3 吸収端の測定は KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2023G592 で実施した．

*Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Daisuke Shibata[2], Kazuo Kojima[2], Takehiko Hasegawa[3], Seiichi Sato[3], Akane Fukaya[4] and Kiyoshi Hatakeyama[4]
[1] JAEA, [2] SR Center, Ritsumeikan Univ., [3] Inspection Development Co., [4] E&E Techno Service Co.

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 （130）モリブデン酸ジルコニウムを出発物質とした実験によるＹＰ発生機構の検討(4)

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(130) Examination of YP formation mechanisms by experiments using zirconium molybdate as a starting material (4)

*岡本 芳浩[1]，永井 崇之[1]，勝岡 菜々子[1]，秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]
[1]原子力機構，[2]東北大学

モリブデン酸ジルコニウムを出発物質とした様々な条件下の加熱処理試料の XAFS 分析を行い、モリブデン酸カルシウムの生成状況を比較した。

キーワード：ガラス固化, イエローフェーズ, 放射光 XAFS, モリブデン酸塩

1. 緒言　我々は、高レベル放射性廃液（HAW）のガラス固化処理における課題の１つであるイエローフェーズ（YP）の発生機構を解明するため、HAW 中で生成されるモリブデン酸ジルコニウム（$Zr(MoO_4)_2$）を出発物質とした加熱処理試験を行ってきた。これまでに、400℃で $SrMoO_4$ が生成すること[1]、加熱温度上昇とともに $BaMoO_4$ さらに $CaMoO_4$ の順に変化すること[2]、Na 元素が $CaMoO_4$ 生成へ及ぼす影響[3]を報告した。本研究では、$Zr(MoO_4)_2$ が出発物質に共存した場合のガラス固化試料への影響を調べた。

2. 実験　試料は、原料ガラスと模擬廃液の組み合わせに、(試験試料１)$Zr(MoO_4)_2$ と $NaNO_3$ を添加したケース、(試験試料２)$ZrO(NO_3)_2・2H_2O$、$Na_2MoO_4・2H_2O$ 及び $NaNO_3$ を添加したケースの２種類とした。添加する $NaNO_3$ 量を調整することで、双方ともに同量の Na、Zr 及び Mo 量を含む組成とした。YP を調査対象とするため、実質的な廃棄物成分充填率を 38.3wt%、酸化物換算の Mo 量を過剰な 9.87wt%とした。これら 2 試料に対して、Ca, Zr 及び Mo 元素の K 吸収端 XAFS 測定及び Mo 元素のイメージング XAFS を実施した。

3. 結果　試験試料はホウケイ酸ガラスへの Mo 元素の溶解度を大きく超えていることから、ともにモリブデン酸塩とみられる凝集が確認されたが、イメージング観察の結果、析出状態には大きな違いが認められた。試験試料1では数百 μm にも及ぶ大きな凝集体が、試験試料2では 100 μm 未満の小規模な凝集体が観察された。Mo 元素の EXAFS 解析（図1）及び Ca 元素の XANES 解析の結果、試験試料1の凝集体が $CaMoO_4$ を主成分とすることが確認された。一方で、小規模の凝集体のみが確認された試験試料2において、試験試料1と同程度あるいはそれを上回る量の $CaMoO_4$ の存在を示唆する結果が得られた。

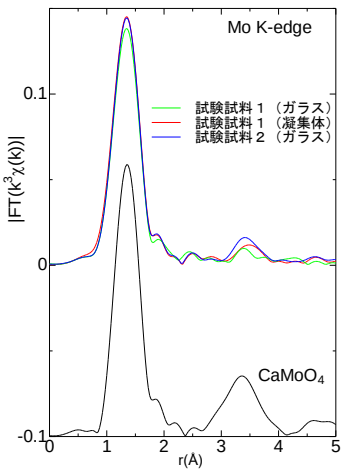


図１　模擬ガラス試料の Mo 元素K吸収端 EXAFS による動径分布関数

参考文献

[1] 越野，他，原子力学会「2022 年秋の大会」1B04
[2] 永井，他，原子力学会「2023 年秋の大会」1E12
[3] 岡本，他，原子力学会「2024 年春の年会」1B05

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和 5 年度放射性廃棄物の減容化へ向けたガラス固化技術の基盤研究事業」（課題番号 JPJ010599）の成果を含む。また、放射光 XAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構・放射光実験施設共同利用実験課題 2023G067 において実施された。

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Nanako Katsuoka[1], Daisuke Akiyama[2] and Akira Kirishima[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku University

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（131）廃液多様化に向けたガラス溶融炉への適用技術評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(131) Applicability evaluation of glass melter for diversity of HLW

*宮嶋　篤海[1]，中野　邦彦[1]，和泉　博貴[1]，多田　晴香[1]，鬼木　俊郎[1]
[1]IHI

使用済 MOX 燃料の再処理により発生する廃液を濃縮した前処理化物を対象に，小型ガラス溶融炉を用いた溶融試験を実施し，廃液前処理化物のガラス溶融炉への適用性について評価を行った。

キーワード：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，使用済 MOX 燃料の再処理による発生する廃液（以下，MOX 燃料廃液と称する）を対象としたガラス固化技術の開発を進めている。MOX 燃料廃液の処理にガラス溶融炉を適用するに当たっては，廃液を濃縮する目的で粉体・顆粒化を行う前処理化技術の採用が検討されている。ガラス溶融炉の運転特性は，前処理化した廃液と前処理を行わない廃液とで大きく異なる可能性がある。そこで，小型ガラス溶融炉を用いた試験を実施し，廃液前処理の有無および原料ガラスの形状がガラス溶融炉の運転に与える影響について確認し，廃液前処理化技術のガラス溶融炉への適用性について評価した。

2. 試験

廃液前処理化物は，MOX 燃料模擬廃液を 400℃で加熱して調製した。小型ガラス溶融炉は，溶融上部表面積が 225cm^2（縦横長さ 150mm）のジュール加熱炉であり，溶融炉の上部から模擬廃棄物と原料ガラスを供給し，炉内底部からガラスを流下できる仕組みとなっている。試験では，模擬廃棄物は廃液前処理化物と比較のための廃液（前処理なし）の 2 条件，原料ガラスはビーズおよび粉末の 2 条件を対象として溶融試験を実施し，仮焼層形成状態などの炉内状態およびガラス固化体中の YP 生成に与える影響等について評価した。

3. 結果および考察

廃液前処理化物は廃液供給時と同等の炉内温度分布を維持しつつ，廃液の 2 倍の供給速度で処理でき，ガラス溶融炉への適用可能な見通しが得られた。廃液前処理化物を対象として，原料ガラスを従来のビーズから粉末とした場合には，ビーズ供給と比較して，YP 生成が大幅に減少することを確認した。しかし，粉体供給では，供給物の飛散によるオフガス系への移行や付着が課題として抽出され，対策の検討が必要である。

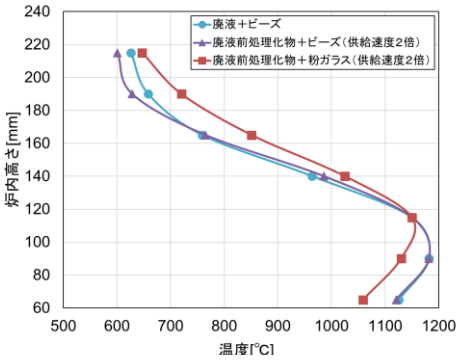


図　試験時の炉内温度の分布

謝辞　本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 5 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。

*Atsumi Miyajima[1], Kunihiko Nakano[1], Hiroki Izumi[1], Haruka Tada[1] and Toshiro Oniki[1]
[1]IHI

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
(132) 不溶解残渣の仮焼層反応(2)

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(132) Reaction of insoluble residue in cold cap (2)

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]
[1]電中研

不溶解残渣を含む高レベル放射性廃液をガラス固化する際の、仮焼層における反応を調べた。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化、不溶解残渣

1. 緒言

不溶解残渣は核燃料の燃焼に伴って燃料中に生成する 5 元合金(Mo-Tc-Ru-Rh-Pd)で、再処理では溶解工程で溶け残り分離された後、高レベル廃液及びアルカリ廃液と混合してガラス固化工程に供給される。前報ではこれを模擬した Mo-Ru-Rh-Pd 合金と、仮焼層の主成分である硝酸ナトリウムの反応を観察し、500℃以上で構成元素がそれぞれ Na との複合酸化物を形成すること、その挙動が模擬廃液に溶解した各元素の挙動と同じであることを示した。本研究では原料ガラスと模擬廃液の共存する体系での挙動を評価した。

2. 実験

不溶解残渣は重量分率で Mo30 - Ru50 - Rh10 - Pd10 の 4 元合金で模擬した。模擬残渣は模擬廃液と混合し、ホットプレート等で仮焼して粉体化・混合した。仮焼物は原料ガラスに乗せ、或いは粉体化した原料ガラスと混合して 1150℃まで加熱し 8 時間保持した。冷却後のガラスは表面と切断面を SEM-EDX、XRD などで観察して残渣の仮焼層反応を評価した。

3. 結果・考察

ϕ 10 μ m 以下の模擬残渣を模擬廃液と仮焼しガラス表面に乗せて加熱した試験では、白金族元素はガラス表面にも分布した。この原因は表面張力と予想された。ガラス表面を XRD で観察した結果を図 1 に示す。回折パターンは Pd-Rh 合金と RuO_2 に良く一致した。Mo は $NaNO_3$ と模擬残渣の二元系ではイエローフェーズの主成分である Na_2MoO_4 を形成したが本試験では観察されず、Mo が共存するガラスに溶解したことが示唆された。

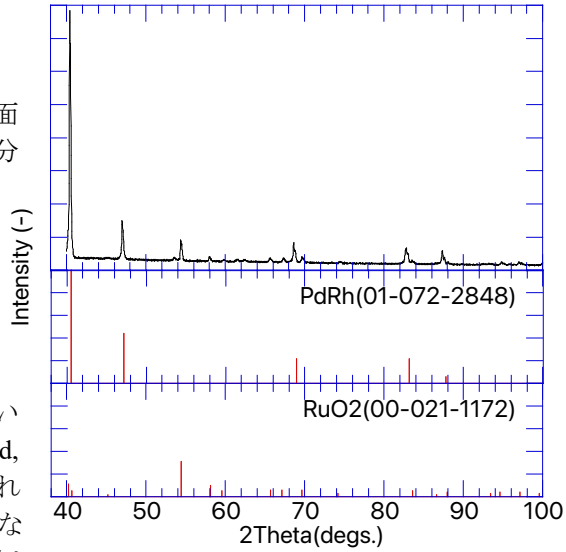


図1　XRDによるガラス表面の分析結果

このガラスの断面(内部)を SEM-EDX で観察すると、広い範囲で図 2 に示すように Ru, Rh を含む針状の析出物と Pd, Rh を含む球状の析出物が観察された。両者に Mo は含まれず、原料とした 4 元合金など Mo を含む析出相は観察されなかった。以上から白金族元素を不溶解残渣(合金)として供給しても、仮焼層内で反応して相互に分離し、Mo はガラスに溶解、Ru と Pd はそれぞれ針状の酸化物と球状の金属になることが明らかとなった。これらの存在形態は各元素を硝酸溶液として供給した場合と一致した。

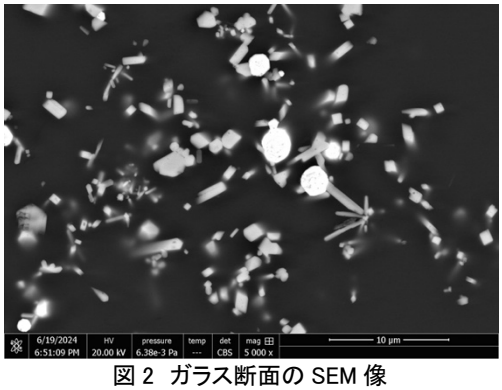


図 2　ガラス断面の SEM 像

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 6 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。

