Fri. Mar 18, 2022

Room A

Planning Lecture | Special Lecture | Special Lecture

[3A_PL] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

Chair: Yuichi Furuyama (Kobe Univ.) 1:00 PM - 2:20 PM Room A

[3A_PL01] The Transition of Maritime Education and
Training: Upbringing Maritime Officers and
Engineers in Kobe

*Yoshiji Yano¹ (1. Kobe Univ.)

[3A_AC] The 54th AESJ Awards Ceremony 4:30 PM - 5:30 PM Room A

[3A_AC] Awards Ceremony

Room B

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

[3B01-05] Photon Detection Technique 2

Chair: Makoto Maeda (JAEA) 9:30 AM - 10:55 AM Room B

[3B01] A novel dosimeter technique using quadruplephoswich scintillator for beta/gamma
simultaneous counting and discriminating.
*Tatsuyuki Maekawa¹, shunichiro Makino¹, Takuro
Fujimaki², naoto kume², Akio Sumita², Munenori
Akiyama², Kentaro Kikuchi¹, Yuji Oshima¹, Eiichi
Fujiwara¹ (1. Toshiba Power Systems Radiation
Techno-servicve Co.,LTD., 2. Toshiba Energy Systems
&Solutions Corporation)
9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Upgrade of the spectral determination mthod by sensor fusion concept

*Masumi Oshima¹, Jun Goto², Takehito Hayakawa³,

Katsuyuki Suzuki¹, Haifeng Shen¹, Yuichi Sano¹,

Hirofumi Shinohara¹ (1. Japan Chemical Analysis

Center, 2. Niigata Univ, 3. QST)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Response characteristics of a ⁶Li-glass scintillator for high energy gamma-rays *Jaehong Lee¹, Fumiaki Ito¹, Kota Hironaka¹, Jun-ichi Hori², Kazushi Terada², Mitsuo Koizumi¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.) 10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Comparison of measurement systems for highenergy gamma-ray imaging *Riho Fujiwara¹, Akira Taniike¹, Yuuiti Furuyama¹, Masaki Nishiura², Masashi Kisaki² (1. Kobe Univ., 2. NIFS) 10:15 AM - 10:30 AM

[3B05] Development of Real-Time Measurement System for Emission and Absorption of Visible Light during Heavy Gamma-Ray Irradiation

*Huy Le Viet¹, Hiroyuki Miyamaru¹, Kei Tanigami¹,
Takao Kojima¹ (1. Osaka Prefecture University)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3B06-09] Novel Detection Technique Chair: Mitsuhiro Nogami (Tohoku Univ.)

10:55 AM - 12:00 PM Room B

[3B06] Development of Directional 14 MeV-Fusion

Neutron Detector using Liquid Scintillator Filled
in Capillaries

*Masataka Teshigawara¹, Eiji Takada¹, Shuhei Sumida²,

Kohji Shinohara^{3,2}, Takeo Nishitani⁴, Kunihiro Ogawa^{5,6}, Mitsutaka Isobe^{5,6} (1. NIT Toyama College, 2. QST, 3. UTokyo, 4. Nagoya Univ., 5. NIFS, 6. SOKENDAI)

10:55 AM - 11:10 AM

[3B07] Development for InGaP Semiconductor Devices to Neutron Detection Under High-Temperature Condition

*Yasuki Okuno¹, Mitsuru Imaizumi², Tamotsu
Okamoto³, Takahiro Makino⁴, Tomohiro Kobayashi⁵
(1. Tohoku Univ., 2. JAXA, 3. NITKC, 4. QST, 5.
RIKEN)

11:10 AM - 11:25 AM

[3B08] Development of correction method for effect of sample density on PGA

*Makoto Maeda¹, Mariko Segawa¹, Yosuke Toh¹, Shunsuke Endo¹, Shoji Nakamura¹, Atsushi Kimura¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3B09] Research on the perturbed angular correlation in double-photon emission nuclides using magnetic field *Taisei Ueki¹, Fumiki Sensui¹, Mizuki Uenomachi², Zhong Zhihong¹, Kenji Shimazoe¹, Hideki Tomita^{3,4}, Kei Kamada⁵, Hiroyuki Takahashi¹ (1. UTokyo , 2. RIKEN, 3. Nagoya Univ., 4. JST , 5. Tohoku Univ.) 11:40 AM - 11:55 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[3B_PL] 14th Fellows Gathering

Chair: Kazuaki Matsui (FPC) 1:00 PM - 2:30 PM Room B

[3B_PL01] Japan's Nuclear Policy and Updated Issues
*Mitsuru Uesaka¹ (1. AEC)

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

[3B10-14] Photon Detection Technique 3

Chair: Mariko Segawa (JAEA) 2:45 PM - 4:10 PM Room B

[3B10] Development of gamma source identification by 4π Compton gamma imaging

*Hidetake Ebi¹, Atsushi Mukai¹, Kenji Shimazoe², Yusuke Tamura³, Hanwool Woo², Fumihiko Ishida⁴, Jun Kawarabayashi⁵, Kosuke Tanabe⁶, Kei Kamata³, Hideki Tomita¹ (1. Nagoya Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. Tohoku Univ., 4. Natl. Inst. of Tech., Toyama College, 5. Tokyo City Univ., 6. Natl. Research Inst. of Police Science)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B11] Compton imaging system with SOI and Scintillator

*Zhihong Zhong¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Lan Zhang¹, Mizuki Uenomachi² (1. UTokyo, 2. RIKEN) 3:00 PM - 3:15 PM

[3B12] Characterization of Time of Flight Compton Camera for Radiation monitoring

*Agus Nur Rachman¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki
Takahashi¹, Hideki Tomita², Eiji Takada⁴, Yusuke
Tamura³, Jun Kawarabayashi⁵, Kosuke Tanabe⁶ (1.
The University of Tokyo , 2. Nagoya University , 3.
Tohoku University , 4. National Institute of
Technology, Toyama College, 5. Tokyo City University , 6. National Research Institute of Police Science)
3:15 PM - 3:30 PM

[3B13] Random and scatter noise reduction in PET imaging using entangled annihilation gamma

photons with Compton PET pixel detectors *Donghwan Kim¹, Agus Nur Rachman¹, Taisei Ueki¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹ (1. The University of Tokyo) 3:30 PM - 3:45 PM

[3B14] Simultaneous diagnostic and therapeutic radionuclides imaging with Compton-PET hybrid camera

*Mizuki Uenomachi¹, Kenichiro Ogane², Zhihong Zhong², Kenji Shimazoe², Kei Kamada³, Hiroyuki Takahashi², Yang Wang¹, Hiromitsu Haba¹ (1. RIKEN, 2. UTokyo, 3. Tohoku Univ.) 3:45 PM - 4:00 PM

Room C

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[3C01-04] Laser Application

Chair: Kazumasa Okamoto (Osaka Univ.) 9:30 AM - 10:45 AM Room C

[3C01] Development of ultrasensitive infrared laser absorption spectroscopy for tritium analysis

*Kazuki Iwamoto¹, Yuki Okuyama¹, Keisuke Saito¹,

Yuta Suzuki¹, Volker Sonnenschein¹, Norihiko

Nishizawa¹, Hideki Tomita¹,² (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Remote Laser Heating Experiments using a
10kW Fiber Laser and its Robot System (Part2)
*Akihiko Nishimura^{1,2}, Yoshihiro Kitagawa¹ (1. JAEA,
2. Fukui Univ.)
9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Development of a CW fiber laser

decontamination using high-speed scanning of a
high-power density laser beam.

*Atsushi Kosuge¹, Eisuke J Minehara², Koichi Saruta¹

(1. JAEA, 2. LDD Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[3CO4] Development of a CW fiber laser

decontamination using high-speed scanning of a
high-power density laser beam

*Eisuke John Minehara¹, Atsushi Kosuge², Koichi
Saruta² (1. LDD, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[3C05-08] Accelerator 1

Chair: Kai Masuda (QST) 10:45 AM - 12:00 PM Room C

[3C05] Measurement of electron beam after laser modulation

*Koichi Kan¹, Masao Gohdo¹, Jinfeng Yang¹, Yoichi Yoshida¹ (1. ISIR (SANKEN), Osaka Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM

[3C06] Improvement of radioactivity estimation method using PHITS and DCHAIN for mass production of high quality medical RI in accelerators

*Shintaro Hashimoto¹, Yasuki Nagai^{2,3} (1. JAEA, 2. CTC, 3. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[3C07] Emittance Measurement of PIG Negative-Ion Source in Electrostatic Tandem Accelerator *Hong-Fu Liu¹, Naoto Hagura¹, Jun Kawarabayashi¹, Yoshiyuki Oguri² (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:15 AM - 11:30 AM

[3C08] New acceleration method: Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron (2)

> *Kyosuke Adachi¹, Hidehiko Arima¹, Yujiro Yonemura¹, Yuhi Waga¹, Akihiro Ito¹, Koki Takamatsu¹, Nobuo Ikeda¹, Yoshiharu Mori² (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

[3C_GM] The 66th General Meeting of International Nuclear Information Network

12:10 PM - 12:50 PM Room C

[3C_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | International Nuclear Information Network

[3C_PL] Overseas trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

Chair: Yurugi Kanzaki (MHI) 1:00 PM - 2:30 PM Room C

[3C_PL01] Overseas R&D trends regarding nuclear innovation

*Taiju Shibata¹ (1. JAEA)

[3C_PL02] JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

*Kentaro Funaki¹ (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[3C09-13] Accelerator 2

Chair: Fumito Sakamoto (NIT Akita College) 2:45 PM - 4:15 PM Room C

[3C09] Present Status of Linear IFMIF Prototype

Accelerator (LIPAc)

*Tomoya Akagi¹ (1. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

Takahiro Shinya¹, Kohei Sakurai², *Kai Masuda¹,
Noriyosu Hayashizaki², Tetsuo Abe³, Hitoshi
Kobayashi³, Ken Takayama³, Francesco Scantamburlo⁴,
Andrea De Franco¹ (1. QST, 2. Tokyo Tech, 3. KEK, 4. F4E)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C11] Present status of Linear IFMIF Prototype
Accelerator (LIPAc)

*Jibong Hyun¹, Hiroki Usami¹, Kai Masuda¹, Keitaro Kondo¹, Akihiko Mizuno^{1,2}, Manuel Peres Alonso³, Francesco Scantamburlo⁴ (1. QST, 2. JASRI, 3. IPFN, 4. F4E)
3:15 PM - 3:30 PM

[3C12] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

> *Andrea De Franco¹, Tomoya Akagi¹, Manuel Peres Alonso², Koki Hirosawa¹, David Jimenez⁴, Keitaro Kondo¹, Saerom Kwon¹, Jacques Marroncle³, Kai Masuda¹, Masayuki Ohta¹ (1. QST, 2. IST-IPFN, 3. CEA, 4. CIEMAT)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C13] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

> *Kohki Kumagai¹, Keitaro Kondo¹, Satoshi Sato¹, Saerom Kwon¹, Kai Masuda¹ (1. QST) 3:45 PM - 4:00 PM

Room D

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

[3D01-04] Experimental Education of Reactor Physics

Chair: Kenichi Yoshioka (Toshiba ESS) 9:30 AM - 10:45 AM Room D

[3D01] Development of Digital Triplet for Reactor
Physics Education using Experiments
*Kaito Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1.
Nagoya Univ.)
9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era
*Tomohiro Endo¹, Go Chiba², Kenichi Watanabe³, Cheol
Ho Pyeon⁴, Genichiro Wakabayashi⁵ (1. Nagoya Univ.,
2. Hokkaido Univ., 3. Kyushu Univ., 4. Kyoto Univ., 5.
Kindai Univ.)
9:45 AM - 10:00 AM

[3D03] Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era
*Go Chiba¹, Tomohiro Endo² (1. Hokkaido Univ., 2.
Nagoya Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era
*Hiroki Harada¹, Tomohiro Endo², Go Chiba¹ (1.
Hokkaido Univ., 2. Nagoya Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[3D05-08] Experimental Analysis

Chair: Tatsuya Fujita (NRA) 10:45 AM - 12:00 PM Room D

[3D05] Thermal power measurement using a Feynman- α method with finite difference filtering for UTR-KINKI

*Shoichi Ikeda¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima¹, Masaki Goto¹, Takashi Kanda¹, Koji Matsui¹, Hiroyuki Fukuda¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹ (1. Kindai Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM

[3D06] A Study for Reactor Noise Measurement in
Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.5
*Sin-ya Hohara¹, Atsushi Sakon¹, Takao Watanabe¹,
Takashi Kanda¹, Masaki Goto¹, Tadafumi Sano¹,
Jyunichi Hori², Kengo Hashimoto¹ (1. Kindai Univ., 2.
Institute for Integrated Radiation and Nuclear
Science, Kyoto Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3D07] An impact of neutron-gamma discrimination on Feynman-alpha analysis using a proton-recoil proportional counter

*Hiroyuki Fukuda¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹,
Kunihiro Nakajima¹, Masaki Goto¹, Takashi Kanda¹,
Shoichi Ikeda¹, Koji Matsui¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo
Hashimoto¹ (1. Kindai Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3D08] Development of reactor noise measurement by using BGO detector in UTR-KINKI

*Masaki Goto¹, Tadafumi Tadafumi Sano¹, Atsushi
Sakon¹, Kunihiro Kunihiro Nakajima¹, Takashi Kanda¹,
Shoichi Ikeda¹, Koji Matsui¹, Hiroyuki Fukuda¹,
Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹ (1. KINDAI
Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy: Global Environmental Issues Subcommittee in Nuclear Agora Research Task Force

[3D_PL] Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

Chair: Kiyoshi Yamauchi (MRI) 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] Summary of the role and recommendations of nuclear power for climate change

*Ryoichi Komiyama¹ (1. UTokyo)

[3D_PL02] Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.

*Kei Shimogori¹ (1. IEEJ)

[3D_PL03] Economics of the power sector with renewables

*Yuji Matsuo¹ (1. APU)

[3D_PL04] Japan's Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality *Yu Nagai¹ (1. CRIEPI)

[3D_PL05] Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society *Yasuo Komano¹ (1. MHI NSE (retirement))

[3D_PL06] General Discussion: Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral

Kei Shimogori¹, Yuji Matsuo², Yu Nagai³, Yasuo

Komano⁴, Chair: Ryoichi Komiyama⁵ (1. IEEJ, 2.

APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5.

UTokyo)

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

[3D09-13] Experimental Analysis Method Development

Chair: Shunsuke Sato (CRIEPI) 2:45 PM - 4:15 PM Room D

[3D09] Application of Dynamic Mode Decomposition to Area Ratio Method

> *Fuga Nishioka¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Masao Yamanaka², Cheol Ho Pyeon² (1. Nagoya University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University) 2:45 PM - 3:00 PM

[3D10] Reactivity estimation of UTR-KINKI subcritical cores

> *Yuichi Yamane¹, Shohei Araki¹, Atsushi Sakon² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kindai Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM

[3D11] Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions *Rei Kimura¹, Tadafumi Sano², Yuki Nakai¹, Atsushi Sakon², Satoshi Wada¹, Kunihiro Nakajima², Takashi Kanda², Masaki Goto², Yoshiyuki Takahashi³, Cheol Ho

Pyeon³ (1. Toshiba ESS, 2. Kindai Univ., 3. Kyoto

3:15 PM - 3:30 PM

Univ.)