---

*Tsuyoshi Usami[1] and Kazuyoshi Uruga[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 8:40 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O18-19] Stress Corrosion Cracking

Chair:Masayuki Kamaya(INSS)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2O18]

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

Stagnant Behavior of Small Openings

*Takumi Terachi[1], Oumaya Toru[2], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[1], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. KEPCO)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2O19]

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water

(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*Katsuhiko Fujii[1], Yusuke Noshi[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada, Koji Arioka[1] (1. INSS)

©Atomic Energy Society of Japan

TT690 合金の PWR1 次系環境下における SCC 発生検討
—微小な開口の停留挙動—

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water
- Stagnant Behavior of Small Openings-

*寺地 巧[1], 大厩 徹[2], 山田 卓陽[1], 山岡 祐樹[1], 有岡 孝司[1]
[1]INSS, [2]INSS(現関西電力)

耐 SCC 性に優れる TT690 合金冷間加工材について、促進条件下で SCC 発生試験を行い、微小な開口について長期間にわたり観察を実施した。微小な開口は促進条件でも 1 粒界程度で停留し、26,007 時間経過しても伝播期に移行しなかった。

キーワード：TT690 合金，SCC 発生試験，冷間加工材，粒界キャビティ, PWR1 次系

1. 緒言

TT690 合金は、加圧水型軽水炉（PWR）の 1 次系における応力腐食割れ（SCC）への対策材として採用が進んでおり、既に 30 年以上の使用実績があるものの、現在までに実機プラントにおける SCC 発生は報告されていない。しかし，強い冷間加工を加えることにより SCC 進展感受性を示すことが確認されているため、長期健全性を評価するには、SCC が発生・進展する可能性について、機構論に検討することが重要と考えられる[1]。これまでの検討では、予め高温ガス中でキャビティ生成処理を施すことにより、亀裂発生の前駆段階が促進され、微小な開口が生じる事を確認してきた[2, 3]。本報告は、更にこれらの微小な開口が進展性の SCC に成長する可能性について検討した。

2. 実験

TT690 合金に 20%の冷間加工（CW）を施し、ブラントノッチ CT 試験片を製作した。その後、450℃で 220 時間、見かけの K 値 40 MPa√m となる条件で荷重を負荷し、粒界キャビティ生成処理を施した。処理後、360℃の PWR1 次系模擬水中（500 ppm B＋2 ppm Li＋DH 30 cc/kg H_2O）で 26,000 時間の定荷重試験を実施した。試験中定期的に試験片を取り出し、微小な開口の変化について走査電子顕微鏡（SEM）で観察した。本試験方法の詳細は既報[2]に記載されている。

3. 結果・考察

開口幅と開口長の時間変化の一例を図 1 に示す。評価した微小な開口では、約 2,000 時間 PWR1 次系環境に浸漬した時点で、既に 74 μm の開口が認められたが、その後 26,007 時間経過しても 87 μm と大きな成長は認められなかった。開口幅は初期の 10,000 時間で大きく変化したが、その後 2 μm を超えた時点で変化量が減少した。これらの観察例は、微小な開口が停留する事があることを示し、比較的割れやすい粒界が開口しても、他の粒界への伝播は生じ難いことを示している。

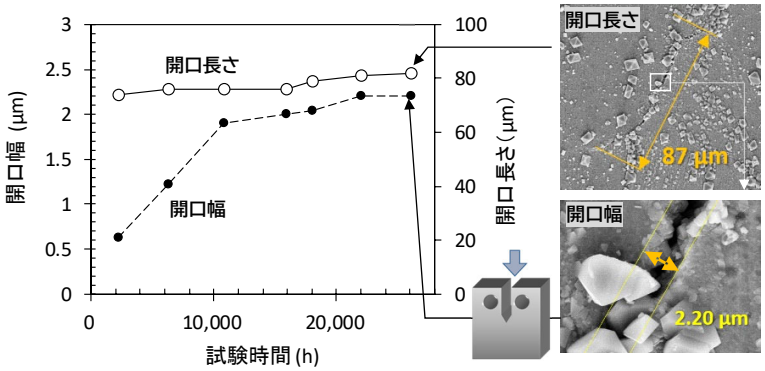


図 1　微小な開口の幅と長さの経時変化

[1] Arioka et al., CORROSION, 72[10], (2016)
[2] 寺地他, INSS Journal Vol. 26, NT-6, (2019)
[3] 大厩他, INSS Journal Vol. 29, NT-6, (2022)

*Takumi Terachi[1], Toru Oumaya[2], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[1], Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System(INSS), [2]INSS (Present: KEPCO)

ステンレス鋼の PWR 1 次系模擬水中の SCC 発生・進展機構
(2) 亀裂先端組織に対する温度の影響

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water
(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*藤井 克彦[1], 野志 勇介[1], 寺地 巧[1], 山田 卓陽[1], 有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

360℃の PWR 1 次系模擬水中で 20%CW316 鋼に進展した IGSCC の亀裂先端を TEM 観察と STEM/EDS 分析で調べた。320℃で認められた亀裂先端での主に Fe の溶出による原子密度が低下した領域の形成は確認されず、320℃と 360℃で SCC 進展の様相が異なることが分かった。

キーワード：ステンレス鋼、応力腐食割れ、亀裂先端のナノスケール分析、TEM、SCC 発生・進展機構

1. 緒言

軽水炉における応力腐食割れ（SCC）は、対策を講ずる必要のある重要な劣化事象の一つである。最近、加圧水型炉（PWR）1 次系冷却水環境において、非鋭敏化ステンレス鋼の SCC 発生が国内外で報告され、SCC 発生・進展機構の解明に向けた新たな研究が求められている。SCC 進展に関しては多く研究され、温度や加工度などの影響が明らかになっている。一方、SCC 発生のラボ試験は非常に困難であり、SCC 進展の知見を機構論に基づいて発生に対して適用することが必要となる。本研究では、ステンレス鋼の PWR 1 次系冷却水中の SCC 発生・進展機構の提案に必要な知見を得ることを目的に、SCC 亀裂進展に先立つ組成の変化と構造の変化に対する温度の影響を調べ、亀裂先端での腐食反応に対する温度の影響を検討した。

2. 方法

対象とした SCC 進展亀裂は、板厚が 20%減少するように冷間圧延した 316 ステンレス鋼材から T-S 方向が亀裂進展方向になるように作製された 1/2TCT 型試験片に、疲労予亀裂を導入して$K = 30\ MPa\sqrt{m}$の応力条件で 360℃にて SCC 進展試験されたものである。なお、水質条件は PWR 1 次系模擬水（30ccH_2/kgH_2O, 500ppmB, 2ppmLi）である。TEM 試料は、試験片の 3mm 断面に観察される SCC 亀裂の最深部から集束イオンビーム加工装置（FIB）で採取して作製し、1kV の Ar イオンビームで最終加工した。その後、亀裂先端部を TEM 観察と走査 TEM/エネルギー分散型 X 線分光法（STEM/EDS）による元素分析で調べた。

3. 結論

SCC 進展亀裂先端の TEM 観察結果の例を図に示す。ZC 像であり、金属の領域のみが観察される条件で撮影したものである。なお、亀裂内はほぼ酸化物で満たされた状態であった。亀裂は粒界に沿って進展しており、下の結晶粒のすべり帯と作用した位置で停止していた。亀裂の内壁は腐食により凹凸に富んでおり、すべり帯が多く観察される下の結晶粒がより腐食されている傾向がある。亀裂先端の白いコントラストの約 50nm でのみ組成変化が認められ、Fe と Cr の減少と、その減少量を補う量の Ni の増加が生じており原子密度の低下は確認されなかった。今回の水質では Fe と Cr が酸化されるが、Ni は金属状態を保つ。Fe と Cr の減少は酸化を駆動力にした溶出によると考えられ、Ni については原子密度を保つための Fe と Cr の逆拡散によると考えられる。320℃で認められた亀裂先端での原子密度が低下した領域の形成は確認されず、320℃と 360℃で SCC 進展の様相が異なることが分かった。

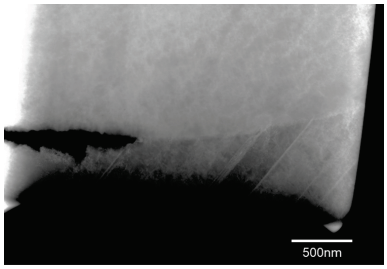


図 亀裂先端の ZC 像

*Katsuhiko Fujii[1], Yusuke Noshi[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] [1] INSS

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:00 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

[2M18-20] Dissolution/Preciptation

Chair:Kazuma Kuroda(CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2M18]

Dissolution behavior of uranium-zirconium oxide solid solution
(2)The impact of organic acids

*Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2M19]

Solubility behavior of coprecipitated (Zr,Th)(OH)4(am)

*Yuki Yoshikawa[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2M20]

Effects of Temperature and Inner Pores of Solid Phase on the Precipitation of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Aluminum

*Yutaro Kusaka[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

$(U,Zr)O_2$ の水への溶解メカニズムに関する考察 (2)有機酸影響

Dissolution behavior of uranium-zirconium oxide solid solution
(2) The impact of organic acids

*頓名龍太郎[1]，　小林大志[1]，　佐々木隆之[1]
[1]京大

種々の U と Zr 比の混合溶液から$(U,Zr)O_2$ を加熱調製し、有機酸を含む水への浸漬試験を実施した。溶解量を測定し、有機酸との錯生成能、固相の U/Zr 比との関係について、熱力学的に考察した。

キーワード：$(U, Zr)O_2$ 固溶体，U/Zr 比，有機酸，　溶解挙動

1.　緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で生成した燃料デブリには UO_2 燃料とジルカロイ被覆管が反応した$(U,Zr)O_2$ 固溶体が含まれている。様々な U/Zr 比をもつ$(U,Zr)O_2$ 模擬燃料デブリの溶解性は UO_2 に比べ低く、固溶 Zr が U の溶解を抑制したと考えられている[1]。単相の $(U,Zr)O_2$ 浸漬試験の結果、固溶 Zr が固相表面で難溶性の二次固相を形成することで、バルクの U の酸化および溶解を抑制した可能性が示唆された[2]。一方、炉内滞留水等には地下水由来の天然有機物が含まれると推察される。このうち、有機酸は Zr や U と錯生成し見かけの溶解度を増加させることから、$(U,Zr)O_2$ 溶解への有機酸の影響評価は不可欠である。本研究では $(U,Zr)O_2$ 溶解メカニズムに対する有機酸影響を検討するため、簡単な構造のジカルボン酸を含む水への $(U,Zr)O_2$ の浸漬試験を行った。浸漬後の U および Zr の溶解濃度について、固相状態および浸漬液性に基づき、熱力学的、速度論的な解釈を試みた。

2. 実験

湿式沈殿法により異なる Zr 分率の $U_{1-y}Zr_yO_2$ (y=0-0.1)を調製した。固相状態を XRD, SEM-EDX で分析したのち、シュウ酸（ox ; HOOC-COOH）またはマロン酸（mal ; HOOC-CH_2-COOH）を 0.01 M 含む水に浸漬した。pH は 2 および 7 に調整し、イオン強度は 0.5 M（$NaClO_4$ 系）とした。所定期間浸漬後、分取液を 3kDa フィルターで限外ろ過したのち、ICP-MS により U および Zr 濃度を定量した。得られた核種 i の溶解量 M_i（mol）を浸漬固相の表面積 S（m^2）および元素分率 f_i で除して規格化溶解量(N_i)を評価した。

3. 結果と考察

有機酸を含まない pH 2 の条件では、$(U,Zr)O_2$ から U の優先的な溶解が進行した。このとき UO_2 に比べ$(U,Zr)O_2$ の N_U は小さく、U の溶解は抑制された。**Fig.1** に示すように、シュウ酸存在下では、$(U,Zr)O_2$ の N_U, N_{Zr} は一致し、U と Zr の調和溶解が進行した。また、この N_U は UO_2 のそれと同じであり、U の溶解抑制は確認されなかった。4 価 Zr との強い錯生成能をもつシュウ酸は Zr の溶解を促進し、固相表面で Zr 二次固相が生成しなかったためと考えられる。Zr との錯生成能がシュウ酸に比べ小さいマロン酸では、$(U,Zr)O_2$ の U の優先的な溶解が確認された。さらに、U/Zr 比が低いほど N_U が低下したことから同条件では Zr 二次固相による U 溶解抑制が起きたと考えられる。発表では、有機酸共存下での核種溶解度に基づく熱力学的考察を行う予定である。

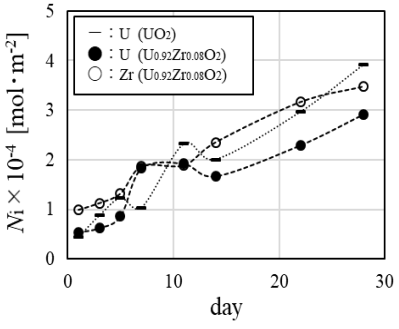


Fig.1　シュウ酸共存条件での N_i の浸漬時間依存性（pH 2）

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 23KJ1187 の助成を受けたものです。

References：[1] R. Tonna ら, Nucl. Eng. Technol. **55.** 4 (2023) [2] R. Tonna ら，原子力学会 2023 年秋の年会, 1D05

*Ryutaro Tonna[1]，Taishi Kobayashi[1]，Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ.