[3D12] Analysis of critical experiments of TCA cores composed of low enriched UO₂ fuel rods and water holes

*Toru Yamamoto

3:30 PM - 3:45 PM

[3D13] Optimization of MOX fuel assembly based on genetic algorithm for discussion on plutonium consumption

> *Yuma Yamamoto¹, Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Taichi Takeishi¹ (1. Osaka Univ.) 3:45 PM - 4:00 PM

Room F

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3F01-05] Future of Nuclear Power

Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.) 9:30 AM - 11:00 AM Room F

[3F01] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

*Kenji Takeshita¹, Masahiko Nakase¹, Kenji Nishihara², Hitoshi Makino², Tatsuro Matsumura² (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century *Tomohiro Okamura¹, Kenji Nishihara², Ryota Katano², Akito Ohizumi², Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. JAEA) 9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century *Eriko Minari¹, Morihiro Mihara², Hitoshi Makino², Tomohiro Okamura¹, Akito Oizumi², Kenji Nishihara², Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century *Kenji Nishihara¹, Akito Oizumi¹, Tomohiro Okamura², Masahiko Nakase², Kenji Takeshita² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology) 10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Nuclear Energy Policy and "Ruah and Maiym" (said by Shichihei Yamamoto) (II) *Takashi Watanabe^{1,3}, Kiyoshi Tsutsui^{2,3}, Kazuaki Sasaki³ (1. Doshisha Univ., 2. Keio Univ., 3. Clean Energy Initiative) 10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3F06-08] Social Survey

Chair: Tomoaki Inamura (CRIEPI) 11:00 AM - 12:00 PM Room F

[3F06] Survey of Recognition Degree of Clearance System and Consideration of Promotion Methods *Takehide Nishimura¹, Shohei Nishino¹, Nobuyuki Sonobe¹, Daisuke Kawasaki¹ (1. Univ. of Fukui) 11:00 AM - 11:15 AM

[3F07] Can Web Surveys Substitute Continuous Opinion Polls?

> *Tomohiro Fujita¹ (1. INSS) 11:15 AM - 11:30 AM

[3F08] Information provision and social acceptance *Ryuta Takashima¹, Mari Ito¹, Masaaki Suzuki²,

Takeshi limoto³ (1. TUS, 2. Chukyo Univ., 3. UTokyo) 11:30 AM - 11:45 AM

[3F_GM] The 46th General Meeting of Social and Environmental Division

12:10 PM - 12:50 PM Room F

[3F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[3F_PL] Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai"

Chair: Kota Juraku (TDU) 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Overview about Treated Water Ocean
Dicharge at the Fukushima Dai-ichi Site
*Tsutomu Sata¹ (1. JAEA)

[3F_PL02] View of "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

[3F_PL03] Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication

*Norito Takeda¹ (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata¹, Shoji Tsuchida², Norito Takeda³,

Chair: Kota Juraku⁴ (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3.

Hokkaido Univ., 4. TDU)

[3F_PL05] Q&A session

Room G

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

[3G01-05] Risk Evaluation Method

Chair: Yoshihiro Ide (AdvanceSoft) 9:30 AM - 11:00 AM Room G

[3G01] Development of Risk Assessment Methodology to Support the Optimization of Nuclear Disaster Prevention Planning

*Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹, Sakura Fukue¹, Shohei Yamagishi², Tsuyoshi Takada³, Akemi Nishida³, Takenori Hida⁴, Soichi Mabuchi², Tsuyoshi Tamukai²

(1. Tokyo City University, 2. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Ibaraki University)

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Development of Risk Assessment Methodology

to Support the Optimization of Nuclear
Disaster Prevention Planning
*Shohei Yamagishi¹, Tsuyoshi Tamukai¹, Soichi
Mabuchi¹, Hitoshi Muta², Yasuki Ohtori², Sakura
Fukue², Tsuyoshi Takada³, Akemi Nishida³, Takenori
Hida⁴ (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 2.
Tokyo City University, 3. Japan Atomic Energy
Agency, 4. Ibaraki University)

[3G03] Risk assessment for various cohorts considering
EAL transmission timing
*Fumie Sebe¹, Hideki Horie¹, Nobuhisa Takezawa¹,
Mika Tahara¹, Kaoru Matsushita¹ (1. Toshiba Energy
Systems &Solutions Corporation)

[3G04] Development of risk assessment method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material.

*Satoshi Sawahata¹, Yuichi Tamaoki¹, Ryosuke

Isozaki¹, Ryuta Suzuki¹, Masataka Akada¹, Hisashi Suzuki¹, Ryoma Yonezawa¹, Tadatsune Fujishima¹, Yasutaka Mizukoshi¹, Naoki Sakamoto¹ (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

9:45 AM - 10:00 AM

10:00 AM - 10:15 AM

[3G05] Effect of Correlation between Performance
Shaping Factors on Human Error Probability
*Yusuke Takao¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹
(1. OSAKA UNIVERSITY)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3G06-08] Dynamic PRA

Chair: Hitoshi Muta (TCU) 11:00 AM - 12:00 PM Room G

[3G06] Sensitivity Analysis for CMMC Coupling Method
using the Correlated Sampling Method
*Yuki Morishita¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹
(1. Nagoya Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM

[3G07] Development of Dynamic PRA Methodology

*Yoichi Tanaka¹, Xiaoyu Zheng¹, Hitoshi Tamaki¹,

Tomoyuki Sugiyama¹ (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[3G08] Study on the Applicability of Dynamic Level 2
PRA to Estimating Large Early Release
Frequency

*Xiaoyu Zheng¹, Shogo Takahara¹, Hitoshi Tamaki¹,

Tomoyuki Sugiyama¹, Yu Maruyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

[3G_GM] The 10th General Meeting of Risk Division

12:10 PM - 12:50 PM Room G

[3G_GM] General Meeting

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

[3G_PL] Latest trends of Dynamic PRA

Chair: Toshinobu Kita (CRIEPI) 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[3G_PL01] Efforts for Development of Dynamic PRA methodorogy in Nuclear Safety Research Center of JAEA

*Hitoshi Tamaki¹ (1. JAEA)

[3G_PL02] Display of Dynamical Behaviour of Nuclear

Power Plant States in Risk Monitor System

*Takeshi Matsuoka¹ (1. Utsunomiya Univ.)

[3G_PL03] Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard

*Hitoshi Muta¹ (1. TCU)

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

[3G09-12] Seismic Evaluation

Chair: Sunhyon Jan (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 4:00 PM Room G

[3G09] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

> *Toshiaki Sakai¹, Yasuki Ohtori², Noa Matsumaru², Hitoshi Muta², Yoshifumi Katayama³ (1. CRIEPI, 2. TCU, 3. Chuden Engineering Consultants CO.,LTD) 2:45 PM - 3:00 PM

[3G10] A Fremework of RI-PB Design Application for Seismic Events

> *Noa Matsumaru¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai², Yoshifumi Katayama³ (1. TCU, 2. CRIEPI, 3. CEC)

3:00 PM - 3:15 PM

[3G11] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Katayama Yoshifumi¹, Yasuki Ohtori², Toshiaki

Sakai³, Muta Hitoshi² (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI) 3:15 PM - 3:30 PM

[3G12] Importance Measure Considering Common Cause Failure

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. TCU) 3:30 PM - 3:45 PM

Room H

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

[3H01-04] Decommissioning Technology for Fukushima

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui) 9:30 AM - 10:35 AM Room H

9:30 AM - 9:45 AM

[3H01] Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
Reactor Carry-out Proposal
*Haruo Morishige¹, Yasufumi Kitamura² (1.
Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review
Group, 2. Kitamura Co., Ltd.)

[3H02] Development of Remote Inspection Method using Advanced Super Dragon Articulated Robot Arm

> *Hideharu Takahashi¹, Gen Endo¹, Ikuo Wakaida², Hiroshige Kikura¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA) 9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Development of Remote Inspection Method using Advanced Super Dragon Articulated Robot Arm

> *Gen Endo¹, Toshiya Nagai¹, Atsushi Takata¹, Hiroshige Kikura¹, Hideharu Takahashi¹ (1. Tokyo Institute of Technology) 10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] Research on hydrogen recombination catalyst arrangement in fuel debris storage canister for decommissioning of 1FD

*Tadasuke Yamamoto¹, Sougo Iwata¹, Sayaka Masaki¹, Tatuya Aida¹, Takurou Aotani¹, Tomoaki Kita¹, Daiju Matumura², Ernst Arndt Reinecke³, Hirohisa Tanaka¹ (1. Kwansei Gakuin Univ, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Forschungszentrum Juelich GmbH) 10:15 AM - 10:30 AM

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

[3H05-10] Technologies for Dismantling, Decontamination and Evaluation

Chair: Hideharu Takahashi (Tokyo Tech)

10:35 AM - 10:50 AM

10:35 AM - 12:15 PM Room H

[3H05] Laser spectrosopy for atoms and fine particles generated during laser cutting

*Masabumi Miyabe¹, Tomonori Yamada^{1,2}, Takuya
Shibata¹, Chikara Ito¹, Hiroyuki Daido³, Shuichi
Hasegawa⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The
Wakasawan Energy Research Center, 3. Institute for
Laser Technology, 4. The University of Tokyo)

[3H06] Development of Removal Technique for Solid Contaminants with Ultra-Fine Bubbles for Decommissioning

> *Masaumi Nakahara¹, Sou Watanabe¹, Shuya Kimura¹, Misaki Sasaki², Hiromitsu Inagaki³, Tetsuji Moriguchi² (1. JAEA, 2. Kyutech, 3. Chubu Electric Power) 10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Fundamental Study on Mechanism of Blasting

Decontamination Device for Small Diameter Pipe

(Part5)

*Seigo Kai¹, Hideharu Takahashi¹, Hayato Taniguchi², Akihiko Kawashima², Hiroshi Takahashi³, Keisuke Jinza⁴, Hiroshige Kikura¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.Ltd., 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of a cavity ringdown spectroscopic apparatus for DC glow discharge plasma

*Yusuke Maruyama¹, Ryohei Terabayashi¹, Kaoru
Inoue¹, Masabumi Miyabe³, Hiroyuki Daido², Tomonori
Yamada^{3,4}, Chikara Ito³, Takuya Shibata³, Shuichi
Hasegawa¹ (1. UTokyo, 2. ILT, 3. JAEA, 4. WERC)
11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of Sr-90 analytical system based on highly sensitive laser absorption spectroscopy utilizing molecular isotope shifts *Ryohei Terabayashi¹, Masahiro Sakurai¹, Kaoru Inoue¹, Yusuke Maruyama¹, Masabumi Miyabe², Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo, 2. JAEA)
11:35 AM - 11:50 AM

[3H10] Development of general-purpose clearance radioactivity concentration measurement *Masato Watanabe¹, Kouji Hayashi², Ryouji Mizuno², Tomoo Horie³ (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI, 3. Techno Chubu) 11:50 AM - 12:05 PM

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3H_PL] "Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS" Activity reports of subcommittees

Chair: Hiroshi Miyano (Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)
1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Radioactive Waste Management

*Satoshi Yanagihara¹ (1. Univ. of Fukui)

[3H_PL02] Robotics

*Takashi Yoshimi¹ (1. Shibaura Inst. of Tech.)

[3H_PL03] Risk analysis and evaluation

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[3H_PL04] Structural Integrity of components

*Shunichi Suzuki¹ (1. UTokyo)

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

[3H11-14] Decommissioning Sites and Project Management

Chair: Haruo Morishige (Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group) 2:45 PM - 4:00 PM Room H

[3H11] A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities *Yukihiro lguchi¹, Daisuke Kawasaki¹, Satoshi Yanagihara¹ (1. UNIVERSITY OF FUKUI)
2:45 PM - 3:00 PM

[3H12] Organization and solution measures for technical issues of decommissioning

*Kazuhiro Tanabe¹, Satoshi Yanagihara², Yukihiro Iguchi³, Daiichiro Oguri⁸, Yuto Awatani³, Kouji Saruta⁴, Isao Narikawa⁵, Akihiro Yanagida⁶, Shingo Ozawa⁷ (1. Kanden Plant, 2. Univ. of Fukui, 3. JAEA, 4. Takenaka, 5. Tokyo Energy &Systems, 6. Nissin Kiko, 7. CTC, 8. JAPC)

3:00 PM - 3:15 PM

[3H13] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components *Yuta Miyamoto¹, Hiroki Iwai¹, Norimasa Mori¹ (1. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM

[3H14] Construction of waste transportation route by

building penetration for decommissioning
*Yuto Awatani¹, Kenta Aratani¹, Haruhiko Kadowaki¹,
Yasuyuki Nakamura¹, Masahiro Ishiyama¹, Masashi
Tezuka¹ (1. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

Room I

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

[3101-03] Separation Behavior

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech) 9:50 AM - 10:45 AM Room I

[3101] Complexation of actinides and lanthanides with water-soluble amides and carboxylic acids and their tetrad effect

> *Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Yasutoshi Ban¹, Daiki Nomizu², Yusuke Tsuchida², Masahiko Nakase Matsumiya², Masahiko Nakase Nakase³, Kenji Takeshita³, Takahiro Shimosaka⁴, Tatsuya Suzuki⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Nagaoka University of Technology) 9:50 AM - 10:05 AM

[3102] Design and performance evaluation of microchannel for packing with aion-exchange resins

*Kazuki Ouchi¹, Takehiko Tsukahara², Aileen Brandt², Yoshiki Muto², Nozomi Nabatame³, Yoshikazu Koma¹, Yoshihiro kitatsuji¹ (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. Ibaraki Univ.)

10:05 AM - 10:20 AM

[3103] Examination of solvent extraction with ionic liquid TOMAC/OMITf $_2$ N and fluorous extractant TBP-C $_4$ F $_9$

*Masaru Yokouchi¹, Yuya Kuroki¹, Ryoma Sunakawa¹, Toshiyuki Inazu¹, Noriko Asanuma¹ (1. Tokai University)

10:20 AM - 10:35 AM

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

[3I04-07] Development of Extractant

Chair: Masahiko Nakase (Tokyo Tech) 10:45 AM - 12:00 PM Room I

[3104] Development of Advanced Adsorbent for

Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry Takumi Mizumachi¹, Minami Sato¹, Masashi Kaneko², Tomoyuki Takeyama¹, Satoru Tsushima^{3,1}, *Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. HZDR) 10:45 AM - 11:00 AM

[3105] *Cis/trans* Isomerization of Uranyl Nitrate
Complex Induced by Bis(2-pyrrolidone) Derivative
Bearing Two Asymmetric Centers
*Ryoma Ono¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)
11:00 AM - 11:15 AM

[3106] Photochemical Synthesis of Uranyl(VI)-Peroxo Complexes with Bis(phosphine oxide) Linker Ligands

*Yuta Okumura¹, Tomoyuki Takeyama¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech)

11:15 AM - 11:30 AM

[3107] Evaluation of HSAB principle in complexation behavior of uranyl(VI) ion with $\rm N_3O_2$ -, $\rm N_2O_3$ -, $\rm N_2O_2S_1$ -type planar pentadentate Schiff-base ligands

*Tomoyuki Takeyama¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Institute of Resource Ecology, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR))

11:30 AM - 11:45 AM

[3I_GM] The 42nd General Meeting of Reprocessing and Recycle Technology Division

12:10 PM - 12:50 PM Room I

[3I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

[3I_PL] International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

Chair: Atsunobu Masuno (Hirosaki Univ.) 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[3I_PL01] Current status and future prospects of vitrification technology development at Japan Nuclear Fuel Limited *Yuuki Oota¹ (1. JNFL)

[3I_PL02] Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI

*Haruka Tada¹ (1. IHI)

[3I_PL03] The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter

*Toru Sugawara¹ (1. Akita Univ.)