共沈法で生じた(Zr,Th)(OH)$_4$(am)の溶解度に関する研究

Solubility behavior of coprecipitated (Zr,Th)(OH)$_4$(am)

*好川祐樹[1]，頓名龍太郎[1]，小林大志[1]，元川竜平[2]，佐々木隆之[1]

[1]京大，[2]原子力機構

4 価 Zr および Th のアモルファス水酸化物共沈固相を調製し、X 線回折や中性子小角散乱により固相状態を調べた。得られた固相状態をもとに、共沈固相の Zr および Th 溶解度の熱力学的な解釈を試みた。

キーワード： 溶解度，共沈固相，水酸化物，ジルコニウム，トリウム

1. 緒言

地層処分の安全評価対象核種である Zr や Th などの 4 価金属イオンは、地下水条件下でアモルファス水酸化物（M(OH)$_4$(am)）として沈殿し、その溶解度が移行挙動を支配する。一方、超長期の処分環境条件では、熱力学的に安定な結晶酸化物（MO$_2$(cr)）に溶解度制限固相が変遷し、見かけの溶解度が低下する可能性が報告されている[1]。これまでの研究では、核種毎に溶解度制限固相の変化が調べられてきたが、実際の処分環境では複数の核種が共存すると考えられる。複数の核種からなる共沈固相の場合、単一核種からなる固相と比べて、熱力学的に安定な固相状態が異なる可能性がある。本研究では、4 価 Zr および Th のアモルファス水酸化物共沈固相を調製し、70℃下で振とうし、溶解度制限固相の変化を促した。X 線回折（XRD）や中性子小角散乱（SANS）により固相状態の変化を調べるとともに、Zr および Th 溶解度の熱力学的な解釈を試みた。

2. 実験

ZrCl$_4$および Th(NO$_3$)$_4$を超純水（SANS 測定試料では重水(D$_2$O)）に溶解させ、HCl または DCl を加え酸性とし各母溶液（[Zr]=0.238M、[Th]=0.520M）を作成した。各母溶液を所定のモル比（[Th]/[Zr] ＝ 10/0 ～ 0/10, ただし、[Zr]+[Th]=0.1M）で混合した後、NaOH（または NaOD）を滴下し pH12 に調整した。調製した試料溶液を 70℃にて 1 ヶ月振とうさせた後、固液分離し、固相の XRD および電子顕微鏡（SEM）観察を行うとともに、中性子小角散乱プロファイルを JRR-3 の SANS-J にて測定した。また、溶解度実験では、固相を酸性 pH の試料溶液に浸漬し、限外ろ過（10kDa）を行った後、ろ液の Zr および Th 濃度を ICP-MS により定量した。

3. 結果と考察

図 1 に pH12、70℃で 1 ヶ月振とうさせた試料の固相の XRD パターンを示す。Zr のみ(Zr(OH)$_4$)の場合([Th]/[Zr]=0/10)、ZrO$_2$(monoclinic)に相当する顕著な回折ピークが見られた一方、[Th]/[Zr]=5/5 の試料では顕著な回折ピークは得られなかった。また、SANS プロファイルでも[Th]/[Zr]=5/5 の試料は、Zr(OH)$_4$とは異なる凝集体を形成していることが示唆された。発表では、各試料の固相状態に基づき、Zr および Th 溶解度について解釈する。

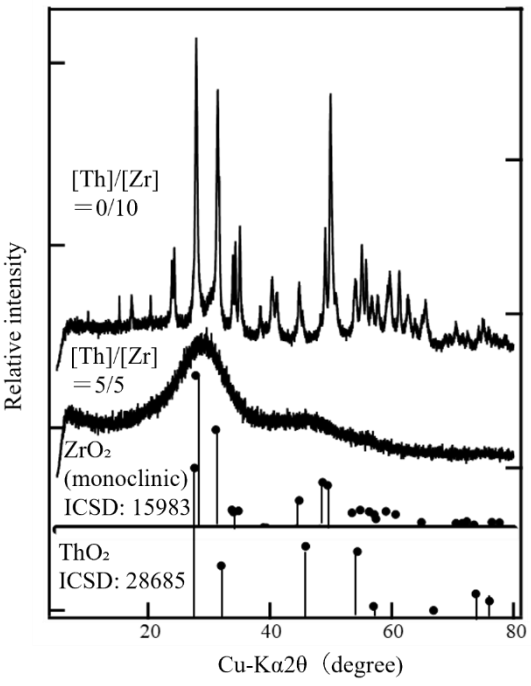


図 1　pH12，70℃で調製および振とうした(Zr,Th)(OH)$_4$(am)試料の XRD パターン

参考文献 [1] T. Kobayashi et al., Radiochim. Acta 101 (2013) 645-651.

*Yuki Yoshikawa[1], Ryutaro Tonna[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

Al 共存下における過飽和ケイ酸析出に対する温度および固相の内部間隙の影響

Effects of Temperature and Inner Pores of Solid Phase on the Precipitation of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Aluminum

*日下　佑太朗[1]，関　亜美[1]，千田　太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

Al 共存下でのケイ酸析出挙動を温度と固相粒径に基づいて評価した結果、見かけの析出速度定数は高温ほど大きくなるとともに、析出に寄与する多孔質体の内部間隙はある程度の深さに留まることが確認された。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，過飽和ケイ酸，アルミニウム，析出，温度依存性

1. 緒言　処分場近傍の地下環境では、セメント由来のアルカリ成分に起因する pH の変動により過飽和となったケイ酸が析出することで地下水流路を閉塞し、核種移行を遅延する効果が期待される。また、実際の地下環境には Al イオンが多く含有されることに加え、地温勾配により処分場周辺は比較的高温になることが予想される。本研究では、温度に加えて、固相の内部間隙の寄与を調べるために固相（アモルファスシリカ）粒径をパラメータとして、これらが Al 共存下の過飽和ケイ酸析出に及ぼす影響を調べた。

2. 実験　初期過飽和ケイ酸濃度 8 mM、Al 濃度 0.14 mM に調製した溶液にアモルファスシリカ粉末(粒子半径 37.5～75 μm) 0.1 g、0.5 g、1.0 g を加え、硝酸溶液および緩衝剤により pH 8 に調製して析出実験を開始し、15℃、25℃、40℃に設定した恒温槽にて 6 時間攪拌した。なお、固相粒径をパラメータとする際は、温度 25℃として粒子半径 31 μm、111 μm、177 μm に設定した。適宜採取した試料溶液を孔径 0.45 μm のシリンジフィルターを用いて固相を除去し、ICP-OES により定量した液相中のケイ酸量を初期全ケイ酸量から差し引くことで析出したケイ酸量を得た。そして、実験開始直後の析出量の時間変化から析出速度を求め、これらを固相表面積で整理することにより見かけの析出速度定数を算出した。

3. 結果と考察　図 1 に見かけの析出速度定数の温度依存性を示す。Al の有無に依らず活性化エネルギーは近い値（30 kJ/mol 程度）となり、類似の析出過程に従っている可能性がある。図 2 は析出速度と比表面積の関係であり、各々の勾配から得られる見かけの析出速度定数が最も近くなった、析出限界深さ 43 μm と仮定して固相表面積を設定した場合を示す。Al 非共存の場合の析出限界深さは 30 μm と報告されており[2]、本研究でも同程度の値が得られたことから、ケイ酸析出に寄与する多孔質体の内部間隙は粒子表面からある程度の深さに留まることが確認された。一方で、図 2 に示したように見かけの析出速度定数は 10^{-10} m/s オーダーであり、これらは図 1 のように温度上昇とともに大きくなる。この析出速度定数の値は、既報[3]による析出速度と地下水流速との対比を考慮した評価モデルにより、Al 共存においてもケイ酸析出による流路狭隘化が進み、核種移行の遅延効果が期待できることを示唆する。

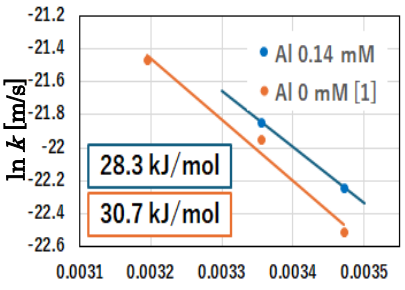


図 1 析出速度定数の温度依存性
（“Al 0 mM”は泉浦ら[1]）

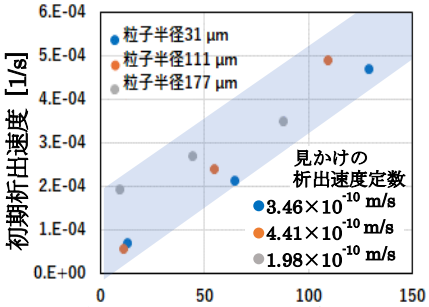


図 2 析出速度と比表面積の関係

引用文献：[1] 泉浦ら：日本原子力学会 2022 年春の年会講演予稿集、3G06 (2023). [2] 小渕ら：日本原子力学会 2022 年春の年会講演予稿集、2D19 (2023). [3] Sasagawa et al.: *J. Nucl. Eng. Rad. Sci.*, **3**, No. 041010, 1-6. (2017).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Yutaro Kusaka[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H19-23] Advanced Reactor

Chair:Kazuaki Kito(Hitachi-GE)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(16) Overview of development result

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1,2], Hirotaka Nakahara[3], Tohru Suzuki[4], Yuji Ohishi[5] (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. HGNE, 4. TCU, 5. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

*Shinya Ishida[1], Akihiro Uchibori[1], Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

*Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shinya Ishida[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(19) Model development for core degradation

*Tohru Suzuki[1], Shuntaro Aono[1], Shogo Suzuki[1], Yuki Fushimi[1], Sho Fuchita[2], Shinya Ishida[3], Kenichi Kawada[3] (1. Tokyo City University , 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

*Yuji Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Shuho Kitagawa[1], Toshiki Kondo[2], Shin Kikuchi[2] (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（16）全体成果概要

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(16) Overview of development result

*内堀 昭寛[1]，高田 孝[1,2]，中原 宏尊[3]，鈴木 徹[4]，大石 佑治[5]
[1]JAEA，[2]東大，[3]日立 GE，[4]東京都市大，[5]阪大

革新的ナトリウム冷却高速炉に対し、シビアアクシデントまでを対象に安全性評価を行うシミュレーション基盤システムを開発した。本開発は、炉内／炉外事象を一貫評価するシステムの適用性拡張、ユーザー利便性向上、溶融燃料の物性値データベース構築から構成されている。本件ではその全体成果概要を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，安全性評価，数値シミュレーション

1. 緒言

革新的ナトリウム冷却高速炉に対する統合安全性評価シミュレーション基盤システムは、シビアアクシデント（SA: Severe Accident）まで含む事故進展時の個別事象を一貫して解析することで、多様な事故シナリオを網羅的に評価することを可能としている。4 ヵ年の研究では、冷却材挙動や炉心損傷等の解析モデルを開発し、プラント全体評価への適用性を拡張した。また、産業界への提供を前提に、最適解探索手法の開発、入力データの GUI（Graphical User Interface）化、品質保証作業の自動化を行った。評価の不確かさを低減するため、燃料等の溶融時熱物性を最新技術により計測した。本報ではその全体成果を述べる。

2. 全体成果

2-1. 統合安全性評価シミュレーション適用性拡張

開発したシステムは、炉内／炉外領域で生じる個別事象を一貫して解析する SPECTRA コード[1]をベースとしている。本コードのプラント全体評価への適用性拡張として、圧縮性多相流を評価する炉内側質点系冷却材挙動モデルを開発し、既構築の多次元系モデルと圧力方程式で連成させた。また、MOX（Mixed OXide）／金属燃料炉心の破損後挙動までを評価する炉心損傷モデルを開発した。小型モジュール高速炉へ適用するため、RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）除熱特性モデルを開発した。各モデルの基本機能や妥当性を確認した他、モデルを組み合わせて SA 事象を解析し、統合システムとしての機能を確認した。

2-2. ユーザー利便性の向上

本システムをプラント機器設計に活用するため、SPECTRA コードの解析と、その入出力の関係を ANN（Artificial Neural Network）に学習させる過程を繰り返すことで設計最適解を探索する手法を開発した。格納容器設計において 2 変数を最適化する問題を例として、最適解へ向けて探索が進むことを確認した。また、解析コードの入力データを GUI 画面上で設定するツールを構築した。本ツールには、品質保証作業の自動化として、入力値と解析実行時の変数格納値の整合性を確認する機能を実装した。

2-3. 融体熱物性データベース構築

ノズルからのガス噴出により試料を浮遊させ、レーザー加熱により溶融状態にして、その物性値を測定する装置を製作した。試料の画像から体積を評価し、試料の重量から密度を算出する。また、溶融物に振動を与え、その減衰挙動から粘性を評価する。本研究では、安定して浮遊可能な装置構造やガス流量条件、及び、共振振動を励起させる音波の周波数を特定し、さらには元素の均一な分布を確保するための試料作成方法を構築するなど、溶融物性の測定方法を確立した。熱物性データベースの構築として、本測定方法により、溶融二酸化ウラン（UO_2）ならびに溶融ウラン（U）を含む融体の熱物性を評価した。

3. 結言

開発したシステムは、事故シナリオの網羅的な評価、事象の発生割合を踏まえたリスクの定量化、各種安全対策の有効性評価に活用可能であり、ナトリウム冷却高速炉の安全性向上に寄与できる技術である。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] A. Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Desing, Vol.413, 2023.

*Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1,2], Hirotaka Nakahara[3], Tohru Suzuki[4] and Yuji Ohishi[5]
[1]JAEA, [2]UTokyo, [3]HGNE, [4]TCU, [5]Osaka Univ.

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（17）統合安全性評価システムによる SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

*石田 真也[1]，内堀 昭寛[1]，岡野 靖[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉（SFR）におけるシビアアクシデント（SA）時の原子炉全体の挙動を評価する解析コード SPECTRA の事故評価に係る機能検証のため、MOX 燃料炉心の流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）解析を実施し、炉心損傷事故に係る解析機能が適切に動作することを確認した。

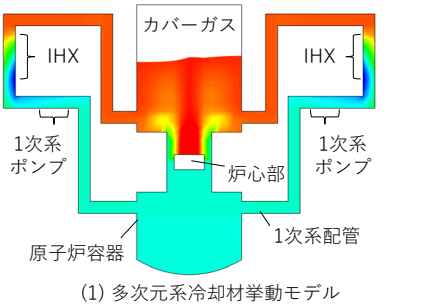
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，ULOF，SPECTRA

1. 緒言

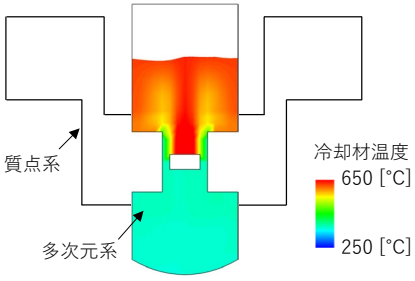
SFR の統合安全性評価シミュレーション基盤システムとして開発を進めている SPECTRA コードに対し、炉心損傷挙動を解析するための炉心溶融モデル[1]と冷却材挙動計算の高速化のための質点系冷却材挙動モデル[2]を新たに開発した。本報では、炉心損傷事故評価に係る機能検証のため、ULOF 解析を行った結果について報告する。

2. ULOF 解析

解析では、実在のプラントを単純化した 2 次元の 2 ループ体系を設定し、原子炉容器内と 1 次主冷却系配管内の冷却材の流動は既存のモデルである多次元系冷却材挙動モデル（図 1 (1)）を、炉心部の燃料ピン等の挙動は炉心溶融モデルを用いて解析した。解析では冷却材の昇温、沸騰や燃料の溶融、崩壊、分散といった炉心損傷を伴う事故時の挙動を再現できた（図 2）。加えて、1 次系ループを質点系モデルに置き換えた多次元系ー質点系の連成解析（図 1 (2)）も実施した。質点系では配管横断面における流速分布を考慮できないことから原子炉容器下部の配管接続部付近で多次元系と流況の差異が生じるが、原子炉容器全体の冷却材挙動としては多次元系と同様の結果が得られた。



(1) 多次元系冷却材挙動モデル



(2) 多次元系＋質点系冷却材挙動モデル

図 1 冷却材の過渡時温度分布

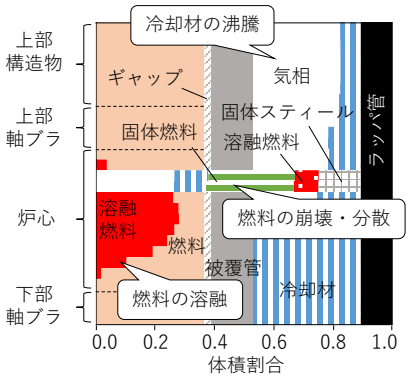


図 2 炉心部の破損後物質分布

3. 結言

SPECTRA コードを用いた ULOF 解析を実施し、当該コードの炉心損傷事故に係る解析機能が適切に動作することを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。また、本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の髙橋悠氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G16　[2] 内堀，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G14

*Shinya Ishida[1], Akihiro Uchibori[1] and Yasushi Okano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（18）PRISM 型原子炉の SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

*渕田 翔[1]，藤又 和博[1]，阿部 崇[1]，中原 宏尊[1]，青柳 光裕[2]，石田 真也[2]
[1]日立 GE，[2]JAEA

PRISM(Power Reactor Innovative Small Module)型原子炉を対象に、金属燃料モデルを組み込んだ解析コード SPECTRA によるシビアアクシデント（SA）解析を実施し、汎用 CFD 解析ツール STAR-CCM+による解析結果と比較した結果、２次元/３次元モデルに起因する差異を除き適切な評価結果が得られることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料炉心, ULOF, UTOP, SPECTRA, CFD

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の SA を対象とした炉内／炉外事象を一貫評価する SPECTRA コード[1]では、MOX 燃料炉心モデルを金属燃料炉心へ拡張する開発を進めてきた[2]。本報では、SPECTRA コードを用いて、タンク型小型モジュールで金属燃料を用いるナトリウム冷却高速炉である PRISM 型原子炉を対象とした SA 過渡解析を実施し、汎用 CFD 解析コードの結果と比較して、PRISM 型原子炉へ適用できることを確認する。

2. 評価方法

定格熱出力 840MWt の PRISM 型原子炉について、ULOF (Unprotected Loss of Flow)及び UTOP (Unprotected Transient Over Power)事象を対象に、SPECTRA コード（２次元）と、汎用 CFD 解析コード STAR-CCM+（３次元）による過渡解析で得られた熱流動挙動を比較した。

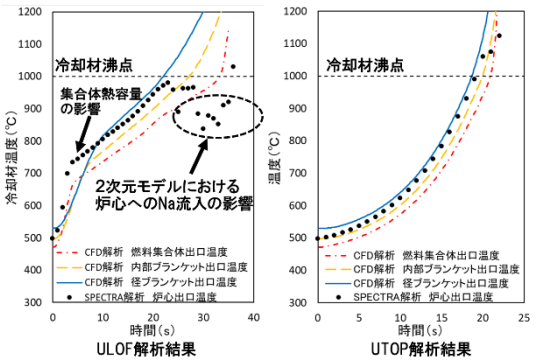


図1 SPECTRA及びCFD解析の冷却材出口温度推移

3. 評価結果

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF・UTOP 解析では、中間熱交換器・電磁ポンプ位置や炉心上部構造物周囲の冷却材回り込みを正確に模擬できない２次元モデルであっても、沸騰までの挙動は CFD 解析結果と良く一致した（図１）。沸騰後の挙動について UTOP 事象解析では大きな差異はないが、ULOF 事象解析では SPECTRA 解析は不安定な挙動を示した。これは冷却材流量減少時に冷却材沸騰に伴う圧力変化の影響が相対的に大きく、炉心上部構造物右側が下降流となり非沸騰領域のナトリウムが炉心に流入した影響と考えられる（図２）。

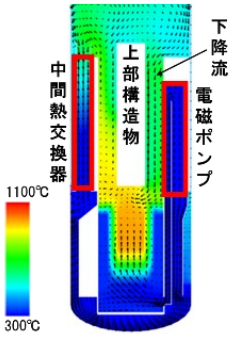


図2 SPECTRA解析結果
（ULOF開始後24秒の流動挙動）

4. 結言

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF 及び UTOP 過渡解析を実施し、ULOF 時の２次元/３次元モデルに起因する差異を除き、概ね適切な評価結果が得られることを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 内堀，他，日本原子力学会 2021 年秋, 1J06　[2] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋, 1G16

---

*Sho Fuchita[1], Kazuhiro Fujimata[1], Takashi Abe[1], Hirotaka Nakahara[1], Mitsuhiro Aoyagi[2] and Shinya Ishida[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 （19）炉心損傷モデルの構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(19) Model development for core degradation

*鈴木 徹[1]，青野 隼太郎[1]，鈴木 翔悟[1]，伏見 優輝[1]，渕田 翔[2]，石田 真也[3]，川田 賢一[3]
[1]東京都市大，[2]日立 GE，[3]JAEA

高速炉における炉心損傷事故の解析に必要な基本モデルを開発し、既存コードや試験データとの比較によりモデルの妥当性を確認した。また、試計算を通して全炉心解析への適用性を検討するとともに、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を検証した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，安全性評価，炉心損傷事故

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故を初期状態から最終状態まで一貫解析するため、SPECTRA コード[1]の炉心損傷モデルの開発を進めてきた[2]。本報では、前年度までに抽出した課題を解決して同モデルの基本プログラムを完成させるとともに、SAS4A コードや CABRI 試験との比較によりモデルの妥当性を確認する。また、ラッパ管の破損によって集合体が連通する試計算を実施し、全炉心規模の炉心損傷解析への適用性を検討する。さらに、金属燃料炉心の重要現象を考慮したモデルを熱伝導方程式の解と比較することにより、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を検証する。

2. 基本モデルの開発と妥当性の確認

前年度に抽出した課題（気液間の熱交換や圧力項計算の不安定など）を解消し、基本プログラムを完成させた。冷却材沸騰を考慮して CABRI/AI3 試験の再解析を実施し、試験結果および SAS4A 解析における燃料ピン破損後の燃料成分の移行挙動が再現できることを確認した。