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

[3108-12] Isotope Enrichment and Mass Spectrometry

Chair: Shuichi Hasegawa (UTokyo) 2:45 PM - 4:15 PM Room I

[3108] Calcium isotope separation by DC18C6 crownether for neutrinoless double beta decay

*Anawat Rittirong Rittirong¹, Pantiwa Kumsut¹,

Takaaki Yoshimoto¹, Ryuta Hazama¹, Tadafumi

Kishimoto², Toshiyuki Fujii², Yoichi Sakuma³, Satoshi

Fukutani⁴, Yuji Shibahara⁴, Ayaki Sunaga⁴ (1. Osaka

Sangyo Univ., 2. Osaka Univ., 3. Tokyo Tech, 4. Kyoto

Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3109] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Mai Fukumori¹, Yuki Takemura¹, Makoto Hasegawa¹, Takashi Tsunada², Kenya Tanaka², Tadafumi Kishimoto³ (1. ATOX, 2. Pesco, 3. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3110] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Tadafumi Kishimoto¹, Izumi Ogawa², Kenji Matsuoka¹, Takao Fukumoto¹, Hironobu Shiraishi³, Tomohiko Kawakami³, Mai Fukumori⁴, Yuki Takemura⁴, Makoto Hasegawa⁴, Takehiko Tsukahara⁵ (1. Osaka University, 2. Fukui University, 3. Kaken, 4. ATOX, 5. Tokyo Institute of Techonology)

3:15 PM - 3:30 PM

[3I11] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Naoki Horiguchi¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yoshihiro Kitatsuji¹, Mai Fukumori², Yuki Takemura², Makoto Hasegawa², Tadafumi Kishimoto³ (1. JAEA, 2. ATOX, 3. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3112] Measurement of iodine-129 in low radioactive liquid waste by inductively coupled plasma mass spectrometry with collision reaction cell technique

*Yu Saegusa¹, Masahiko Yamamoto¹, Satoshi Inada¹,

Takehiko Kuno¹ (1. JAEA) 3:45 PM - 4:00 PM

Room J

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

[3J01-06] SiC 1

Chair: Kenta Murakami (UTokyo) 9:30 AM - 11:15 AM Room J

[3J01] R&D of anti-corrosion technology for fullceramics reactor core

> *Sosuke Kondo¹, Hirokazu Katsui², Kazuya Shimoda³, Ryutaro Usukawa², Kotaro Seki¹, Shaofan Lyu¹, Sola Iwamoto¹ (1. Tohoku Univ., 2. AIST, 3. NIMS) 9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] R&D of anti-corrosion technology for fullceramics reactor core

Ryutaro Usukawa¹, *Hirokazu Katsui¹, Mikinori Hotta¹, Kazuya Shimoda², Sosuke Kondo³ (1. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), 2. National Institute for Materials Science, 3. Tohoku University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] R&D of anti-corrosion technology for fullceramics reactor core

> *Kazuya Shimoda¹, Masako Kato¹, Ryutaro Usukawa², Hirokazu Katsui², Sosuke Kondo³ (1. NIMS, 2. AIST, 3. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] R&D of anti-corrosion technology for fullceramics reactor core

*Sola Iwamoto¹, Ryutaro Usukawa², Hirokazu Katsui², Shaofan Lyu¹, Ryuta Kasada¹, Sosuke Kondo¹ (1. Tohoku Univ., 2. AIST) 10:15 AM - 10:30 AM

[3J05] R&D of anti-corrosion technology for fullceramics reactor core

*Shaofan Lyu¹, Hirokazu Katsui², Hao Yu¹, Yasuki Okuno¹, Ryuta Kasada¹, Sosuke Kondo¹ (1. Tohoku University, 2. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology) 10:30 AM - 10:45 AM

[3J06] R &D of anti-corrosion technology for fullceramics reactor core

*Kotaro Seki¹, Sosuke Kondo¹, Koichi Sato², Ryuta

Kasada¹ (1. Tohoku Univ., 2. Kagoshima Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM

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

[3J07-08] SiC 2

Chair: Masato Yamamoto (NFD) 11:15 AM - 12:00 PM Room J

[3J07] Effect of Ion Irradiation on Mechanical
Properties of Silicon Carbide

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

11:15 AM - 11:30 AM

[3J08] Ion-irradiation Effect on Swelling and
Microstructure of C/BN Particle Dispersed SiC
*Yansong Zhong¹, Baopu Wang¹, Yina Du¹, Bo Huang, K
Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹, Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

[3J_GM] The 44th General Meeting of Materials Science and Technology Division

12:10 PM - 12:50 PM Room J

[3J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[3J_PL] DX application to the field of nuclear materials and its issues

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room J

[3J_PL01] Materials development and "Materials Informatics"

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[3J_PL02] Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research

*Akiyoshi Nomoto¹ (1. CRIEPI)

[3J_PL03] DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants *Yusuke Yasuda¹ (1. Hitachi)

[3J_PL04] ARKADIA — Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design *Masaaki Tanaka¹, Takero Mori¹ (1. JAEA)

[3J_PL05] Al-based diagnostic technology for

ultrasonic flaw detection images Kanta Takahashi*¹ (1. TOSHIBA ESS)

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

[3J09-13] Debris 1

Chair: Sosuke Kondo (Tohoku Univ.) 2:45 PM - 4:15 PM Room J

[3J09] Development of accident tolerant control rod *Hirokazu Ohta¹, Kinya Nakamura¹ (1. CRIEPI) 2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Development of accident tolerant control rod *Kinya Nakamura¹, Hirokazu Ohta¹ (1. CRIEPI) 3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Investigation of re-distribution of B in SUS304-B₄C alloy under high temperature steam simulating BWR severe accident
*Shinnosuke Sakuma¹, Ayumi Itoh¹, Shintaro Yasui¹, Yoshinao Kobayashi¹, Kenichi Ito², Mutsumi Hirai², Masato Mizokami² (1. Tokyo Tech, 2. TEPCO HD)
3:15 PM - 3:30 PM

[3J12] Microstructural stability of Zr-SUS-B₄C model debris upon annealing

*Huilong Yang¹, Kenta Murakami¹, Syo Kano¹, Hiroaki
Abe¹ (1. UTokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

 [3J13] Study on physical mechanism in phenomenon of fuel debris
 *Seiya Suzuki¹, Yoichi Arai¹, Nobuo Okamura¹,

Masayuki Watanabe¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

Poster Session

Awards Ceremony | Poster Session | Student Network

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony of Student Network

12:00 PM - 12:30 PM Poster Session

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

Planning Lecture | Special Lecture | Special Lecture

[3A_PL] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

Chair: Yuichi Furuyama (Kobe Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:20 PM Room A

[3A_PL01] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

*Yoshiji Yano¹ (1. Kobe Univ.)

特別講演

特別講演

Special Lecture

神戸における海技者教育の歩み

The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

*矢野 吉治

神戸大学 大学院海事科学研究科・海事博物館長

嘉永 6(1853)年 6 月、ペリー艦隊の浦賀来航を契機に幕府は欧米諸国との歴然たる格差に直面し、海運 の近代化へと一大転換を図ります。慶応3 (1867) 年12月に兵庫が開港し、翌、慶応4 (1868) 年9月8日 に元号が明治へと改まりました。維新以来、大型商船の需要が急激に高まる中、西洋型商船を操ることので きる日本人海技者は皆無に等しく、日本の沿岸航路は西欧諸国の商船により支配されていました。高級船員 の大半を外国人が占め、日本人がその下働きをする時代であり、日本の近代化がめざましい躍進を遂げる中、 自国民による近代的商船隊充実の気運が急激に高まってゆきました。明治40(1907)年9月に神戸の築港が 始まり、大正3(1914)年には第一次世界大戦が勃発、このとき、連合国側の我が国は造船や海運部門で大躍 進を遂げますが、急増する邦船船腹量に見合う商船士官の不足を危惧します。このような背景から神戸の地 における海技者教育が幕を開けました。神戸大学の深江キャンパスは大正6(1917)年9月に設立認可の私立 川崎商船学校に端を発します。川崎造船所の創立者である川崎正藏は『四面環海の我国は海運の発展によっ て台頭する』と唱え、その遺志を継いだ嗣子の川崎芳太郎により兵庫県武庫郡本庄村深江の浜に川崎商船学 校が誕生、翌、大正7(1918)年3月に第1期生50人が入学しています。さらにその2年後の大正9(1920) 年8月には国家へ献納され、我が国2番目の官立商船学校として神戸高等商船学校へと昇格、同年11月に第 1期生59人が入学し、修業年限5年半の海技者教育が本格化しました。爾来、資源に乏しい我が国の生命線 を維持するために、大正14(1925)年に東京商船学校から改称の東京高等商船学校と肩を並べ、東の「越中 島」、西は「深江」の愛称で幾多の商船士官を輩出して国の発展に貢献してきました。時は流れ、戦中・戦後 の混乱期を経て、昭和27(1952)年5月に国立大学設置法の一部を改正する法律により神戸商船大学がこの 伝統の地に誕生し、同年7月に第1期生120人が入学しています。当時、先進各国が国策として原子力船の 開発に取り組む中、昭和33(1958)年には原子力工学をはじめ原子力船に関する科目が開講され、高度の商 船運航技術教育、特に原子力工学を中心とした原子力商船に関する最新の学理と技術を研究、教授するとと もに新しい時代に対応した原子力商船の運航管理技術者並びに広く原子力産業に貢献できる技術者を育成す ることを目的として原子動力学科が昭和47(1972)年4月に新設されて第1期生40人が入学しました。そ の背景には、①世界における船舶の技術革新と海運界の動向 ②原子力船の開発の必要性と現状 ③原子力 商船の開発と運航技術者養成の必要性 ④神戸商船大学における原子力教育の現状 が挙げられます。これ に先立つ昭和38(1963)年8月に日本原子力船開発事業団が設立され、昭和43(1968)年11月には原子力 船"むつ"の建造に着工、同44年6月に進水、翌45年7月に同船は事業団に引き渡され定係港である青森県 むつ市の下北ふ頭へ回航、第二期工事において原子炉が搭載され、47年9月には燃料の搭載を終えています。 その後の神戸では、海技者教育とともに時代を先取りした新しい学科が組織され、開学から半世紀を経た平 成 15(2003)年10月1日に神戸商船大学と神戸大学とが統合して神戸大学海事科学部が発足、平成19(2007) 年 4 月には大学院海事科学研究科が設置され、さらに令和 3 (2021) 年 4 月に学部名を海洋政策科学部へと 発展的に改称して現在に至ります。深江の地における海技者教育の変遷を、学生にとってその象徴的存在と もいえる歴代の練習船やキャンパス関連の話題を交えて概説します。

*Yoshiji Yano

Kobe Univ.

Awards Ceremony

[3A_AC] The 54th AESJ Awards Ceremony

Fri. Mar 18, 2022 4:30 PM - 5:30 PM Room A

[3A_AC] Awards Ceremony

(Fri. Mar 18, 2022 4:30 PM - 5:30 PM Room A)

[3A_AC] Awards Ceremony

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

[3B01-05] Photon Detection Technique 2

Chair: Makoto Maeda (JAEA)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room B

- [3B01] A novel dosimeter technique using quadruple-phoswich scintillator for beta/gamma simultaneous counting and discriminating.
 - *Tatsuyuki Maekawa¹, shunichiro Makino¹, Takuro Fujimaki², naoto kume², Akio Sumita², Munenori Akiyama², Kentaro Kikuchi¹, Yuji Oshima¹, Eiichi Fujiwara¹ (1. Toshiba Power Systems Radiation Techno-servicve Co.,LTD., 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

9:30 AM - 9:45 AM

- [3B02] Upgrade of the spectral determination mthod by sensor fusion concept *Masumi Oshima¹, Jun Goto², Takehito Hayakawa³, Katsuyuki Suzuki¹, Haifeng Shen¹, Yuichi Sano¹, Hirofumi Shinohara¹ (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata Univ, 3. QST) 9:45 AM 10:00 AM
- [3B03] Response characteristics of a ⁶Li-glass scintillator for high energy gamma-rays
 - *Jaehong Lee¹, Fumiaki Ito¹, Kota Hironaka¹, Jun-ichi Hori², Kazushi Terada², Mitsuo Koizumi¹ (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Comparison of measurement systems for high-energy gamma-ray imaging *Riho Fujiwara¹, Akira Taniike¹, Yuuiti Furuyama¹, Masaki Nishiura², Masashi Kisaki² (1. Kobe Univ., 2. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B05] Development of Real-Time Measurement System for Emission and Absorption of Visible Light during Heavy Gamma-Ray Irradiation *Huy Le Viet¹, Hiroyuki Miyamaru¹, Kei Tanigami¹, Takao Kojima¹ (1. Osaka Prefecture University)

10:30 AM - 10:45 AM

3B01

4 層フォスイッチ検出器による β · γ 同時弁別型線量計の開発 (4) 線量当量率測定用サーベイメータへの実装

2022年春の年会

A novel dosimeter technique using quadruple-phoswich scintillator for beta/gamma simultaneous counting and discriminating.