3. 全炉心解析への適用性の検討

ラッパ管破損に伴う集合体の連通挙動に関する試計算を実施した。図 1 に示す 19 体の集合体からなる解析体系において、中央の集合体で燃料ピン破損を仮定し（初期の集合体内ボイド率は 1.0 とした）、ラッパ管が破損して集合体が連通した際の物質移行の駆動力は集合体間の圧力差とした。図 1 のボイド率の伝搬に関する解析結果より、全炉心解析で必要となる集合体の連通挙動が本モデルで解析できることを確認した。

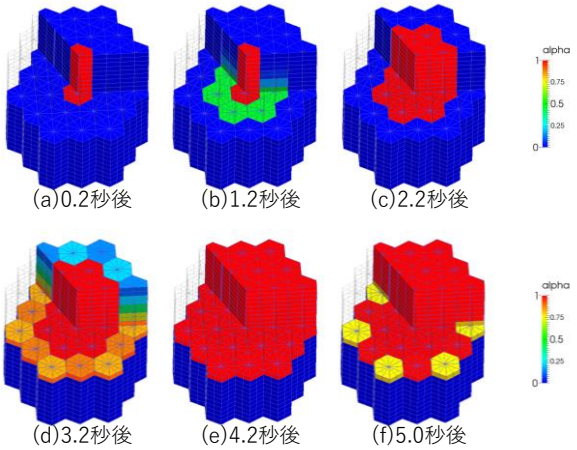


図 1 ラッパ管破損による集合体間のボイド率の伝搬

4. 金属燃料炉心の解析に必要な基本機能の検証

金属燃料炉心の重要現象（燃料スエリング、FP 放出、物性変化など）を考慮して計算した燃料ペレット内の径方向の温度分布と熱伝導方程式の解との比較によって、金属燃料炉心のモデルは有意に作用していることを確認した。これにより、本モデルは金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を有していると判断した。

5. 結言

SPECTRA コードの炉心損傷モデルを構築し、その妥当性を確認した。また、試計算の結果から全炉心解析への適用性を検討した。さらに、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を有していることを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 内堀，他，日本原子力学会 2021 年秋，1J06　[2] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G16

*Tohru Suzuki[1], Shuntaro Aono[1], Shogo Suzuki[1], Yuki Fushimi[1], Sho Fuchita[2], Shinya Ishida[3] and Kenichi Kawada[3]
[1]Tokyo City University, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Japan Atomic Energy Agency

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発（20）ガス浮遊法による SA 解析用融体熱物性の計測

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor
(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

*大石　佑治[1]，高谷　友哉[1]，北川　周歩[1]，近藤　俊樹[2]，菊地　晋[2]
[1]阪大，[2]JAEA

UO_2-Al_2O_3 及び U-Fe 溶融物の粘性等の熱物性についてガス浮遊法を用いて測定し、当初の公募研究の目的である核燃料を含む金属及び酸化物系溶融物のデータベース構築に反映した。

キーワード：溶融燃料，粘性，ガス浮遊法

1. 緒言

本研究ではホット融体物性評価用の浮遊溶融装置を作製し、溶融二酸化ウラン(UO_2)ならびに溶融ウラン(U)を含む融体の熱物性を評価し、熱物性データベースを構築することを目的としている。前報[1]では物性評価のための測定装置を構築し、U を含む融体の物性の試計測に成功した結果を報告した。本報では、UO_2 ならびに U を含む融体の熱物性評価結果を報告する。高融点である UO_2 は溶融状態とすることが困難であるため、混合物の添加によって融点を降下させた試料を測定し、組成依存性から外挿によって UO_2 の物性を評価する方法を検討した。

2. 実験方法

UO_2 とアルミナ(Al_2O_3)の粉末を$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ (x = 0, 0.16)となるように混合し、放電プラズマ焼結法によって焼結した。x = 0.16 は UO_2-Al_2O_3 擬二元系の共晶組成である。得られた焼結体から 10 mg 程度の破片を採取し、ガス浮遊試験に用いた。ガス浮遊試験では試料をノズルから噴出させたガスによって浮遊させ、レーザー加熱によって溶融させた。スピーカーを用いて試料を振動させ、振動の減衰から粘性を評価した。

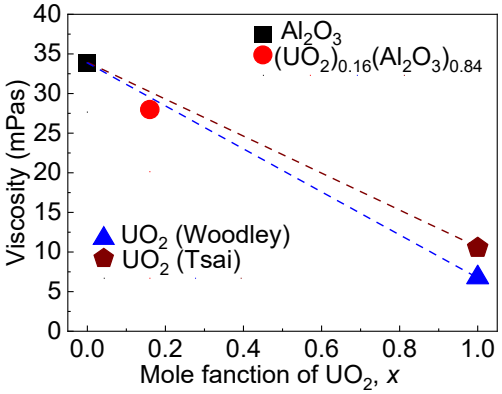


図 1　ガス浮遊法により測定した$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ の 2400 K における粘性。点線は Al_2O_3 と UO_2 の文献値を直線で結んだものである。

3. 結果

図 1 に、$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ (x = 0, 0.16)の 2400 K における粘性を UO_2 の文献値と共に示す。本研究で評価した$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ (x = 0, 0.16)の値は、$(UO_2)_x(Al_2O_3)_{1-x}$ の粘性が組成に対して線形に変化すると考えたときに、Woodley や Tsai による UO_2 の文献値と良く一致することが明らかとなった。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] 大石佑治　他、日本原子力学会 2023 年秋の大会、発表番号 1G17

*Yuji Ohishi[1], Tomoya Takatani[1], Shuho Kitagawa[1], Toshiki, Kondo[2], Shin Kikuchi[2]
[1]Osaka Univ., [2]JAEA

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-4 Medical Use of Quantum Beam

Thu. Sep 12, 2024 5:30 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:30 AM - 9:15 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

[2A17-19] Medical Application of Quantum Radiation

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2A17]

Real-time absolute measurement of BNCT neutron beam intensity

*Kyosuke Harada[1], Kosei Kmimura[1], Hirokuni Yamanishi[2], Hiroshi Shiga[2], Satoshi Nakamura[3], Kenji Shimada[4], Masaru Nakamura[4], Ryo Fujii[4], Masashi Takada[1] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. National Cancer Center, 4. Cancer Intelligence Care System Inc.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2A18]

A Feasibility Study on the Applicability of Low-dose Energy-resolved CT by a transXend Detector with Rotating Filters to a Human-sized Phantom

*Yoshiki Yamashita[1], Ikuo Kanno[2] (1. Kyoto University of Education, 2. Kyoto University)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2A19]

Comparative assessment of doses to cancer tumors and normal tissues delivered by αand βemitters considering detachment from ligands in TRT

*Yuuki Yoshino[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

©Atomic Energy Society of Japan

BNCT 照射中性子ビームのリアルタイム絶対量計測

Real-time absolute measurement of BNCT neutron beam intensity

*原田 恭介[1]，上村 晃生[1]，山西 弘城[2]，志賀 大史[2]，中村 哲志[3]，
島田 健司[4]，中村 勝[4]，藤井 亮[4]，高田 真志[1]
防衛大学校[1]、近畿大学原子力研究所[2]、国立がん研究センター[3]、CICS[4]

BNCT 中性子ビームフラックスの絶対量をフッ化リチウム蒸着量で熱中性子感度を調整できる検出器を用いて計測した。近畿大学原子炉内部と国立がん研究センターBNCT 施設の中性子場で±4.1%以内の差異で照射中性子を計測できた。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，シリコンダイオード検出器，リアルタイム測定，中性子

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法（BNCT：Boron Neutron Capture Therapy）では、治療中性子ビームを中性子金放射化法により計測することで品質管理を行っている。本研究ではこの金放射化法に置き換わる計測手法として、フッ化リチウム（LiF）蒸着膜とシリコンダイオードを組み合わせた検出器を用いて高精度に熱中性子フラックスを計測した。本検出器の熱中性子に対する検出効率が LiF 蒸着量に比例する特性を利用して中性子校正場に依存せず中性子ビームの絶対強度を導出できる。

2. 実験

これまで採用した熱中性子に対する検出効率の評価手法[1]では、２つの要因で ICRU の治療線量評価の基準(±5%)を満足できない。本研究ではこれらの要因を改善することで検出効率の決定精度を向上させた。１つ目は、LiF 蒸着量の評価を膜密度と厚みの計測から、水晶振動子による LiF 面密度計測に変更した。２つ目は、蒸着膜の形状を半径数 mm の円形にして、^{6}Li(n,t)^{4}He 反応により生成したトリトンピークの分離精度を向上させた。LiF 蒸着量に対する依存性を、近畿大学原子炉内部と国立がん研究センターBNCT 施設において実測した。

3. 結果

新たな LiF 蒸着膜形状を採用したことで、トリトンピークの分離精度が向上した。水晶振動子を用いた LiF 蒸着面密度の測定により、トリトン計数と LiF 蒸着質量がより良好な比例関係を示した。図１に実験から得られた熱中性子検出効率と LiF 蒸着質量の関係を示す。横軸に水晶振動子で測定した LiF 蒸着質量、縦軸に熱中性子検出効率を LiF 蒸着質量と幾何学的効率で規格化した値を示している。LiF 蒸着膜の厚みは 0.05 ～0.5 μm に相当する。PHITS コードを用いて LiF から生成された２次粒子をシミュレーションして評価した中性子検出効率を水色の実線で示す。この値は、1 回目の近大炉の測定結果と良好な一致を示した。これまでの結果から中性子検出効率を±4.1%のばらつきで導出できた。

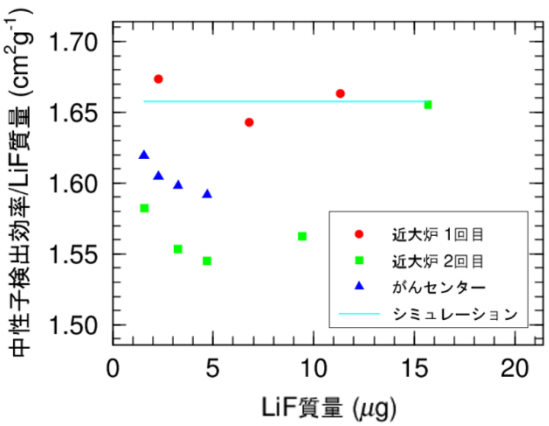


図１　熱中性子に対する検出効率とLiF蒸着量の関係

4. 結論

中性子コンバーターの最適な LiF 蒸着形状と水晶振動子を用いた LiF 蒸着面密度測定により、リアルタイム中性子検出器の熱中性子検出効率を±4.1%の精度で評価できた。今後、更なる中性子検出効率の高精度化を行い、熱中性子フラックスの導出精度を向上させる。

参考文献

[1] M. Takada et al., “Thickness-dependent neutron detection efficiency of LiF-Si-based active neutron detector for boron neutron capture therapy”,Nucl. Instr. Meth., A1064(2024)

*Kyosuke Harada[1], Kosei Kamimura[1], Hirokuni Yamanishi[2], Hiroshi Shiga[2], Satoshi Nakamura[3], Kenji Shimada[4], Masaru Nakamura[4], Ryo Fujii[4], Masashi Takada[1]
[1]Nat’l Defense Acad., [2]Atomic Energy Res. Inst., Kindai Univ., [3]Nat’l Cancer Center, [4]CICS

回転フィルタ型 transXend 検出器を用いた低被ばくエネルギー分解 CT 測定法の人体サイズファントムへの応用可能性

A Feasibility Study on the Applicability of Low-dose Energy-resolved CT by a transXend Detector with Rotating Filters to a Human-sized Phantom