(4) Implementation on survey meter for dose equivalent measuring
*前川 立行 ¹,牧野 俊一郎 ¹,藤牧 拓郎 ²,久米 直人 ²,隅田 晃生 ²
秋山 宗則 ²,菊地 賢太郎 ¹,大島 雄志 ¹、藤原 栄一 ¹
* 東芝電力放射線テクノサービス、2 東芝エネルギーシステムズ,

4層フォスイッチシンチレータによる β γ 同時識別技術を線量当量率サーベイメータに実装し、JIS 規格準拠の確認、 β γ 識別性能の検証、従来型装置との比較などを通し、本技術の実用性・有用性を確認した。 **キーワード**:線量当量率、サーベイメータ、弁別、識別、同時測定、 β 線、 γ 線、 β / γ フォスイッチ

1. 緒言

前回報告 1 に続き評価試験を進め、サーベイメータ規格である JIS Z 4333 への準拠を確認すると共に、本技術特有 β ・ γ 弁別性能についても検証した。また、福島第一原子力発電所の廃炉現場において、 β ・ γ 線混在場での測定を行い、一台で簡単・迅速に β 線、 γ 線の線量測定ができるという実用性・有用性を確認した。

2. JIS Z 4333 (γ、β線用線量当量率サーベイメータ) 規格準拠の確認

放射線測定の基本特性と機能、電源周波数磁界イミュニティ特性等についての規格要求を満足することを確認した。エネルギー依存性については、計数ではなく発光量の逐次積分 (γk) 、発光量を3バンドで識別して重み付けした逐次積分 (βk) を用いることで良好な特性を実現した。また、レンジ切り替え無しで高線量率までの測定を実現するため、波形識別アルゴリズムも考慮してポアソン事象の時間間隔分布から導いた補正法を新たに考案し、 1μ Sv/h から 200mSv/h まで直線性からのずれ最大7%の線形性を実現した。

3. β/γ弁別能力の検証

エネルギーの異なる複数の γ 線源(Am-241, Cs-137, Co-60)と β 線源(Tl-204, Sr-90/Y-90)に対する識別状況を確認した。本装置では微分追跡による波形の特徴抽出をしており、MAXSG(最大微係数)、MAX(波高値)、TPlus(正の微係数持続時間)を使った発光パターン識別結果の一部を図1に示す。明確な分離成分に加え、何れにおいても γ β の相互混入が残るが、線量当量率換算係数を考慮すると γ から β への混入の影響が大きい。この成分は、 γ 線が β 線層で幾らかの割合で反応した結果であり、設計計算でも実測でも同等の比率で確認されているものである。このため、

計計算でも実測でも同等の比率で確認されているものである。このため、これについては観測された γ 検出数から検出効率比で β 線層の妨害成分を補正して誤計数を減算する。微分追跡による識別とこの補正により、 γ 線から β 線への実質的混入割合は1/100 以下に抑えることができる。

これにより、従来電離箱では2回測定が必要であったが本装置によれ

3.0 β線 (中・高エネルギー) 2.5 2.0 2.0 1.5 1.0 2.5 B線 0.5 0.0 60 Sr-90/Y-90 3.0 R線(中・高エネル 2.5 MAXSG/MAX β線 (低エネルギ-2.0 1.5 1.0 0.5 γ 線 0.0 60 20 Tplus

図1.Cs-137, Sr-90/Y-90線源照射時の識別結果

ば1回で同時に β ・ γ 線量当量率測定が行える様になる。尚、サイトでの測定例等については当日紹介する。 [1]日本原子力学会 2021 秋、藤牧、前川、牧野他、"4層フォスイッチ検出器による β ・ γ 同時弁別型線量計の開発(3)"

*Tatsuyuki Maekawa¹, Shunichiro Makino¹, Takuro Fujimaki², Naoto Kume², Akio Sumita², Munenori Akiyama², Kentaro Kikuchi¹, Yuji Oshima¹ and Eiichi Fujiwara¹.

¹Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corporation, ²Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

3B02 2022年春の年会

センサーフュージョンによるスペクトル定量法の高度化

Upgrade of the spectral determination method by sensor fusion concept
*大島真澄¹, 後藤 淳², 早川 岳人³, 鈴木 勝行¹, 沈 海峰¹, 佐野 友一¹, 篠原宏文¹¹日本分析センター, ²新潟大学, ³量子科学技術研究開発機構(QST)

我々はこれまでに、放射線測定スペクトルが複数の核種スペクトルの線形和で表せるという第 1 原理を用いたスペクトル定量法(Spectral Determination Method、以下 SDM 法と呼ぶ)[1] を、液体シンチレーションスペクトルおよび γ 線スペクトルに、独立に適用し、その有効性を実証した。今回、この 2 つを統合したスペクトルデータを統一的に解析する新たな SDM 法を開発したので、その結果を報告する。

キーワード:液体シンチレーションスペクトル、γ線スペクトル、スペクトル定量法

1. 緒言

中重領域放射性核種は β 線、 γ 線のみを放出する β 、 γ 核種と、両方放出する β γ 核種、X 線を放出する EC 核種に大別される。液体シンチレーションカウンタ (LSC) により測定した β 線、X 線スペクトルと、 Ge 半導体検出器で測定した γ 線スペクトルは、従来個別に解析してきたが、これら 2 種類のスペクトルデータを、新たに開発した SDM 法で一括解析することにより、定量の迅速化と高精度化が期待できる。

2. 実験と解析

実験は、㈱化研[2]への外注により、Perkin Elmer 社製 Tri-Carb 3110TR 型 LSC 装置を使用し、Cl-36, Sr-90, Cs-137 等の測定を行った。得られたスペクトルを基に、放射線シミュレーション計算を行い、Mn-54 の LSC スペクトルデータを得た。また、AMETEK 社製 GMX40P4 型 Ge 半導体検出器を用いて、以上の γ 核種の γ 線スペクトルデータを実測した。これらの LSC, γ 線スペクトルから、Cs-137, Sr-90 が 10^4 Bq 存在する中で、100, 10, 10%強度の Cl-36 および Mn-54 を含む γ 線スペクトルを合成し、それらの SDM 解析を行った。

3. 結果と結論

SDM 解析による Cl-36 および Mn-54 の定量結果を表 1 にまとめた。ここで、LSC, γ 線スペクトル解析 結果を各々B, G で、統合解析結果を BG で表わした。 β 核種 Cl-36 は B 値、 γ 核種 Mn-54 は G 値の精度が 優れている。前者より後者の精度が良いのは、両者のエネルギー分解能の違いによるものと解釈される。 しかし、BG 値はそれらよりも精度が勝り、 β 、 γ 両核種への適用性から、この定量法の有効性が示された。

表 1 SDM 法解析結果(Output/Input は合成スペクトルの設定値に対する SDM 解析値の比を、括弧内は誤差を表す。

Nuclide	Cl-36 (β核種)			Mn-54 (γ核種)		
Concentration	Output/Input(BG)	Output/Input(B)	Output/Input(G)	Output/Input(BG)	Output/Input(B)	Output/Input(G)
1	0.999(1)	1.004 (7)	0.2 (24)	1.000(1)	1.001 (8)	0.999(1)
0.1	0.995 (6)	1.01 (12)	0.2 (95)	0.999(1)	1.00 (10)	1.000(1)
0.01	1.04(5)	1.01 (15)	27 (20)	0.999(3)	0.82 (14)	0.996 (5)

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Nucl. Sci. Tech. (2021) (Online) DOI: 10.1080/00223131.2021.1976296

[2] HTTP://www.kakenlabo.co.jp/index.html

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

^{*}Masumi Oshima¹, Jun Goto², Takehito Hayakawa³, Katsuyuki Suzuki¹, Haifeng Shen¹, Yuichi Sano¹ and Hirofumi Shinohara¹

¹Japan Chemical Analysis Center, ²Niigata University, ³National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

Li ガラスシンチレータの高エネルギーガンマ線に対する応答特性

Response characteristics of a ⁶Li-glass scintillator for high energy gamma-rays

*李 在洪 ¹, 伊藤 史哲 ¹, 弘中 浩太 ¹, 堀 順一 ², 寺田 和司 ², 小泉 光生 ¹
原子力機構 ¹, 京大複合研 ²

核不拡散・核セキュリティ総合支援センターでは、使用済み燃料などの高線量核物質を計量管理する非破壊 測定技術として、中性子共鳴透過分析法(Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA))の技術開発 を進めている。本研究では、測定システムのうち、中性子検出器に注目し、高エネルギーガンマ線に対する ⁶Li ガラスシンチレータの応答特性を調べた。本発表では、その結果を報告する。

キーワード: Li ガラスシンチレータ, 高エネルギーガンマ線, 応答特性

- 1. **緒言** 3 He 資源の供給問題と中性子検出器の需要の増加により、 3 He ガス検出器に代わる中性子検出器として 6 Li ガラスシンチレータが 3 He ガス検出器の現実的な代案と考えられている。その中の代表的なものである GS20 は、早い減衰時間(~70 ns)と、それなりに大きな発光効率(~6000 photon/n)を持つため、中性子研究分野に幅広く利用されている。加速器や原子炉を用いた中性子測定では、中性子が減速材に用いられる水素に吸収され放出される 2.2 MeV ガンマ線が主なバックグラウンド成分となる。ところが、ガンマ線のエネルギーに対して、GS20 の n/γ 波形弁別能力はほとんどない。それにも関わらず、GS20 のガンマ線に対する応答特性の報告は、高いものでも 60 Co のものしかないのが現実である。そのため、本研究では、 24 Na が崩壊した後に放出される 1.37 MeV と 2.75 MeV のガンマ線を、厚さ 1 cm の GS20 に照射し、高エネルギーガンマ線に対する応答特性を調べた。
- **2. 実験** ²⁴Na は約 15 時間の半減期で β ー崩壊し ²⁴Mg に変換され、²⁴Mg から 1.37 MeV と 2.75 MeV の 2本のガンマ線が同時放出される。本実験では、厚さ 1 cm の GS20 とガンマ線検出器である厚さ 7.6 cm のランタンブロマイド (LaBr₃:Ce) シンチレータを用いた同時測定を行い、二つの検出器の間には密封された約 $10^4 \sim 10^5$ Bq の ²⁴Na₂CO₃ 粉末(容器内径 $5 \times 8 \times 2$ cm³, 1.15 g/cm³)を設置した。両検出器のアナログ信号は直接デジタイザ (V1720D、CAEN 社製) に入力され、デジタル信号として変換される。閾値を超える両検出器の信号が 72 ns 以内に存在すれば、エネルギーと時間情報データがコントローラ (V1718、CAEN 社製) を介してコンピュータに送られ、処理される。本同時測定では、²⁴Na から放出される片方のガンマ線を LaBr3:Ce で検出した瞬間、GS20 でも信号が検出されれば、それはもう一方のガンマ線である確率が非常に高くなる。このように、同時測定を行うことにより、GS20 に入射したガンマ線についての情報を増やし、高エネルギーガンマ線の応答をより詳しく調べることができる。
- 3. 結果・考察 単位付与エネルギー当たり発生する光の量 (光出力) dL/dE は、単位長さ当たりの付与エネルギー量 dE/dx によって変化するため、粒子種別と運動エネルギーによって変化しうる。本実験で得られた GS20 の光出力を図1に示す。図1から分かるように高エネルギー電子に対する GS20 の光出力は一定であることを確認できた。当日発表では、GS20 の電子に対するエネルギー分解能及び2.2 MeV ガンマ線の応答関数についても報告する。

謝辞:本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部として実施された。

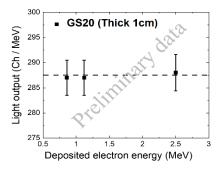


図 1. 電子の単位付与エネルギー に対する光出力

^{*}Jaehong Lee¹, Fumiaki Ito¹, Kota Hironaka¹, Jun-ichi Hori², Kazushi Terada², Mitsuo Koizumi¹. ¹JAEA, ²Kyoto Univ.

高エネルギーガンマ線イメージングのための測定システムの比較

Comparison of measurement systems for high-energy gamma-ray imaging *藤原 理帆 ¹、谷池 晃 ¹,古山 雄一 ¹,西浦 正樹 ²,木崎 雅志 ² ¹ 神戸大学大学院海事科学研究科, ² 核融合科学研究所

核融合プラズマで生成される高エネルギーアルファ粒子と炉壁のベリリウムの反応によって生じる 4.44 MeV ガンマ線のイメージング計測を行うため、ストレートコリメータ、ピンホールコリメータ、コーデットアパーチャの 3 種を比較する研究を行っている. PHITS シミュレーションコードを用いて設計パラメータの検討を行った. さらに、本学静電タンデム加速器を用いてガンマ線を発生させ、ストレートコリメータの基本特性を得た.

キーワード:高エネルギーガンマ線、タンデム加速器、ガンマ線イメージング

1. 緒言

現在次世代のエネルギー源として、核融合炉発電の実現に向けた研究開発が進められている。核融合炉や燃焼プラズマ実験の研究を進める上で、プラズマから損失し炉壁へ到達するアルファ粒子を測定することが重要となる。そこで、炉壁材料のベリリウムと損失アルファ粒子との核反応により生成する 4.44 MeV 高エネルギーガンマ線の発生位置と数量を炉外から測定することで損失アルファ粒子を計測する、高エネルギーアルファ粒子誘起ガンマ線計測手法が提案されている。本計測手法に用いる高エネルギーガンマ線カメラの方式として、コリメータ、ピンホール、コーデットアパーチャの 3 種が考えられる。本研究ではタンデム加速器を用いて発生したガンマ線を用いた実験および PHITS[1]計算を行い、ガンマ線イメージングの基礎的研究を行った。

2.実験及びシミュレーション

本研究では上記の3種の方法の内,コリメータを用いた方法に関する実験を行った.本学静電タンデム加速器を用いて2.7 MeV のプロトンを PTFE(テフロン)ターゲットに入射し,約6 MeV のガンマ線を生成した.ガンマ線ソースから約3 m の位置にスリット型の鉛コリメータと高純度ゲルマニウム検出器(HPGe)を設置し,コリメータの設置角度を変えることによるガンマ線検出量の変化を測定してアクセプタンス角を測定する.さらに,円形アパーチャーの鉛コリメータと HPGe を用い,測定位置を変えることで,ガンマ線イメージングを模擬した実験を行った.また PHITS 計算により,それらの結果を検証した.

3. 結果・考察

アクセプタンス角測定実験の結果を Fig. 1 に示す. 鉛スリットの設置角度に対する HPGe で測定されたガンマ線の全吸収ピークの収量変化をスリット幅に対して測定した. スリット幅が広ければ最大値も大きくなるがアクセプタンス角も広くなることがわかる. もし今回の実験体系でHPGe をその大きさの 8 cm 間隔で並べるのであれば, スリット幅を約 5 mm にすればよいと考えられる. 検出器をより遠ざける場合はスリット幅を狭くする必要がある.この値から, アパーチャーコリメーターの内径を検討した. アパーチャー実験および, ガンマ線カメラの方式の比較等についての詳細は講演で述べる.

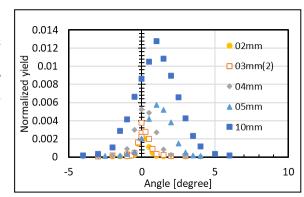


Fig. 1. Angular distribution of gamma-ray yield.

[1] Tatsuhiko Sato, et al., Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

*Riho Fujiwara¹, Akira Taniike¹, Yuichi Furuyama¹, Masaki Nishiura², Masashi Kisaki²

¹Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, ²NIFS

Development of Real-Time Measurement System for Emission and Absorption of Visible Light during Heavy Gamma-Ray Irradiation

*Huy Le Viet, Hiroyuki Miyamaru, Kei Tanigami and Takao Kojima Graduate School of Engineering, Osaka Prefecture University (OPU).

Abstract

A system for the real-time measurement of the visible light emission from and absorption by a material in an intense gamma-ray field was developed. The combination of direct visual observation and optical spectrophotometric analysis is expected to provide powerful clues for elucidating various phenomena caused by irradiation effects.