*山下 良樹[1]，神野 郁夫[2]
[1]京都教育大学，[2]京都大学

X 線管出口に回転型の吸収体交換装置を設置した 2 次元 transXend 検出器によるエネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影法を開発した．これを用い直径 30 mm の被検体の測定角度と吸収体の種類変更を同期し，被ばく量を低減する方法を実証した．今回，投影データを並び替えてエネルギー分解解析を行うことにより被ばく量の増加なしでより高画質の断層画像を得る手法を新たに考案した．計算により直径 300 mm の人体サイズの被検体に対しての応用可能性を発表する．

キーワード：X 線，エネルギー分解 CT，回転フィルタ，低被ばく，人体サイズ

1. 緒言　X 線を電流測定し解析によりエネルギー分布を求める transXend 検出器を用いたエネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影法(ER-CT)の開発を行ってきた[1]．汎用二次元検出器とフィルタ交換装置を用いた transXend 検出器は実用化が近いが，被ばく量が高い欠点がある．この解決策として被検体の微小角度変化とフィルタ変更を同期して測定する手法を考案し，直径 30 mm の被検体について実証した[2]．今回，直径 300 mm の人体等価サイズ被検体に対し，同様の手法が可能か計算を用いて検討を行ったので報告する．

2. 計算・解析方法　フィルタ無し(1ch)と 0.1 mm 厚の銅フィルタ(2ch)から成る 2ch 回転フィルタとピクセルサイズ 0.1 mm 角のフラットパネル検出器(FPD)で構成する transXend 検出器とした．被検体は直径 300 mm の円柱アクリル(PMMA)で，中心から 50 mm の位置に直径 5 mm のポリテトラフルオロエチレン(PTFE)の領域がある．被検体の中心から前方 600 mm に X 線管の焦点，後方 200 mm に FPD を位置づけた．被検体 0.5°回転毎に 1ch と 2ch を交換し 360°まで計算した．得られた電流値を用いたアンフォールディング解析を(1ch, 2ch)の角度(a)(1.0°, 1.5°), (2.0°, 2.5°), ..., (360°, 360.5°)の 360 投影方向と(b)(1.0°, 1.5°), (2.0°, 1.5°), (2.0°, 2.5°), ..., (360°, 360.5°), (1.0°, 360.5°)の 720 投影方向の組み合わせについて行い，被検体透過後の X 線エネルギー分布を取得した．

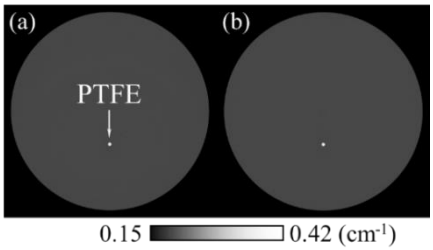


図 1．方法(a)，(b)で測定した ER-CT 画像．

3. 結果　図 1 に方法(a)，(b)より得られた 60 keV の X 線光子数を用いた ER-CT 画像をそれぞれ示す．図 2 に PTFE 領域を通る直線上の線減弱係数プロファイルを示す．60 keV での PTFE と PMMA の線減弱係数の理論値は 0.407, 0.228 cm^{-1} であり[3]，ともによく一致している．プロファイルの(a)黒線に比べ投影方向数が 2 倍である(b)赤線はバラつきが小さく CT 画像の画質の向上が確認できる．今後は，実際に人体サイズの被検体の測定を行い実用化の可能性を示す．

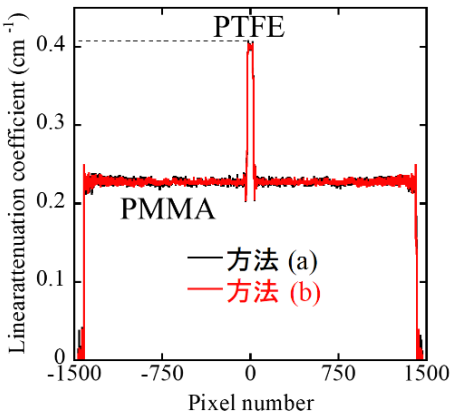


図 2．方法(a)，(b)で測定した ER-CT 画像の線減弱係数プロファイル．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45**, 1165-1170 (2008).
[2] 神野郁夫，山下良樹，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 3N07
[3] E.B. Saloman et. al.:NIST, 37, NBSIR-86-3431 (1986).

*Yoshiki Yamashita[1], Ikuo Kanno[2]
[1]Kyoto Univ. of Educ., [2]Kyoto Univ.

TRT におけるリガンドとの剥離を考慮した α線及びβ線放出核種によるガン腫瘍及び正常組織への付与線量比較

Comparative assessment of doses to cancer tumors and normal tissues delivered by αand βemitters considering detachment from ligands in TRT

*吉野　佑紀[1]，　高木　直行[1]
[1] 東京都市大学

抄録

標的アイソトープ療法(以下 TRT)において、^{225}Ac を使用した際のリガンドとの剥離を考慮したガン腫瘍に対する線量評価を行った。^{225}Ac の評価結果を踏まえ、同じく治療用核種として臨床試験が進んでいる ^{177}Lu、^{211}At も同様の条件下で線量比較を行うことで、それぞれの核種における放射性医薬品としての性能を定量的に比較評価した。

キーワード：標的アイソトープ療法、ガン腫瘍、線量評価、リガンド剥離、PHITS、 ^{177}Lu、^{211}At、^{225}Ac

1. TRT における治療用 RI のリガンド剥離

TRT で用いられる治療用核種の ^{225}Ac は、娘核種である ^{221}Fr、^{217}At、^{213}Po(以降娘核と総称)を含めた4つの核種がα崩壊を起こすことにより、ガン腫瘍に対し効果的な線量を与えられることが期待されている。一方で、崩壊に伴う核種の反跳により、リガンドとの剥離が発生すると考えられる。血液が体内を一巡するのに約 30 秒かかるのに対し、α崩壊後の娘核である ^{221}Fr は半減期が約 5 分と比較的長いため、2 回目のα崩壊が起こる前に核種が遊離してしまい、腫瘍に十分な線量を与えきれないことが懸念される。

そこで、リガンド剥離の発生により、1 回のα崩壊後腫瘍から遊離してしまう場合と、リガンドとともに細胞内に取り込まれ、4 回のα崩壊を完了する場合の 2 通りで、ガン腫瘍に対する線量評価を行うと同時に、同じく治療用核種である ^{177}Lu、^{211}At との評価結果と比較することで、治療用核種としての ^{225}Ac の性能を評価した。

2. PHITS を用いたガン腫瘍への線量評価

TRT によりガン腫瘍へ与えられる線量の評価を行う為、放射線挙動解析コード PHITS[1]を用いて計算を行った。球体の細胞核を覆う立方体構造の細胞質に対し、厚さ 0.01μm の細胞膜が包んだ構造を単細胞構造とし、1000 個の細胞集合体であるガン腫瘍モデルを作成した。腫瘍内における核種は、ガン細胞膜表面に吸着するものとし、自然崩壊による細胞核への吸収線量を評価した。分布核種は ^{177}Lu、^{211}At、^{225}Ac(娘核なし)、^{225}Ac(娘核あり)の 4 通りで評価をし、比較を行った。

次に、図 2 のように腫瘍モデルの周りに厚さが細胞 1 つ分の細胞層を何層も用意することで、周辺細胞への線量を計算し、腫瘍内細胞への平均吸収線量と比較した。これにより、4 通りの想定核種における線量付与の局所性について比較評価した。

3. 評価結果及び考察

図 3 より、腫瘍内におけるガン細胞体積割合増加時、腫瘍内の核種総放射能の増加に伴い、正常細胞を含む腫瘍内細胞への平均吸収線量は線形で増加している。ガン細胞体積割合 100%のとき、細胞あたりの平均吸収線量は、^{177}Lu で 1.28×10^{-3}Gy、^{211}At で 1.66×10^{-1}Gy、^{225}Ac で 1.52×10^{-1}Gy、^{225}Ac(娘核あり)で 6.65×10^{-1}Gy となった。^{225}Ac(娘核なし)の平均吸収線量は、^{225}Ac(娘核あり)の線量の約 23%にまで低減してしまうことが分かった。一方で ^{225}Ac(娘核なし)でも、^{211}At 使用時の約 92%の線量を与える為、^{225}Ac は比較的線量付与効果が高いといえる。

また図 4 より、腫瘍内細胞の平均吸収線量に対する周辺細胞層の吸収線量の相対値は、腫瘍から遠ざかるにつれ、^{225}Ac(娘核なし)が最も早く減衰し、次いで ^{225}Ac(娘核あり)と ^{211}At が同程度となった。また、α核種は 4 層目で 0%まで減衰するが、^{177}Lu は 6 層目を超えても細胞層へ線量を与えることが分かった。

以上より、^{225}Ac は、TRT において局所的かつ効果的な治療を可能とする核種であると考えられる。

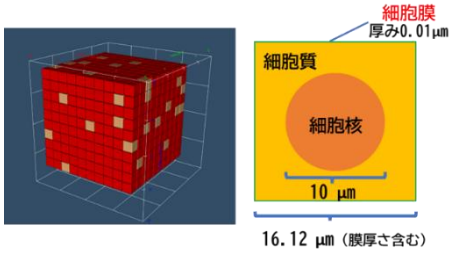


図 1：腫瘍モデル及び細胞モ

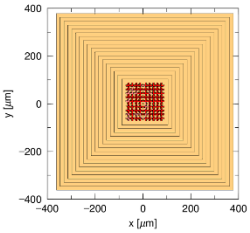


図 2：周辺細胞層モデル

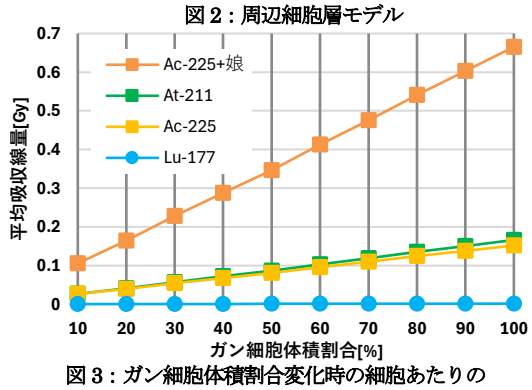


図 3：ガン細胞体積割合変化時の細胞あたりの平均吸収線量

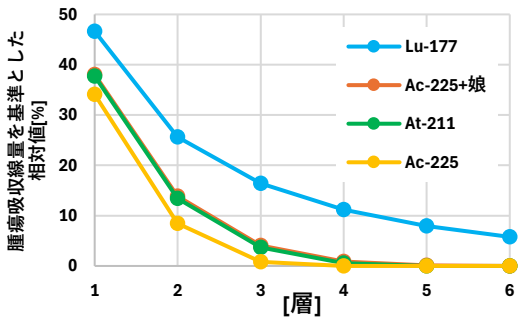


図 4：腫瘍内細胞への平均吸収線量に対する周辺細胞層への吸収線量の相対値

参考文献

[1]： T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, T. Kai, Y. Matsuya, N. Matsuda, Y. Hirata, T. Sekikawa, L. Yao, P.E. Tsai, H.N. Hunter, H. Iwase, Y. Sakaki, K. Sugihara, N. Shigyo, L. Sihver and K. Niita, Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)

*Yuuki Yoshino[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

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

Thu. Sep 12, 2024 5:40 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:40 AM - 9:15 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[2O20-21] Analysis Technology

Chair:Yuichi Miyahara(CRIEPI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2O20]

Quantification of plastic strain by EBSD

(3) Quantification of local misorientation independent of step size using equidistant local misorientation

*Masayuki Kamaya[1], Naoko Maekawa[1] (1. INSS)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2O21]

Quantification of plastic strain by EBSD

(4) Misorientation evolution in stainless steel induced by equi-biaxial stress

*Naoko Maekawa[1], Masayuki Kamaya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

EBSD による塑性ひずみ定量化への取り組み
（3）測定間隔の影響を補正した局所方位差の算出方法

Quantification of local plastic strain by EBSD

(3) Quantification of local misorientation independent of step size

*釜谷 昌幸[1]，前川 直子[1]