Keywords: Real-time measurement, Gamma-ray irradiation, Silver nanoparticles, Real-time observation.

1. Introduction

The study of gamma ray-induced changes in material using offline methods may be time-consuming, expensive, and may involve a post-irradiation time delay effect. In this study, a system for continuously monitoring the optical absorption, and the color change of the material under exposure to gamma rays has been developed in our irradiation facility of OPU.

2. Experimental

A white light-emitting diode produced a visible light beam (400–700 nm) that passed through an irradiated specimen and was measured by an UV-Vis spectrophotometer through a long glass optical fiber. A video camera with 2 megapixel provided visual observation of the gradual color change of the irradiated specimens. Gamma-ray exposure experiment was performed using a 557 TBq Cobalt-60 source. The dose rate was measured with a small-sized ion chamber (PTW, type 31013). From calculation results, the light source and the detection fiber were successfully protected from irradiation using close shielding of lead blocks. In order to study the formation of silver nanoparticles (AgNPs) in detail, blue color dye (Brilliant Blue FCF) was added to the radiolytic medium to observe the interaction among radiation-introduced radicals in water, generated AgNPs (using silver powder precursor, 44 µm grain size), and dye molecules.

3. Results and discussion

Figure 1 shows the change of the absorption spectrum as a function of irradiation dose. During irradiation, the sample exhibited a yellow color and an absorption band located at around 430 nm that corresponds to the surface plasmon resonance absorption of AgNPs. The intensity of this band increased progressively with the increase of dose and shifted toward longer wavelengths. The peak absorption intensity at 630 nm, which represents the deep blue color, was considerably decreased. The dye deformation was inhibited during the formation of AgNPs. Meanwhile, the morphology/growth of

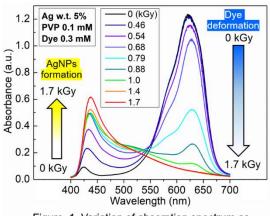


Figure. 1. Variation of absorption spectrum as a function of absorbed dose.

AgNPs was affected by the fragmentation of the dye molecules during exposed to gamma rays. It was also found that the amount of generated AgNPs was reduced in the real-time mechanical stirring condition.

4. Conclusion

The feasibility of the real-time measurement system operating in a high dose field was validated. The irradiation effect was analyzed at a dose fidelity, with minimal need for specimens. The system has various advantages that are competitive with the conventional method: cost-effectiveness, minimal time consumption, and provision of timely/precise information.

Publication: Huy, L., Miyamaru, H., Tanigami, K., Kojima, T. Development of real-time measurement system for emission and absorption of visible light during heavy gamma-ray irradiation. Radiat. Phys. Chem., Vol. 191, article 109870, 2022. https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2021.109870

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

[3B06-09] Novel Detection Technique

Chair: Mitsuhiro Nogami (Tohoku Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room B

[3B06] Development of Directional 14 MeV-Fusion Neutron Detector using Liquid Scintillator Filled in Capillaries

*Masataka Teshigawara¹, Eiji Takada¹, Shuhei Sumida², Kohji Shinohara^{3,2}, Takeo Nishitani⁴, Kunihiro Ogawa^{5,6}, Mitsutaka Isobe^{5,6} (1. NIT Toyama College, 2. QST, 3. UTokyo, 4. Nagoya Univ., 5. NIFS, 6. SOKENDAI)

10:55 AM - 11:10 AM

[3B07] Development for InGaP Semiconductor Devices to Neutron Detection Under High-Temperature Condition

*Yasuki Okuno¹, Mitsuru Imaizumi², Tamotsu Okamoto³, Takahiro Makino⁴, Tomohiro Kobayashi⁵ (1. Tohoku Univ., 2. JAXA, 3. NITKC, 4. QST, 5. RIKEN)

11:10 AM - 11:25 AM

[3B08] Development of correction method for effect of sample density on PGA *Makoto Maeda¹, Mariko Segawa¹, Yosuke Toh¹, Shunsuke Endo¹, Shoji Nakamura¹, Atsushi Kimura¹ (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3B09] Research on the perturbed angular correlation in double-photon emission nuclides using magnetic field

*Taisei Ueki¹, Fumiki Sensui¹, Mizuki Uenomachi², Zhong Zhihong¹, Kenji Shimazoe¹, Hideki Tomita^{3,4}, Kei Kamada⁵, Hiroyuki Takahashi¹ (1. UTokyo , 2. RIKEN, 3. Nagoya Univ., 4. JST , 5. Tohoku Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

3B06

細孔充填型液体シンチレータを用いた核融合 14 MeV 中性子検出器の開発

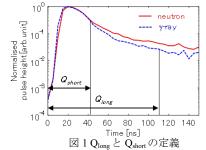
Development of Directional 14 MeV-Fusion Neutron Detector using Liquid Scintillator Filled in Capillaries * 勅使川原 応恭 ¹, 高田 英治 ¹, 隅田 脩平 ², 篠原 孝司 ³,², 西谷 健夫 ⁴, 小川 国大 ⁵,⁶, 磯部 光孝 ⁵,⁶ ¹ 富山高等専門学校, ² 量子科学技術研究開発機構, ³ 東京大学,

4名古屋大学,5核融合科学研究所,6総合研究大学院大学

D-T 反応生成 14 MeV 中性子の時間的・空間的測定のための、新しい概念の高速中性子検出器を開発し、密封 γ 線源や 252 Cf 中性子源を用いた実験により、指向性および中性子 $-\gamma$ 線弁別に関する特性を評価した。

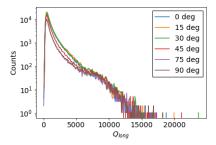
キーワード:核融合、高速中性子検出器、高速中性子、液体シンチレータ、Sci.Fi.検出器、パルス波形弁別 1.緒言 LHD や JT-60U などの核融合プラズマ実験装置では、将来の核融合炉における D-T 反応生成 α 粒子の 挙動を推定するため、シンチレーティング光ファイバ検出器(Sci.Fi.検出器)を用いて 14 MeV 中性子の時間 的・空間的な挙動が測定されている。Sci.Fi.検出器は、14 MeV 中性子の選択性に優れかつ指向性を有するが、中性子ー γ 線弁別特性が悪い。本研究では、長尺な細孔に有機液体シンチレータを充填することにより、指向 性とパルス波形による中性子ー γ 線弁別可能性を兼ね備えた高速中性子検出器を開発した。今後予定している 14 MeV 中性子照射実験に向け、密封 γ 線源や 252 Cf 中性子源を用いた予備実験により、特性を評価した。

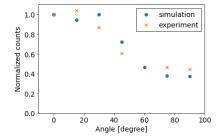
2. 実験 本検出器は、アルミニウム製の治具に開けた 144 個の長尺な細孔 (長さ 50 mm、直径 0.9 mm) に有機液体シンチレータが充填されている。実験においては、図 1 に示すようにパルス波形の各領域の積分値 (面積): Q_{short} 、 Q_{long} [arb. unit]を定義した。指向性を評価するために、コリメートした ^{137}Cs $-\gamma$ 線を検出器に対して 0° から 90° の方向から入射させ、 Q_{long} の分布を測定した。また放射線輸送計算コード Geant4 を用いて実験と同様のシミュレー



ションを行い、検出器へのエネルギー付与量分布と実験による Q_{long} の分布を比較した。次に、中性子 $-\gamma$ 線 弁別性能を評価するため、 60 Co 密封線源、 252 Cf 密封線源を用いて中性子と γ 線を検出器に入射させた。 Q_{short} 、 Q_{long} の計算後、 $(Q_{long}$ - $Q_{short})/Q_{long}$ を指標にパルス波形弁別を行った。

3. 結果・考察 図 2 に、 γ 線入射角度を変化させた時の、パルス波高値 0.049 V 以上の事象における Q_{long} 分布を示す。 Q_{long} が 1000~7000 の範囲で入射角度が小さいほど計数が増加しており、 Q_{long} に閾値を設定することで入射角度が小さい事象を選択的に測定できる。実験及び計算で得られた Q_{long} 分布、エネルギー付与量分布から、 Q_{long} : 1000~7000、エネルギー付与量:0.1~0.7 MeV の事象の計数を積算し入射角度依存性を求めたところ(図 3)、実験と計算で同様の傾向がみられた。 γ 線の場合、電子のランダムウォークにより指向性は劣化するため、14 MeV 中性子に対する指向性は本結果よりも改善すると考えられる。中性子と γ 線を検出器に入射させ、 Q_{long} : 3000 以上の事象についてパルス波形弁別を行ったところ(図 4)、中性子と γ 線に対応するピークが明瞭に分離できた。今後、14 MeV 中性子に対する測定効率や角度分解能を評価する予定である。





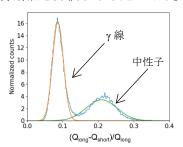


図 2 ¹³⁷Cs-γ 線に対する Q_{long} 分布の角度依存性

図 3 137 Cs $-\gamma$ 線に対する計数の入射角度依存性 $Q_{long}:1000\sim7000$ 、エネルギー付与量: $0.1\sim0.7$ MeV

図4パルス波形弁別結果

^{*}Masataka Teshigawara¹, Eiji Takada¹, Shuhei Sumida², Koji Shinohara^{3,2}, Takeo Nishitani⁴, Kunihiro Ogawa^{5,6}, Mitsutaka Isobe^{5,6}

¹NIT, Toyama College, ²QST, ³Univ. of Tokyo, ⁴Nagoya Univ., ⁵NIFS, ⁶SOKENDAI

高温下での InGaP 半導体中性子検出デバイスの開発

Development of InGaP semiconductor neutron detection devices under high-temperature conditions

*奥野 泰希1, 今泉 充2, 岡本 保3, 牧野 高紘4, 小林 知洋5

1東北大金研, 2宇宙研, 3木更津高専, 4量研, 5理研

次世代の小型モジュール炉(SMR)等において中性子東を正確に把握する小型かつ高精度な計測システムが 求められている。我々は、高放射線耐性の太陽電池素子を用いた内部電位駆動型放射線検出素子の開発を進 めており、本報告では、InGaP 中性子検出素子における検出感度の高温動作挙動について議論する。

キーワード:中性子束検出1,内部電位駆動型検出器2,インジウムガリウムリン3

- 1. **緒言**:核分裂によって生じる中性子が一次エネルギーを生み出す原子炉においては、運転時の安定性を向上させるため中性子束を正確に把握することが重要である。この計測には高速で応答し、8~10 桁以上の測定範囲を有する検出器が必要である。我々は、太陽電池素子を利用した検出器がに広いダイナミックレンジでの中性子束検出が可能であることを先行研究にて見出した[1]。InGaP は化合物半導体の一つであり、バンドギャップが約 1.9 eV と高く、炉内で想定される約 300℃の高温環境中で長時間の安定動作が期待されている。しかし、高温下での InGaP 中性子検出素子の検出特性は明らかではない。そのため、本報告では、InGaP素子の高温環境下での中性子検出特性について実験的に取得した結果を議論する。
- 2. 実験方法: 櫛形電極のベア構造を有する InGaP 太陽電池素子を使用した。素子面積および吸収層厚さは、それぞれ、 1×1 cm² および 1 μ m に調整された。中性子を荷電粒子へ変換するためとして、天然ホウ素の焼結体を 1×1 cm² の大きさに切断し、InGaP 素子表面に設置した。中性子照射のため小型加速器中性子源(RANS)を利用した。ホウ素板を設置した InGaP 素子を高温照射用チャンバーに設置し、20 275 $^{\circ}$ $^{\circ}$ の範囲で温度を調整した。減速材として 4 cm ポリエチレン板を使用した。中性子束は、陽子線電流を変更することで調整した。素子からの信号は、ソースメジャーユニット(Keysight, B2901A)を用いて、中性子照射中の電流を計測した。信号積算時間は、1 s に設定した。
- 3. 結果と考察:Fig.1 にホウ素変換板を設置した InGaP素子の誘起電流と RANS 陽子線電流の関係を示す。陽子線電流は、ベリリウムターゲットへの入射電流であり、RANS中に発生する中性子東と比例関係にある値である。20℃における InGaP素子の検出特性は、陽子線電流と良い比例関係にある。一方、275℃の測定結果においても、20℃と同様の挙動が確認された。そのため、InGaP素子は、原子炉運転時などの高温環境においても動作が可能であることが明らかとなった。また、20℃と比較して300℃での誘起電流の傾向は、少し大きい。これは、半導体のバンドギャップが、温度により小さくなることにより[2]、発生するキャリアが増加したと考えられる。

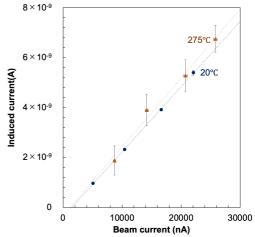


Fig. 1. InGaP 素子における中性子検出特性の 温度依存性

謝辞:本研究は、文科省「原子力システム研 究開発事業」の一部として実施した

参考文献

- [1] Okuno, Y., et al., J. Nucl. Sci. Technol. 56, (2019).
- [2] Vaillon, R., et al., Cell Reports Phys. Sci. 1, 1-20 (2020).

^{*}Yasuki Okuno¹, Mitsuru Imaizumi², Tamotsu Okamoto³, Takahiro Makino⁴, Tomohiro Kobayashi⁵

¹Tohoku Univ., ²JAXA, ³NITKC, ⁴ QST, ⁵RIKEN

3B08 2022年春の年会

PGA における試料密度の影響に対する補正法の開発

熱中性子以外の中性子を利用する即発 γ 線分析では、試料に散乱断面積の大きな核種が含まれている場合、 その試料密度によって測定感度が変化するため測定の不確かさが増加する。本発表では、試料密度の影響に 対する補正法について報告する。

キーワード: 即発 γ 線分析, 補正法, TOF-PGA, ANNRI

- 1. **緒言** 即発 γ 線分析(PGA)では中性子を試料に照射し測定対象核種を励起させ,脱励起の際に発生する γ 線を測定することで試料中の核種を定量する。J-PARC BL04 ANNRI では入射中性子として冷中性子から熱外中性子までのエネルギーを用いた PGA が可能で,さらに飛行時間法(TOF)を利用して入射中性子エネルギーを測定しながら PGA を行う TOF-PGA を実施することができる。その特長として,熱中性子以外の中性子も利用することで,高い検出効率や難測定核種に対する優れた弁別性能を実現している。PGA は正確度の高い非破壊分析手法だが,熱中性子以外の中性子を利用して散乱断面積の大きな核種を含む試料を測定すると正確度が低下する。これは散乱により中性子のエネルギーが変わり,測定感度(γ 線計数/標的核種量)が変化するためである。試料中での散乱回数に応じて中性子のエネルギーが変化するため,散乱物質の量によって測定感度がばらつき,同じ標的核種量であっても得られる γ 線計数が異なることになり不確かさが増加する。我々のグループでは,これまでの研究で測定感度が,散乱物質の含有量だけでなく密度にも依存し,30%以上変化する事を見いだした。この変化量は,一般的に数%の不確かさで測定可能な PGA にとって非常に大きい。また,この感度変化を適切に補正することで,変化量を 3%程度に抑えられることもシミュレーションにより確認した[1]。本研究では散乱断面積の大きな核種(水素)を含む試料の TOF-PGA 実験を実施し,それに補正法を適用して有効性を評価した。
- **2. TOF-PGA 実験と補正法の有効性** TOF-PGA 実験では、密度の異なる球形状のポリスチレン試料(合計 8 個、密度:通常の約 1/5、約 1/10、直径:10, 13, 15, 20 mm)を測定し、冷中性子および熱外中性子の各入射エネルギーでゲートをかけて γ 線スペクトルを作成した。得られたスペクトル上に観測された水素の 2.2 MeV 捕獲 γ 線ピークを解析し、 γ 線計数を取得した。補正法の評価では、補正前後の γ 線計数と核種量の相関曲線の傾き(測定感度と同じ次元を持つ)をフィッティングにより求め、これを各密度における感度として、その有

効性を確認した。表 1 に補正前後の冷中性子、熱外中性子入射における密度 1/5 と 1/10 の試料の感度の比を示す。この数値が 1 の場合、両者で感度が一致している事を意味する。補正前は、密度 1/5 と 1/10 で感度が有意に異なるのに対して、補正後は両者とも不確かさの範囲内で一致しており、感度変化が適切に補正できていることを実験的に確認した。

表 1 補正前後の感度の比較

	冷中性子	熱外中性子
補正前	1.035±0.014	0.963±0.022
補正後	0.988 ± 0.014	1.000 ± 0.024

3. **結言** 補正法の有効性を実験的に確認し、試料密度の影響に対する補正法を確立することができた。本発表では、実験や補正結果の詳細について報告する。

参考文献 [1] 前田他, 原子力学会 2020 秋 2M02

*Makoto Maeda¹, Mariko Segawa¹, Yosuke Toh¹, Shunsuke Endo¹, Shoji Nakamura¹ and Atsushi Kimura¹ ¹JAEA

磁場を用いた二光子放出核種の角度相関に関する研究

Research on the perturbed angular correlation in double-photon emission nuclides using magnetic field *上木 太晟¹、泉水 史樹¹、上ノ町 水紀²、Zhong Zhihong¹、島添 健次¹、富田 英生³,4、 鎌田 圭⁵、高橋 浩之¹

1. 東大、2. 理研、3. 名大、4. JST さきがけ、5. 東北大

原子核は外部磁場により歳差運動(ラモーア歳差運動)が生じることが知られている。本研究では二光子放 出核種に静磁場を印加し、原子核のラモーア歳差運動を引き起こすことで角度相関を変化させることができ ることを調査した。

キーワード:核医学、角度相関、二光子放出核

1. 緒言

私たちのグループでは、複数のガンマ線を放出する核種 (カスケード核種) を用いた核医学イメージング、DPECT (Double Photon Emission Computed Tomography) の高機能化を実現するために研究を行なっている。 DPECT では放出されるガンマ線の角度相関を調べることで、核種周辺の局所環境を検出することができる。 本研究では、111In 水溶液に静磁場を印加し、磁場の大きさに応じたラモーア歳差運動を引き起こすことで角度相関に時間的変化が生じることを観察する。

2. 実験方法

実験体系を図1に示す。111In水溶液を点線源として利用した。点線源を挟み込むように磁場発生装置の磁極が配置してある。点線源を取り囲むように8×8 Ce:GAGGシンチレーター、SiPM、dToTボードからなる検出器を8個配置した。検出器から得た情報から角度を算出し角度相関を調査した。

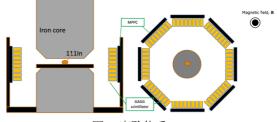


図1,実験体系

3. 実験結果

図 2 に磁場印加時における角度相関の時間変化を示す。 $R(t)=(N(180^\circ,t)-N(90^\circ,t))/(N(180^\circ,t)+N(90^\circ,t))$ の関係式に従っている。

4. 結論

本研究では、磁場に応じて生じるラモーア歳差運動に起因する、角度相関を観察した。 図 2. 磁

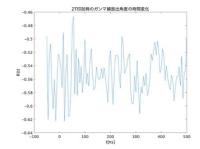


図2, 磁場印加時における角度相関の時間変化

参考文献

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

*Taisei Ueki¹, Fumiki Sensui¹, Mizuki Uenomachi², Zhong Zhihong¹, Hideki Tomita^{3,4}, Kei Kamada⁵, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹

^{1.} UTokyo , ^{2.} RIKEN, ^{3.} Nagoya Univ., ^{4.} JST , ^{5.} Tohoku Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[3B_PL] 14th Fellows Gathering

Chair: Kazuaki Matsui (FPC)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B

[3B_PL01] Japan's Nuclear Policy and Updated Issues

*Mitsuru Uesaka¹ (1. AEC)

フェロー企画運営小委員会セッション

第14回 フェローの集い

14th Fellows Gathering

日本の原子力政策と最新状況

Japan's Nuclear Policy and Updated Issues *上坂 充 内閣府原子力委員会委員長

1. はじめに

2021 年 10 月、第 6 次エネルギー基本計画、地球温暖化対策計画等が閣議決定されました。ここでは、原子力発電について、「安全性の確保を大前提に、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源」、「(2030 年度の) 電源構成ではこれまでのエネルギーミックスで示した 20~22%程度を見込む」とされています。原子力界として、総力でその実現を目指さなければなりません。本稿では、令和 2 年度版原子力白書(http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index2021.htm)の内容をベースに、最新情報を加味しながら、原子力政策を述べてみたいと思います。

2. 原子力政策と最新状況

原子力白書においては、毎年度特集テーマを定め、社会のニーズと期待に応えるための原子力の在り方等を記載しています。令和2年度版では、「東電福島第一原発事故から10年を迎えて」という題で特集を組みました。原子力委員会は、いまだ約3万6千人の福島県民が避難生活を継続されていることを重く受け止めています。帰還困難区域を除く地域での面的除染は2018年3月までに完了しました。一方で、被災12市町村での営農再開率は2019年度時点で32%、福島県における沿岸漁業及び海面養殖業の水揚げ量は2020年度時点で2010年度の17.7%にとどまっています。また、「福島イノベーション・コースト構想」をはじめ、すでに帰還された方々、また今後ご帰還される方々のための、様々な復興・再生の活動が復興庁等を中心に展開されています。このような10年間の取組状況や福島の復興・再生状況を踏まえ、安全確保や信頼再構築に向けた取組を継続していくこと、今般の原子力災害に関する記憶と教訓を風化させずに次世代に確実に引き継ぐことなど、全ての原子力関係者が忘れてはならないこと、また、全ての原子力関係者が協働して取り組まなければならないことを整理し、メッセージを発信しています(図1参照)。

10年間の取組状況や福島の復興・再生状況を踏まえ、原子力委員会として、 全ての原子力関係者が忘れてはならないこと、協働して取り組まなければならないことを整理。

全ての原子力関係者が 忘れてはならないこと

- 1. 東電福島第一原発事故により、いまだ 避難生活を続けている人がいて、避難 指示が解除されていない地域があること
- 2. 事故によって生じた風評が固定化され、 福島の人たちを苦しめていること
- 3. 二度と事故を起こさないために、原子力災害に関する記憶と教訓を忘れないこと
- 4. 安全確保や信頼構築の取組に終わりはないこと

全ての原子力関係者が 協働して取り組まなければならないこと

- 1. 福島の方々が誇りと自信を持てるふるさとを取り戻すことができるときまで、福島の復興・再生に携わっていくこと
- 2. 安全確保や信頼再構築に向けた取組を継続していくこと
- 3. 原子力関係機関に内在する本質的な課題の解決に向けた取組を継続していくこと
- 4. 今般の原子力災害に関する記憶と教訓を風化させずに、 次世代に確実に引き継ぐこと
- 5. この国を担う次の世代が原子力や放射線について科学的に 正しい知識を身に付け、社会の中における原子力や放射線の 位置付けについて自ら考え、評価できるように、それぞれの 立場で必要な支援を行っていくこと

図1. 原子力委員会から全ての原子力関係者へのメッセージ

Japan Atomic Energy Commission, Cabinet Office

^{*}Mitsuru Uesaka

原子力委員会では、2021 年 10 月 19 日に、当時はパブコメ中であったエネルギー基本計画(案)に対する、原子力委員会の見解を発出いたしました。まず、目標実現においては、長期的な原子力発電の活用に向けた具体的な対策について、次々期のエネルギー基本計画の策定までに検討、信頼再構築と国民理解獲得を主体的に考えることの継続、長期運転を進めていく上での諸課題の更なる検討、プルトニウム保有量削減、バックエンド問題での技術開発や人材育成を強調いたしました。

エネルギーのベストミックスを考える際、電力源の特性を、kWh という電力量のみでなく、再生可能エネルギーの時間変動への対応、系統安定化(周波数、電圧等)等を含めて捉えることが不可欠であります。原子力はその中でベースロードの電力供給を満たし、再生可能エネルギーを最大限活用して、その出力変動を CCUS (Carbon dioxide, Capture, Utilization and Storage) 等を付加した火力でカバーしていく必要があります。更にカーボンニュートラルを実質的に実現するという命題に対しては、発電のみでなく、時間変動補償、機器製造を含んだ全てのプロセスでの CO_2 削減をみていく必要があります。

核燃料サイクルに関する取組について、日本原燃において、六ヶ所にある再処理施設や MOX 燃料加工施設の竣工に向けて、諸事業・工事に対する規制委員会の認可取得が着実に進展しています。原子力の平和利用やプルトニウムの需給バランス確保の観点から、使用済燃料再処理機構が経産大臣に申請した計画を大臣が認可するに当たっては、原子力委員会の意見を聴くこととされております。原子力委員会は、この 1 年、事業者等が公表した 2021 年度のプルトニウム利用計画と使用済燃料再処理機構が策定した実施中期計画に対し、概ね妥当との見解を発出しております。

高レベル放射性廃棄物の最終処分につき、2020年11月から北海道の寿都町(すっつちょう)及び神恵内村(かもえないむら)で文献調査が開始されています。これからがとても重要であります。

原子力委員会では、2021 年 12 月 28 日に、「低レベル放射性廃棄物等の処理・処分に関する考え方について(見解)」を発出いたしました。ここでは、放射性廃棄物の処理・処分は現世代の責任と明記し、大型機器の海外事業者への委託処理、研究開発施設からの低レベル放射性廃棄物の処分等含め、考え方を述べています。内容をフォローアップすべく、プラットフォームの活用を検討しています。

東電福島第一原発の廃止措置等に向けた中長期ロードマップに基づき、30~40年後の廃止措置完了を目指し、汚染水・処理水対策、使用済燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出し等の廃炉作業が着実に推進されています。現在、NDF(原子力損害賠償・廃炉等支援機構)等により、その進捗状況を伝えるシンポジウム等が公開で行われております。たいへんな高放射線線量下の作業と計画ですが、2号機からの燃料デブリ試験的取り出し装置(ロボットアーム)等、順調に準備が進展しています。UNSCEARは2021年3月、東京電力福島第一原発事故による放射線被ばくとその影響に関して、被ばく線量の推計と健康リスクの評価を行い、放射線被ばくによる住民への健康影響が観察される可能性は低いことを報告しました。これで、福島での被ばくの影響が将来的に問題ないであろうことが最も権威ある国際的な委員会で示されたことになり、重要なファクトと考えます。

国際機関との協調に関して、昨年9月20日から開催された第65回IAEA総会に出席し、IAEAグロッシー事務局長らとバイ会談を行いました。特にグロッシー事務局長とは、日IAEA関係の強化に向けた具体的方策、東電福島第一原発の廃炉やALPS処理水の取扱いに係る協力について意見交換を行い、引き続き協力を行うことで一致いたしました。IAEA調査団は2月14-18日に来日し、ALPS処理水の海洋放出の安全性検証を実施します。このようにIAEAが協力してくれる状況は、前述のUNSCEARの報告書を含め、今後の原子力の安全につき、権威ある国際機関の協力を得ることの重要性・有効性を示すものと、改めて認識いたします。

最近、核セキュリティに関する不正事案がありました。原子力安全文化の更なる醸成に加えて、核セキュリティ文化の醸成を更に強化しなければなりません。そのための対策と教育の強化が不可欠であります。核セキュリティ、核燃料サイクル、プルトニウム・バランスに関する国内の法規制・実施体制は、国際的な核軍縮・核不拡散・平和的利用の体制と強い関連があります。加えて昨今、立場に相違がある各国の橋渡しを念頭においた核兵器禁止条約への日本の不参加、一方、日本が提出した核兵器廃絶決議案の国連採択があります。今一度、国際的要因が核セキュリティの起点であり、日本として果たすべき国際的な約束事である旨、教育・研修の場で、強調していってほしく思います。

さらに、軽水炉の原子力安全研究に関し、溶融した燃料を受け止める技術、水素処理技術、リスク評価技術の開発等の遂行が不可欠です。福島の復興、廃炉、事故教訓に立脚した安全研究を前提として、革新炉の研究があると考えます。SMR、高速炉、高温ガス炉、核融合炉を、図2にまとめました。このように、その実現性のタイムスケールに応じて革新炉を連続に見せることは、特に学生・若い技術者に夢をもってもらうために、とても重要なことと考えております。SMRでは、NuScale社のプラント製造に日揮、IHIが参画し、



図2 多様な革新炉概念の例

GE Hitachi がカナダのシステムを受注しています。高速炉に関し、JAEA、三菱重工と、アメリカ・テラパワー社との研究協力が始まります。また原子力発電所での水素製造の動きは、とても良い組み合わせと考えており、日本でも JAEA が HTTR で実施を計画しています。核融合も、日本での JT-60SA、世界では ITER の発電炉を目指した研究開発、さらに最近の世界のベンチャー企業による要素技術成熟のための活動が活性化されています。自主開発と国際協力の組み合わせで、技術開発と人材育成が進むことを期待します。この機に、参画する若い技術者の方々に、自己研鑽のグローバル化のためにも、是非アメリカの Professional Engineer、さらに日本の技術士を取得してほしく思います。欧州連合(EU)の欧州委員会は、2月2日に、持続可能な経済活動を分類する EU タクソノミーに、原子力と天然ガスを条件付きで追加するとした最終案を公表しました。