[1] ㈱原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）法で得られる局所方位差は、測定間隔や測定格子（正方、六角）の影響を受けることが知られている。本研究では、等距離局所方位差を用いることで、測定時の測定間隔に依らず、任意の測定間隔の局所方位差に変換できることを示した。また、その値は測定格子の影響も受けなかった。

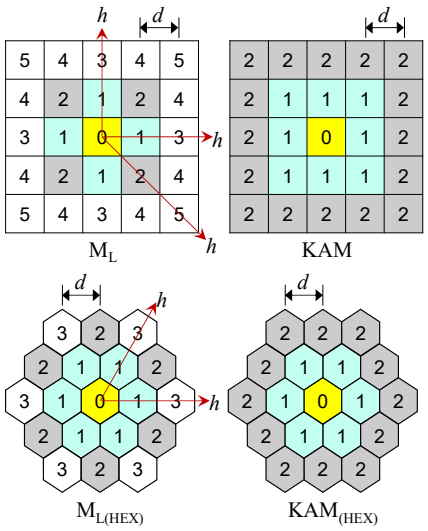
キーワード：EBSD，塑性ひずみ，方位差，局所方位差，ステップサイズ，等距離局所方位差

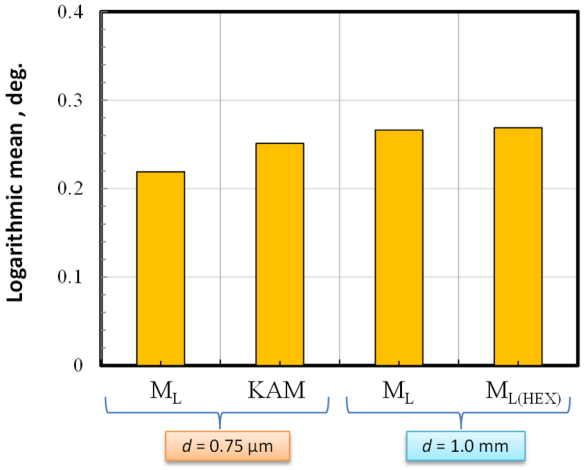
1. 緒言

EBSD 法によって取得した結晶方位分布から同定される局所方位差が、塑性ひずみや疲労損傷量と相関を有することが報告されている。一方で、EBSD 測定で得られる局所方位差は測定間隔や測定格子により変化し、異なる測定条件の結果を比較することは難しい。本研究では、方位差を算出する 2 つの測定点の相対距離が同じになるように定義した等距離局所方位差を用いることで、任意の測定間隔に対応する局所方位差を算出した。そして、測定時の測定間隔や測定格子に関係なく、局所方位差を定量比較できることを示した。

2. 等距離局所方位差を用いた補正方法

一般的な EBSD ソフトウェアでは局所方位として KAM が用いられている。KAM を計算するための 2 点間の距離は必ずしも同じでない。一方、本研究で適用する等距離局所方位差 M_L は 2 点間の距離を同じになるように定義した。等距離局所方位差を用いた場合でも、局所方位差の領域平均（マップ全体の局所方位差の対数平均）は測定間隔に依存する。しかし、等距離局所方位差と 2 点間距離の直線的な相関を利用して、内挿により任意の測定間隔の局所方位差を算出できる。そして、異なる測定間隔で測定した場合、測定格子を正方と六角として測定した場合でも、同じ測定間隔に変換した局所方位差は同じ値になることが示された。





*Masayuki Kamaya[1] and Naoko Maekawa[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

EBSD による塑性ひずみ定量化への取り組み
（4）等二軸応力によって導入した塑性ひずみと方位差の関係

Quantification of plastic strain by EBSD

(4) Misorientation evolution in stainless steel induced by equi-biaxial stress

*前川 直子[1]，釜谷 昌幸[1]

[1] ㈱原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）法で同定される結晶方位差から塑性ひずみを推定するための基準試料は、単軸の引張試験により作成されてきた。本研究では等二軸の引張試験により塑性ひずみを導入した場合の方位差を調べた。そして、相当塑性ひずみに対し、単軸引張試験の場合と同等の方位差が得られることを確認した。

キーワード：EBSD，方位差，塑性ひずみ、等二軸引張試験

1. 緒言

EBSD 法で同定される結晶方位差と塑性ひずみの直線的な相関を用いて、実機の塑性ひずみを推定できる。そのための準備として、既知の塑性ひずみを導入した基準試料を作成し、方位差との相関を調べる必要がある。従来は単軸の引張試験により塑性ひずみを導入していたが、実機においては多軸状態で塑性ひずみが生じることが想定される。本研究では十字試験片を用いた等二軸引張試験により、ステンレス鋼に塑性ひずみを導入し、塑性ひずみ推定に及ぼす多軸応力状態の影響について考察した。

2. 等二軸応力によって導入した塑性ひずみと方位差の関係

図 1 に示すように、厚さ 3.6 mm の十字試験片を用いて等二軸の引張試験を 2 回実施した。試験片表面に貼り付けたひずみゲージの出力から同定されたひずみは 1.97%と 3.49%であった。これらの値の 2 倍が相当塑性ひずみに相当する。試験片の厚さ方向中央断面近傍の 0.4×0.4 mm^2 の領域の結晶方位を測定した。図 2 に同定された粒内方位差領域平均 *MCD*（一般的な $GROD_{ave}$ に相当）と相当塑性ひずみの関係を示す。それぞれの試料に対し 2 回の測定を行った。本研究で得られた *MCD* は、単軸引張試験による場合より若干大きいものの、ほぼ同等の値となった。つまり、単軸引張試験による基準試料を用いて準備された塑性ひずみと方位差の相関関係を用いて、多軸応力状態で導入された相当塑性ひずみを推定することができる。

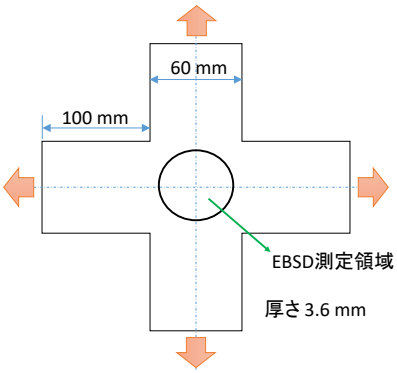


図 1　十字試験片を用いた等二軸引張試験

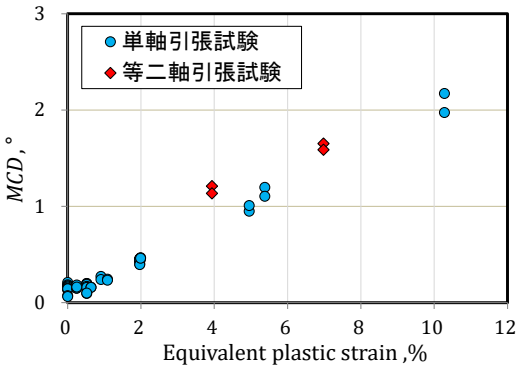


図 2　相当塑性ひずみと方位差の関係

*Naoko Maekawa[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

Thu. Sep 12, 2024 5:45 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:45 AM - 9:30 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D21-23] Monte Carlo Simulation Method

Chair:Ryota Katano(JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2D21]

Reactor kinetics calculation for step-wise insertion of control rod by way of power iteration

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2D22]

Statistical uncertainty estimation by circular block bootstrap method for flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2D23]

Solomon’s capability of random media criticality calculation for measurement data

*Taro Ueki[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

べき乗法を利用した制御棒ステップ状挿入に対する動特性計算

Reactor kinetics calculation for step-wise insertion of control rod by way of power iteration

*名内 泰志[1]
[1]電力中央研究所

連続エネルギーモンテカルロ法中性子輸送計算コード MCNP-5 のべき乗法計算を利用し、臨界集合体の中で物質と密度が局所的に変化した際の出力の時間変化を計算した。計算で得た出力の時間減衰から得られる炉周期や、即発跳躍での出力変化は、反応度及び一点炉動特性パラメータの計算値とよく整合した。

キーワード：原子炉動特性、制御棒挿入、連続エネルギーモンテカルロ、べき乗法

1. 緒言　炉心安全性の解析の信頼性を高めるために、近似の少ない参照解提供手法の開発が求められる。当所では連続エネルギーモンテカルロ法中性子輸送計算コード MCNP-5[1]で核分裂連鎖反応での世代間中性子発生数比 k_i を求めるべき乗法計算機能に、中性子飛行時間と遅発中性子先行核崩壊時間を世代を超えて合算する機能と、世代 i 毎の時間依存中性子束$\phi_i(t)$を書き出す機能を追加し、時間依存中性子束を$\Sigma_i(\phi_i(t)\,\Pi_j^{i-1}k_j)$で評価する TDPI 法(Time Dependent neutron transport by way of Power Iteration)を考案した。これまで反応度が定常の条件では TDPI 法で炉周期を計算できること[2]や、一次元球形炉心で密度がステップ状に変化した場合の出力変化を計算できることを示した[3]。本研究では臨界集合体での制御棒挿入を想定した計算を行った。

2. 数値計算　京都大学臨界集合体実験装置の個体減速架台を模した三次元臨界炉心の計算モデルを構築した(図 1 参照)。燃料には 93%-^{235}U 濃縮度 U-Al 合金を用い、減速材及び反射体はポリエチレンとした。MCNP-5 コードと AcelibJ40 ライブラリ[4]を用いた計算で、炉心の上部から B_4C 製の制御棒が一部挿入された状態で臨界(1.00002±0.000026)となるように燃料枚数を調節した。第 1 世代に 400 万の初期源を与え、その後 400 秒後に空気から制御棒へ物質と密度が瞬時に置き換わるようコーディングした。制御棒挿入は部分挿入(-78.6pcm)と全挿入(-594pcm)の 2 種類とした。べき乗法計算は各世代の中性子が初期源投入から 1000 秒以上経過して発生するまで続けた。部分挿入では 25000 世代、全挿入で 50000 世代を要した。計算時間は 320 コアの並列 mpi 並列計算で各々1.3, 2.5 日であった。

3. 結果　TDPI 法動特性計算による核分裂中性子発生数の時間変化を図 2 に示す。統計量のばらつきはあるが、臨界状態では出力が平坦化し、400 秒での制御棒挿入で出力が変化する。部分挿入では 500~600 秒の核分裂中性子発生数時間変化が単独の指数関数で Fitting できたので、炉周期を求め、別途 IFP 法[5]で計算した一点炉動特性パラメータを用い、逆時間方程式で反応度を求めた。これは-76.6pcm であり、設定値-78.6 pcm と合致した。また反応度を ρ、実効遅発中性子割合 β とした場合、制御棒落下時は出力が $\beta/(\beta-\rho)$に即発跳躍することが知られるが、k_{eff} 計算による ρ と IFP 法による β から予想される即発跳躍量と、TDPI 法動特性計算による即発跳躍が整合することが図 2(右)のように確認された。

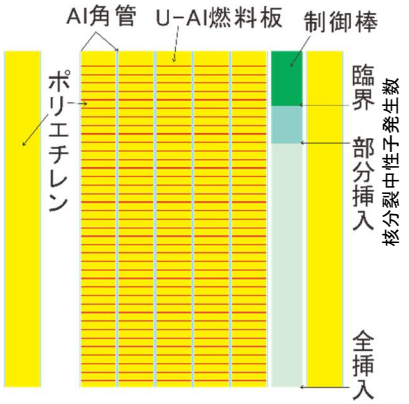


図 1 計算体系の模式図

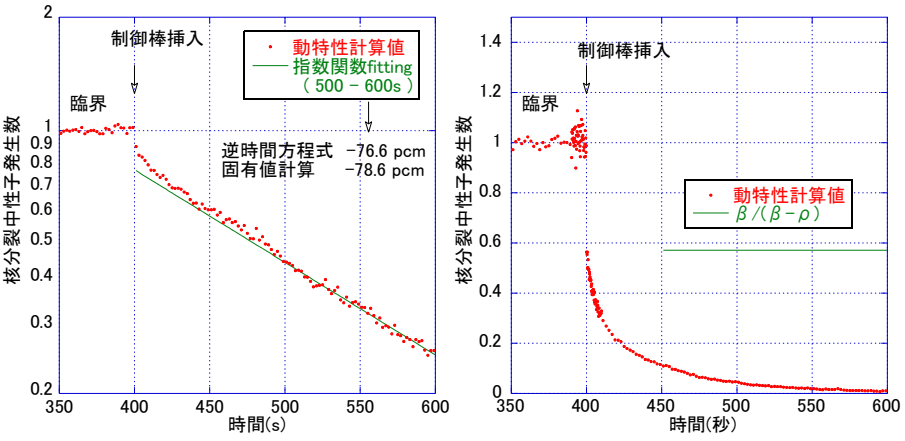


図 2 制御棒ステップ挿入時の動特性計算値、制御棒部分(左) / 全挿入(右)

参考文献

[1] X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory (2003).
[2] Y. Nauchi, JNST 56, 996-1005,2019.
[3] Y. Nauchi, "Step change in the fuel density during k-power iteration for time-dependent neutron transport", Proc. M&C 2021.
[4] 羽倉, 奥村, 岩元介, 永瀬 : JENDL-4.0 に基づく PHITS 用中性子・光子・電子ライブラリ," 日本原子力学会「2012 年秋の大会」要旨集 I28, 広島大学 (2012).
[5] Y. Nauchi & T. Kameyama, JNST 47(11) 977-990, 2010.

*Yasushi Nauchi[1]
[1]CRIEPI

Circular block bootstrap 法を用いた固有直交分解による中性子束分布タリーに対する統計的不確かさ評価

Statistical uncertainty estimation by circular block bootstrap method for flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition

*近藤 諒一[1]，山本 章夫[2]，遠藤 知弘[2]
[1]JAEA，[2]名大

分布量に対する次元削減を目的として、固有直交分解を用いた中性子束分布タリー手法を開発している。本研究では、モンテカルロ固有値計算における世代間の相関を考慮した中性子束分布の統計的不確かさを評価するため、circular block bootstrap 法を適用した。一次元平板体系の検証計算を通じて、提案手法の有効性について検証した。

キーワード：circular block bootstrap 法，統計的不確かさ評価，固有直交分解，分布タリー，モンテカルロ法

1. 緒言　モンテカルロ固有値計算ではべき乗法に起因して世代間に相関が生じるため、これを適切に取り扱うことが統計的不確かさ評価の観点から重要である。そこで本研究では、時系列データに対する不偏推定法である circular block bootstrap(CBB)法[1]をべき乗法で得られる各世代の値に適用することで世代間の相関を考慮することを目的とした。さらに、分布量計算手法として開発している固有直交分解(POD)を用いた中性子束分布タリー手法[2]に CBB 法を適用し、中性子束分布の統計的不確かさを推定することも目的とした。

2. 計算手法　POD を用いた中性子束分布タリー手法では、N次で展開される中性子束の空間分布$\vec{\phi} \in \mathbb{R}^{R\times 1}$は直交基底ベクトル$\mathbf{U} \in \mathbb{R}^{R\times N}$と展開係数$\vec{a} = (a_1 \quad \cdots \quad a_N)^{\mathrm{T}}$で表される: $\vec{\phi} = \mathbf{U}\vec{a}$。中性子束分布の平均値に対する共分散行列は直交基底ベクトルと展開係数の平均値に対する共分散行列から再構成される: $\mathrm{cov}(\vec{\phi},\vec{\phi}) = \mathbf{U}\mathrm{cov}(\vec{a},\vec{a})\mathbf{U}^{\mathrm{T}} \cdots (1)$。核分裂源分布の収束後にべき乗法で$L$世代だけ計算する場合、次数$n$の展開係数を世代ごとに並べた$\vec{A}_n = (a_{1,n} \quad \cdots \quad a_{L,n})$を時系列データとみなし CBB 法を適用する$(1 \le n \le N)$。再標本化によって$B$個の展開係数データ$\vec{A}_n^{*b} = (a_{1,n}^{*b} \quad \cdots \quad a_{L,n}^{*b})$を作成する$(1 \le b \le B)$。べき乗法で得られる展開係数の平均値の bootstrap 標本は$\bar{a}_n^{*b} = \frac{1}{L}\sum_{l=1}^{L} a_{l,n}^{*b}$となる。この bootstrap 標本からべき乗法による世代間の相関を考慮した展開係数の平均値に対する共分散を算出し、式(1)から中性子束分布の平均値に対する共分散を再構成できる。

3. 計算結果　一群モンテカルロ固有値計算において POD を用いた中性子束分布タリーを行った。計算体系は 3.1 wt% UO_2、B_4C、3.6 wt% UO_2 がそれぞれ 3 cm、3 cm、4 cm と順に並ぶ 10 cm の一次元平板体系である。展開次数は 7 次、メッシュ幅は 0.1 cm である。バッチあたりのヒストリー数 10,000、有効バッチ数 10,000、スキップバッチ数 200 とした。独立な 100 回のモンテカルロ計算ごとに、中心極限定理に基づく従来手法または CBB 法を用いて展開係数の共分散を計算し、中性子束分布の共分散を再構成した。CBB 法ではブロックサイズ 20、再標本化数 1,000 とした。独立な 100 個の展開係数の平均値で算出した共分散から再構成した中性子束の共分散を参照解とした。中性子束分布の共分散から得た標準偏差について参照値との比を計算した(図 1)。CBB 法では参照値との比が 1 に近く、統計的不確かさが推定できていることを確認できた。

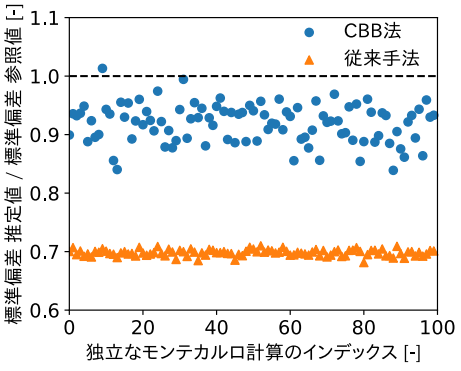


図 1 メッシュ 1.4–1.5 cm における平均中性子束の標準偏差比

参考文献　[1] D. N. POLITIS and J. P. ROMANO, *In Exploring the Limits of Bootstrap*, p. 263–270 (1992). [2] R. KONDO et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* (2024); https://doi.org/10.1080/00223131.2024.2365445.

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2] and Tomohiro Endo[2]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

Solomon コードにおける測定データ対応の乱雑化臨界計算

Solomon's Capability of Random Media Criticality Calculation for Measured Data

*植木 太郎 [1]

[1] JAEA

燃料デブリ臨界管理手法整備において開発中のモンテカルロ法ソルバーSolomonは、逆冪乗則パワースペクトルの乱雑化レプリカを生成し、質量偏差評価とデルタ追跡法による臨界計算を実施する機能を備えている。本予稿では、測定データの画像解析結果を入力として利用可能な乱雑化手法の現時点での活用例を報告する。

キーワード：Solomon、乱雑化、質量偏差、パワースペクトル、測定データ、臨界計算、モンテカルロ法

1. 緒言　燃料デブリ生成実験に関する限られた情報源からの詳細画像は、図 1 に示すように、パワースペクトルが、低波数領域において逆冪乗則から離れてフラットなホワイトノイズに近づくことを示唆している。このような任意形状のパワースペクトルを直接に入力できる乱雑化臨界計算手法が望まれている。

2. テーブル形式入力の乱雑化機能と臨界計算　Solomon に実装済の乱雑化関数[1]と類似の関数を考える。$Z(x) = \sigma\Sigma_{j=m1}^{m2} B_j f(j\Delta k)\sin((j\Delta k)x + A_j)$、σ：振幅調整因子、$m1$ & $m2$：整数、B_j：期待値 0 で分散 1 の独立な確率変数、A_j: (0,2π)において一様で独立な確率変数、f：実数を変数とする実数値関数、Δk：波数の差分。関数 $Z(x)$の共分散は$E[Z(x)Z(x+u)] = 0.5\sigma^2 \sum_{j=m1}^{m2}(f(j\Delta k))^2 \cos((j\Delta k)u)$と計算され、Wiener-Khinchin の定理により、$Z(x)$のパワースペクトルとして$0.5\pi\sigma^2 \sum_{j=m1}^{m2}\left(f(j\Delta k)\right)^2[\delta(k - j\Delta k) + \delta(k + j\Delta k)]$を得る。この式は、波数$j\Delta k$でのスペクトル密度が$(f(j\Delta k))^2$であるパワースペクトルの離散表現である。係数$f(j\Delta k)$の非整数型確率的乱雑化フーリエ級数が$(f(j\Delta k))^2$のパワースペクトルを示すとも解釈される。関数 f は任意に選べるので、測定データの画像解析結果を線形テーブル形式入力として利用可能である。一方、Solomon に実装済の乱雑化関数においても、係数・位相等の関数データをテーブル化するクラスが用意されている。このため、関数 $Z(x)$の Solomon への実装は容易で、図 1 に示されている低波数領域でのスペクトルフラット化の効果を調査することができる。本予稿では、スペクトル範囲が$0 < k \leq 2$（単位：cm^{-1}）で波数差分を$\Delta k = 0.05$ cm^{-1}とし、ベースケースを逆 2 乗則、追加 3 ケースとして$0 < k \leq k_{fl},\ k_{fl} = 0.1, 0.2, 0.3$（単位：cm^{-1}）においてフラットで$k_{fl} < k \leq 2$cm^{-1}で逆 2 乗則の場合の全 4 ケースを報告する。各ケースにおいては、100 レプリカの臨界計算を、200 インアクティブ・サイクル、5000 アクティブ・サイクル、サイクル当たり粒子数 50000 の条件で Solomon により実施し、実効増倍率と質量偏差[2]を評価した。図 2 に示すように、低波数領域のスペクトルをフラット化すると実効増倍率の揺らぎと平均質量偏差の両方が減少することがわかった。

参考文献　[1] T. Ueki, Progress in Nuclear Energy, 144 February 2022. [2] 日本原子力研究開発機構　令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書　東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ臨界評価手法の整備　令和 6 年 3 月 31 日提出.

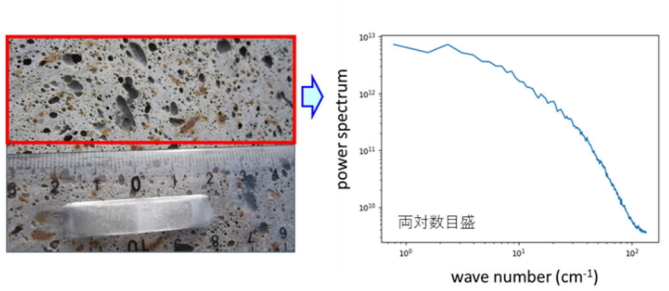


図 1　デブリ模擬体の画像解析によるパワースペクトル（フォト、OpenCV & Python3、令和4年度原子力規制庁委託成果報告書より）

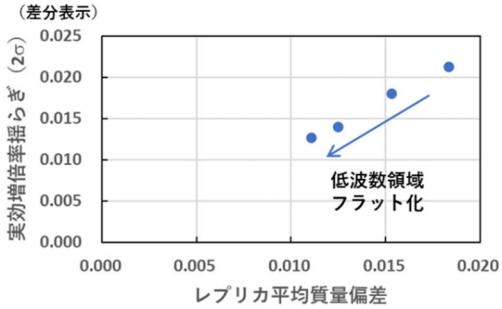


図 2　パワースペクトル低波数領域フラット化の影響

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group