放射線利用のハイライトとしては、加速器を用いた BNCT が一昨年 6 月に保険収載され、福島県南東北 BNCT 研究センターにて、保険適用治療が始まりました。また、橋梁等社会インフラの X 線検査、医学物理・医学物理士の現状、診断と治療を融合させた核医学セラノスティクスの進展があります。注目すべきは、がんの診断・治療両用のセラノスティクスの利用が、世界にて右肩上がりで伸びていくと期待されていることです。セラノスティクスにて、放射線応用と原子力を結びつけていくことも重要と考えております。日本メジフィジックス株式会社において、2023 年からの生産を目指し、電子線形加速器 γ 線源によって Mo/Te を生成するプロジェクトが進められています。念願の国産が始まります。現状輸入している照射ターゲットを、核放射性廃棄物から生成するための研究も進められています(図 3 参照)。2021 年 6 月に閣議決定された成長戦略フォローアップとその工程表に、RI 製造の取組について書き込まれました。これは我が国にとって、長年の懸案であった、医療用 RI の国産化の方針が明記されたと言えます。また、2021 年 9 月 20 日に、IAEA 総会サイドイベント"Development of Alpha-emitting radiopharmaceuticals and the Supply of the Isotopes: 225Ac and the possible role of the international organization"を開催し、世界のキーパーソンに講演いただき、世界の現状を議論しました。その後、IAEA 担当幹部と会談を行い、IAEA 中心とする国際協力の必要性

を確認しました。

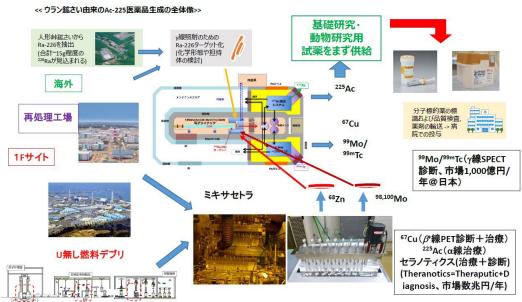


図3 核のゴミからがん診断・治療薬創製

原子力委員会では現在、「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用専門部会」を設置し、原子力バックエンドにも適用可能な放射化学人材育成を含め、医療用等ラジオアイソトープの国内製造や利用を推進するためのアクションプラン策定に向けた議論を行っています。ここでは、研究炉・加速器(サイクロトロン・電子ライナック)のベストミックスによるサプライチェーンも議論しております。この会議資料は、原子力委員会ホームページで公表しています。原子力バックエンドと核医学利用の共通基盤分野は放射化学です。放射化学を基軸に、原子力バックエンドと核医学利用の両方の人材確保・育成の推進ができないかという点も、論点の1つと考えます。

3. さらなる信頼回復を目指して

原子力委員会は、原子力界による社会の皆様方と、さらにわかりやすい双方コミュニケーションが必要と考えております。令和2年度版原子力白書の体裁は、わかりやすさを前面に出すべく、図表を活用し、レイアウトを工夫・努力しました。日本原子力学会教育委員会・教員協議会の協力を得て、ここまで、大学・大学院で6回特別講義をさせていただきました。中高校生向けには、官庁作成の放射線・原子力エネルギーのわかりやすい副教材があります。授業で活用していただけることを期待します。原子力白書につき、その概要を英訳して世界に発信中です。IAEA総会時にはバイ会談・サイドイベント等で、また在日大使館等に、200部以上を配布しました。

若い世代へのコミュニケーション活動、あるいは可視化・ビジュアライズの視点で、日本原子力産業協会が「原子力発電ボードゲーム」を、電気通信大学の山本佳世子先生は、AR 拡張空間を用いた防災用避難動画アプリを開発・普及されています。一方、福島では、東京大学開沼博先生が「福島廃炉シミュレーション」というゲームボードを作成し、それも活用したコミュニケーションセミナーを継続されています。原子力文化財団実施の最新のアンケートの意見欄に、福島や発電所サイトにおける、中高校生向けワークショップでのコミュニケーション、原子力施設見学等が、特に理解に有効であったとの意見も多く書かれています。開沼先生は、セミナー・見学会を継続的に実施して"社会"と"個人"の間の、理解を深めた"中間集団"の育成も重要とおっっしゃっています。また日本原子力学会教育委員会では、毎年、国内の中学・高校の理科・社会の教科書の、原子力と放射線の記述の、科学的正確さを確認し、報告書をまとめ、文科省に提出しています。以上、正確な科学技術に基づく、わかりやすい説明を、継続的に実施することは、信頼回復に不可欠と思います。なお、原子力委員会では、今夏の「原子力白書」の発刊と、「原子力利用の基本的考え方」の改定に向けた検討のための、定例会議における有識者のヒアリングを実施中です。その会議資料は、原子力委員会ホームページにて公開しております。是非、ダウンロードしてご参照ください。

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

[3B10-14] Photon Detection Technique 3

Chair: Mariko Segawa (JAEA)

Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room B

[3B10] Development of gamma source identification by 4π Compton gamma imaging

*Hidetake Ebi¹, Atsushi Mukai¹, Kenji Shimazoe², Yusuke Tamura³, Hanwool Woo², Fumihiko Ishida⁴, Jun Kawarabayashi⁵, Kosuke Tanabe⁶, Kei Kamata³, Hideki Tomita¹ (1. Nagoya Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. Tohoku Univ., 4. Natl. Inst. of Tech., Toyama College, 5. Tokyo City Univ., 6. Natl. Research Inst. of Police Science)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B11] Compton imaging system with SOI and Scintillator

*Zhihong Zhong¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Lan Zhang¹, Mizuki Uenomachi² (1. UTokyo, 2. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3B12] Characterization of Time of Flight Compton Camera for Radiation monitoring

*Agus Nur Rachman¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Hideki Tomita², Eiji Takada⁴, Yusuke Tamura³, Jun Kawarabayashi⁵, Kosuke Tanabe⁶ (1. The University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University, 4. National Institute of Technology, Toyama College, 5. Tokyo City University, 6. National Research Institute of Police Science)

3:15 PM - 3:30 PM

[3B13] Random and scatter noise reduction in PET imaging using entangled annihilation gamma photons with Compton PET pixel detectors

*Donghwan Kim¹, Agus Nur Rachman¹, Taisei Ueki¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹ (1. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3B14] Simultaneous diagnostic and therapeutic radionuclides imaging with Compton-PET hybrid camera

*Mizuki Uenomachi¹, Kenichiro Ogane², Zhihong Zhong², Kenji Shimazoe², Kei Kamada³, Hiroyuki Takahashi², Yang Wang¹, Hiromitsu Haba¹ (1. RIKEN, 2. UTokyo, 3. Tohoku Univ.) 3:45 PM - 4:00 PM

全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発 (5) 周辺構造物を考慮した線源同定と可視化

Development of gamma source identification by 4π Compton gamma imaging

(5) Identification and Visualization of radiation source(s) considering static obstacles
*海老 秀虎 ¹, 向 篤志 ¹, 山岸 恵大 ¹, 原 真太朗 ¹, 島添 健次 ², 田村 雄介 ³, 禹 ハンウル ²,
Zhong Zhihong², Agus Nurrachman², 高橋 浩之 ², 淺間 一 ², 石田 文彦 ⁴, 高田 英治 ⁴,
河原林 順 ⁵, 田辺 鴻典 ⁶, 鎌田 圭 ³, 富田 英生 ¹

1名古屋大学,2東京大学,3東北大学,4富山高専,5東京都市大学,6科学警察研究所

全方向コンプトンイメージングを用いて、ガンマ線源の位置・線源強度を推定する手法の開発を行なっている。3次元 LiDAR を用いて探知領域の環境地図を取り込み、線源周辺の構造物・遮蔽などを考慮して線源同定を行う手法について基礎検討を行い、¹³⁷Cs 線源を環境地図上に可視化できることを示した。

キーワード: コンプトンイメージング, 線源探知, 自己位置推定と環境地図作成

1. はじめに 検出器に入射するガンマ線の強度分布を測定するガンマイメージング法は、放射線源の検知に 有用である。全方向コンプトンイメージングは、 4π 方向に視野を有するガンマイメージング法であり広範 囲を同時に測定することができるため、複数の測定点でのガンマイメージと立体角を考慮することで、探知

領域内の点状線源強度と位置を推定することができる^[1]。本手法における探知領域内での測定位置の決定と移動経路の測定には 3 次元 LiDAR を用いた Simultaneous Localization and Mapping (SLAM)を利用することができるため、探知領域内の構造物の認識も可能である。そこで、本研究では、SLAM にて取得した検出器周囲の構造物を考慮した線源同定を行う手法について検討を行った。

2. 構造物を考慮した線源同定と環境地図上での可視化

Fig. 1 に示す放射線探知プロトタイプシステムを用いて、構造物の情報を考慮した ¹³⁷Cs 線源の同定を行う基礎実験を行った。無人ビークルに全方向ガンマカメラ(マルチピクセル型 CdTe 検出器)と 3 次元 LiDAR を搭載し、2 つの部屋をつなぐ通路に設置した ¹³⁷Cs 線源(2 MBq)の周囲の 4 つの測定位置(#1~4)で全方向コンプトンイメージを取得した。3 次元 LiDAR を用いた SLAMにて認識した環境地図と周辺構造物のデータをもとに、線源推定を行う 3 次元ボクセル空間上で構造物により遮蔽されるボクセルの重みを下げ、線源同定を行った。その結果、すべての測定点を用いても矛盾のない線源推定が可能であることを示した(Fig.2 参照)。今後、構造物による遮蔽のより詳細な検討を行う予定である。

Fig. 2 周辺構造物と線源の推定結果 (z 軸=0.0 m)

0.0

-5.0

参考文献 [1] H. Tomita et al., Proc. of 2020 IEEE/SICE SII, 18–21, (2020).

謝辞 本研究の一部は科研費 基盤研究 A (19H00881) の助成を受けたものである。

3次元LiDAR

^{*}Hidetake Ebi¹, Atsushi Mukai¹, Keita Yamagishi¹, Shintaro Hara¹, Kenji Shimazoe², Yusuke Tamura³, Hanwool Woo², Zhong Zhihong², Agus Nurrachman², Hiroyuki Takahashi², Hajime Asama², Fumihiko Ishida⁴, Eiji Takada⁴, Jun Kawarabayashi⁵, Kosuke Tanabe⁶, Kei Kamada³, Hideki Tomita¹

¹Nagoya Univ, ²Univ. of Tokyo, ³Tohoku Univ, ⁴Natl. Inst. of Tech., ⁵Tokyo City Univ, ⁶Natl. Research Inst. of Police Science

Compton imaging system with SOI and Scintillator

*Zhihong Zhong¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Lan Zhang¹, Mizuki Uenomachi², Ayaki Takeda³

¹Tokyo Univ., ²RIKEN, ³Miyazaki Univ.

Abstract: In this research, an integrated system consisting of silicon-on-insulator (SOI) with scintillator array has been studied. The system shows an excellent energy measurement capability, which leads to high quality of reconstructed image. What's more, the pixelized SOI sensor enables the possibility of electron-tracking technique that would further increase the quality of Compton imaging.

Keywords: Compton imaging, SOI, Scintillator

1. Introduction

Compton scattering is the interaction that has the greatest cross-section between atoms and sub-MeV (102 keV~1MeV) photons. Compton imaging is a promising imaging technique. Without the necessity of mechanical collimation, Compton camera is lighter in weight, and it has larger angle of detection. It has been successfully applied in areas such as astronomy and nuclear powerplant site investigation. In our system, the SOI detector (XRPIX7) works as scatter, providing high energy resolution. GFAG array couple with MPPC works as absorber to ensure detection efficiency.

2. Experiment and results

2-1. Energy performance

The energy performance of SOI detector and GFAG array is illustrated in figure 1 and figure 2, respectively. On average, the SOI system has reached an energy resolution better than 9% for peaks lower than 20 keV. This result is ideal for scatterer in the Compton camera. In the image reconstruction, only the energy deposition in scatterer is used to compute the scattering angle.

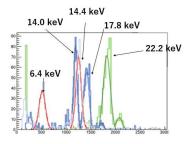


Fig. 1 Energy spectrum of SOI

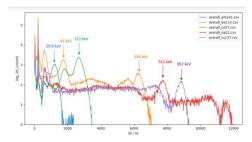


Fig. 2 Energy spectrum of MPPC

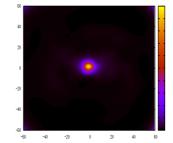


Fig.3 Reconstructed Image of ⁵⁷Co

2-2. Image reconstruction

A ⁵⁷Co sources is used to test the imaging capability of the system. The 122-keV gamma-ray is the target. MLEM (Maximum Likelihood Expectation Maximization) method is used for image reconstruction. Figure 3 shows the reconstructed image after 10 iterations. An ARM (angular resolution measure) of less than 10 degrees has been achieved.

3. Conclusion

The integrated SOI-GFAG system shows a great capability in terms of Compton imaging, thanks to the high energy resolution of SOI detector. The next steps include improving the performance for gamma-rays with higher energy (such as 662 keV), as well as applying the system into the Compton-PET architecture.

References

[1] Kamehama, Hiroki, et al. "A low-noise X-ray astronomical silicon-on-insulator pixel detector using a pinned depleted diode structure." Sensors 18.1 (2018): 27.

Characterization of Time of Flight Compton Camera for Radiation Monitoring

*Agus Nurrachman¹, Zhong Zhihong¹, Donghwan Kim¹, Mizuki Uenomachi¹, Kenji Shimazoe¹, Hiroyuki Takahashi¹, Takuya Kishimoto¹, Hiroki Kogami¹, Atsushi Mukai², Shintaro Hara², Keita Yamagishi², Hideki Tomita², Yusuke Tamura³, Hanwool Woo³, Kei Kamada³, Hidetake Ebi⁴, Fumihiko Ishida⁴, Eiji Takada⁴, Hajime Asama⁴, Jun Kawarabayashi⁵, Kosuke Tanabe⁶, Kenichi Tsuchiya⁶

¹The University of Tokyo., ²Nagoya University., ³Tohoku University., ⁴National Institute of Technology, Toyama College., ⁵Tokyo City University., ⁶ National Research Institute of Police Science

Abstract

Time-Of-Flight (TOF) is widely used in areas such as Positron Emission Tomography (PET). This technique can also be applied to other imaging systems such as Compton imaging TOF information helps to determine the interaction order on the detector. This information can improve the image quality from Compton imaging. In this study, we build the TOF Compton detector using GFAG Crystal and high time resolution front-end electronic circuit. In the TOF-PET system, we have achieved 400 ps time resolution. We expect the TOF technique can be applied in the Compton camera.

Keywords: Radiation measurement, Compton imaging, Time-of-flight, Time resolution

Introduction

Time-of-flight (TOF) technique has been used since 1980's in Positron Emission Tomography (PET) for medical application [1-2]. To build a TOF system combination of fast decay crystal with high density, fast photomultiplier, high time resolution front-end electronic is needed. We applied the TOF into the Compton camera to improve the imaging quality. The TOF information can helps to determine the interaction order on the detector. The aim of the present experimental studies is to examine the feasibility of using TOF measurement for Compton imaging and this result can be used for three-dimensional images in future experiments.

Compton detector experiment

An Application-Specific Integrated Circuit (ASIC) with 64 input/output is used to process the analog signal from the Multi-Pixel Photon Counter to the digital signal using the time over threshold method. A 2.5 x 2.5 x 5 mm 64 array Gadolinium Fine Aluminium Garnet (GFAG: Ce) crystal is used for the scintillator. GFAG is chosen because it has a fast decay time and high-density properties. It reported the GFAG crystal couple with 64 Ch MPPC array S13361-3050

from Hamamatsu can provide energy resolution of 622 keV energy from ¹³⁷Cs source and 511 keV energy ²²Na are consecutive 5.5% and 6.5%.

The Compton imaging experiment results are shown in Fig 1. The image reconstruction using the MLEM method. The spatial resolution from the reconstruction image is 8.6 mm.

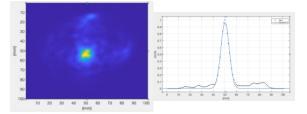


Fig. 1 Image reconstruction using MLEM method

Reference

[1] Y Nakamura et al. 2016 Phys. Med. Biol. 61 5837

Random and scatter noise reduction in PET imaging using entangled annihilation gamma photons with Compton PET pixel detectors

*Donghwan Kim¹, Agus Nur Rachman¹, Ueki Taisei¹, Kenji Shimazoe¹ and Hiroyuki Takahashi¹

¹The University of Tokyo.

Abstract

Random and scatter correction is important to quantitative PET imaging. There are many techniques including dual window method, scatter simulation method, delayed coincidence, estimation from singles, etc. for random and scatter reduction. In this study, entanglement characteristics of annihilation photons is used to reduce random and scatter.

Keywords: PET, Random Correction, Scatter Correction.

1. Introduction

Reduction of random and scatter events contributing to the background on the reconstructed image is important in PET imaging. Two gamma rays from annihilation of para-positronium containing anti-parallel spins are entangled and have orthogonal linear polarization. The orthogonal linear polarization in two correlated photons results in the difference between azimuthal scattering angles of two photons tend to be 90°. Its correlation shows larger amplitude at polar scattering angle near 81°. When two photons are not originated from the same annihilation event, which means the photons have no correlation, photons will show no preferred azimuthal angle difference. If one photon is scattered before reaching detectors, the correlation becomes much less or none. [1] In the experiment we take coincidence events from double Compton scattering whose azimuthal angle difference is near 90° to get larger proportion of true signals with reduced random and scatter events.

2. Methods

Experiment was conducted to characterize the distribution of azimuthal angle differences in double Compton scattering events with pixelated Ce:GAGG-SiPM detectors forming Compton PET scanner. Octagon shaped 8 arrays were used for the experiment. Figure 1 shows the experimental setup and schematic diagram of experiment. Measured azimuthal angle indicates strong difference intensity at around 90° and low intensity at 0° and 180° as expected from the theory. These correlations can be applied to the reduction of scatter and random coincidence events and the improvement in PET imaging will be reported.

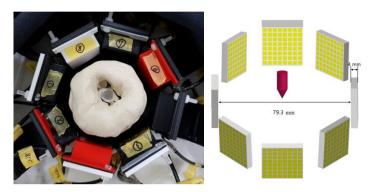


Figure 1 Photo of experiment setup and its schematic diagrams.

References

[1] D. P. Watts *et al.*, "Photon quantum entanglement in the MeV regime and its application in PET imaging," *Nat. Commun.*, vol. 12, no. 1, pp. 1–39, 2021, doi: 10.1038/s41467-021-22907-5.

3B14 2022年春の年会

Compton-PET ハイブリッドカメラを用いた診断治療核種同時撮像検証

Simultaneous diagnostic and therapeutic radionuclides imaging with Compton-PET hybrid camera

*上ノ町 水紀 ¹,大鐘 健一朗 ²,Zhihong Zhong²,島添 健次 ²,

鎌田 圭³, 高橋 浩之², Yang Wang ¹, 羽場 宏光 ¹

1理化学研究所 2東京大学 3東北大学

キーワード: Compton イメージング、PET イメージング、多核種撮像、At-211

1. 緒言

近年、放射線治療の一種である内用療法では標的アルファ線治療が注目を集めており、 211 At は将来有望な治療用アルファ線放出核種の一つである。一方、新規治療薬の開発において、核医学で用いられている診断核種と新規治療核種の同時撮像は、新規薬剤の体内での挙動や集積の適格性を評価する上で有用な手段となることが期待される。そこで本研究では、幅広いエネルギーのガンマ線イメージングが可能な Compton イメージングと高感度かつ高分解能な PET イメージングを組み合わせた Compton-PET ハイブリッドカメラ [1-3]を用いて治療核種(211 At)と診断核種(18 F と 111 In)の同時撮像の検証を行った。

2. 方法

本研究では厚さ 1.5 mm の散乱体および厚さ 9 mm の吸収体で構成されるコンプトンカメラを 8 台半径約 45 mm のリング状に並べたイメージングシステムを構築した。検出器はピクセルサイズ 2.5 mm×2.5 mm の 8×8 アレイ高分解能 GAGG シンチレータと Silicon photomultiplier (Hamamatsu, S13361-3050)から成り、ピッチサイズは 3.2×3.2 mm である。リングの中心に 211 At (11.84 MBq), 18 F (0.175 MBq), 111 In (0.88 MBq)を 10 mm ずつ離して並べ、12 時間撮像した。

3. 結果

図 1 に 211 At, 18 F, 111 In の Compton イメージング、 18 F の PET イメージング結果を示す。Compton イメージングを用いてそれぞれの集積の可視化、および 18 F の PET イメージングに成功した。

4. まとめ

本研究では Compton および PET イメージングを同時に実行する Compton-PET ハイブリッドカメラを用いて治療核種の 211 At、診断核種の 18 F、 111 In の同時撮像を行い、それぞれの可視化に成功した。本発表では更に 111 In、 18 F の画像上のアーチファクト低減を目的とした二光子同時計測法によるイメージング結果も報告する。

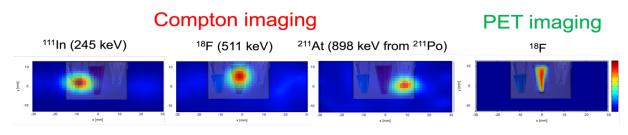


図 1:2¹¹At, ¹⁸F, ¹¹¹In の Compton および PET イメージング結果

参考文献

- [1] Kenji Shimazoe et al., NIMA., 954, (2020) 161499
- [2] Mizuki Uenomachi et al., Sci. Rep., 11, (2021) pp.1-11
- [3] Kenichiro Ogane et al., Appl Radiat Isot., 176, (2021) 109864

*Mizuki Uenomachi¹, Kenichiro Ogane², Zhihong Zhong², Kenji Shimazoe², Kei Kamada³, Hiroyuki Takahashi², Yang Wang¹, Hiromitsu Haba¹

¹RIKEN. ²The University of Tokyo. ³Tohoku University.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[3C01-04] Laser Application

Chair: Kazumasa Okamoto (Osaka Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room C

- [3C01] Development of ultrasensitive infrared laser absorption spectroscopy for tritium analysis
 - *Kazuki Iwamoto¹, Yuki Okuyama¹, Keisuke Saito¹, Yuta Suzuki¹, Volker Sonnenschein¹, Norihiko Nishizawa¹, Hideki Tomita^{1,2} (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO)

9:30 AM - 9:45 AM

- [3C02] Remote Laser Heating Experiments using a 10kW Fiber Laser and its Robot System (Part2)
 - *Akihiko Nishimura^{1,2}, Yoshihiro Kitagawa¹ (1. JAEA, 2. Fukui Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM
- [3C03] Development of a CW fiber laser decontamination using high-speed scanning of a high-power density laser beam.
 - *Atsushi Kosuge¹, Eisuke J Minehara², Koichi Saruta¹ (1. JAEA, 2. LDD Corporation) 10:00 AM - 10:15 AM
- [3C04] Development of a CW fiber laser decontamination using high-speed scanning of a high-power density laser beam

*Eisuke John Minehara¹, Atsushi Kosuge², Koichi Saruta² (1. LDD, 2. JAEA) 10:15 AM - 10:30 AM

トリチウム分析のための超高感度赤外レーザー吸収分光システムの開発

Development of ultrasensitive infrared laser absorption spectroscopy for tritium analysis *岩元 一輝 ¹, 奥山 雄貴 ¹, 齊藤 圭亮 ¹, 鈴木 勇太 ¹, Volker Sonnenschein¹, 西澤 典彦 ¹, 富田 英生 ¹.2 ¹名古屋大学、²JST さきがけ

本研究では、生体トレーサー応用を念頭に超高感度赤外レーザー吸収分光を用いた迅速・簡便なトリチウム 分析システムの開発を目指している。水分子を対象分子種として、安定同位体や大気構成分子の干渉が少な いという波長域の HTO 吸収線を選定した。また、分布帰還型半導体レーザーを用いたプロトタイプシステム を構築し、安定水分子の分光スペクトルを測定した。

キーワード: トリチウム, レーザー吸収分光

1. 緒言

トリチウム(T)は半減期約 12 年の β 壊変核種であり、 β 粒子を計数する液体シンチレーションカウンティングによる分析が広く行われている。一方、生体・環境トレーサー、廃棄物分析などの応用においては、測定対象の前処理が簡便で、測定による有機廃棄物が生じない迅速・簡便かつ高感度なトリチウム分析システムの実現が求められている。これまでに本研究グループでは、長半減期 β 核種である ¹⁴C を超高感度赤外レーザー吸収分光(Cavity Ring Down Spectroscopy: CRDS)により分析する手法の開発を行ってきた。そこで、本研究では、CRDS によるトリチウム分析実現に向けた検討を行った。

2. トリチウム分析用 CRDS プロトタイプシステム構築と大気スペクトルの取得

CRDS では、2 枚の高反射率鏡で構築される光共振器内にガス試料を封じ込めて分析を行う。光共振器内に連続発振レーザー光を入射すると、波長と共振器長が共鳴条件を満たしたときに光が共振器内に蓄積される。共振器からの漏れ光を検出し、閾値を超えたときに瞬間的に入射光を遮断することで透過光強度は指数関数的に減衰する(リングダウン信号)。この信号の減衰率は吸収物質の分子数密度に対して相関がある。本手法は共振器内の多重反射により実効光路長として数 km を確保することができることに加え、レーザー強度の変動を受けないため、超高感度な分析が実現できる。Fig.1 に構築したトリチウム分析用 CRDS プロトタイプシステムの概要を示す。本システムでは、半導体レーザー(波長 2 μm)の電流をステップ状に変調することで波長を共鳴条件から外し、リングダウン信号を取得した。レーザー発振波長を掃引して取得した大気のスペクトルを Fig.2 に示す。今後、HTO の吸収スペクトル測定に向け、試料導入系の開発を行う予定である。

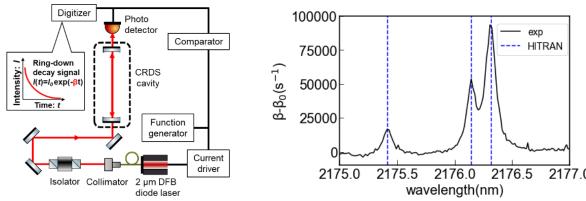


Fig.1 トリチウム分析用 CRDS プロトタイプシステム Fig.2 大気スペクトルと安定 H₂O スペクトルの計算値

謝辞 本研究の一部は JST さきがけ「量子生体」(JPMJPR19G7) の助成を受けたものである。

^{*}Kazuki Iwamoto¹, Yuki Okuyama¹, Keisuke Saito¹, Yuta Suzuki¹, Volker Sonnenschein¹, Norihiko Nishizawa¹, and Hideki Tomita^{1,2}
¹Nagoya Univ., ²JST PRESTO.

10kW ファイバーレーザーとロボットシステムを活用した遠隔加熱実験(その2)

Remote Laser Heating Experiments using a 10kW Fiber Laser and its Robot System (Part 2)

*西村 昭彦 ^{1,2}, 北川 義大 ¹ 原子力機構, ²福井大

ファイバーレーザーとロボットアームの組み合わせにより、多彩な遠隔加熱実験が可能となる。原子力分野 のバックエンド技術に有効な適用例を紹介する。

キーワード:レーザー加熱、FBG センサー、ファイバーレーザー、遠隔技術、蓄熱プラント

- 1. **はじめに** 脱炭素化に向けて蓄熱発電技術がエネルギー産業のイノベーションを誘発する[1]。蓄熱材として溶融塩を使用した発電プラントの配管歪の安全監視のため、耐熱 FBG センサ[2]を利用した遠隔監視システムの開発を行っている。遠隔加熱への応用・確認のため、JAEA 敦賀事業本部が施設共用を進める「ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点」[3]を活用し、高出力ファイバーレーザーを活用した遠隔加熱実験を行った。前回に引き続き、SUS 製容器内に蓄熱材を充填し FBG センサを実装した SUS 製ダイヤフラムを容器に取り付け、高温加圧試験を実施した。
- 2. 遠隔加熱実験 SUS 容器は SUS316T 字管に ICF54 フランジ付き短管 10cm 長さと 5cm 長さの2つを溶接した。アルゴンガスによる加圧を行い圧力モニターしつつ、ダイヤフラムの内圧により生じる歪を計測した。 T 字管内部には鉛ビスマス合金を充填した。鉛 45%、ビスマス 55%の共晶合金は融点 125℃である。鉛ビスマス合金は蓄熱プラントの蓄熱材としては硝酸塩混合塩ソーラソルト等と比較して、比重が大きく比熱が小

さいため不向きである。しかし、容器側面をレーザー加熱した場合、容易に液体となり自然対流により容器内を循環することで容器の熱変形を低減する。加熱にはファイバーレーザーをデフォーカスさせた上で更に円運動させて容器 T 字部分を側面から照射した。誘電体多層膜による広帯域ミラーを用いて、スキャナーからのレーザー経路を 90 度水平行に折り曲げた。

レーザー加熱中の様子を Fig.1 に示す。実験は隣室にてモニター画像を通じて観察した。FBG センサ装着面の温度はサーモビュワーにより監視した。レーザー出力を 170W から 950W まで上昇させた結果、温度は 25°Cから 300°Cまで上昇した。これにより、温度影響



Fig.1 ファイバーレーザーによる遠隔加熱 中の SUS 容器(モニタカメラ越しの映像)

による見かけの歪は 0μ ストレインから 4340μ ストレインに上昇した。実験終了後、センサ実装の接着剤の 劣化が見られた。本実験によりレーザー遠隔加熱実験の安全性確認する事が出来た.。

3. **まとめにかえて** 発表では蓄熱と発電プラントの複合化の利点も紹介する。今後、プラント施工現場で容易に耐熱 FBG センサを配管表面に実装できる技術の熟成を検討する。本件は、敦賀総合研究開発センターの関係者の支援を受けました。厚く御礼申し上げます。本施設の共用は科研費課題番号 19K05359 によります。

参考文献

- [1] 山本健次郎, https://www.esisyab.iis.u-tokyo.ac.jp/symposium/20200903/20200903-04.pdf
- [2] 西村昭彦, https://www.youtube.com/watch?v=YbuZ0hM5xME
- [3] JAEA チャンネル, https://www.jaea.go.jp/atomic_portal/jaea_channel/35/

^{*}Akihiko Nishimura^{1,2}, Yoshihiro Kitagawa¹

¹Japan Atomic Energy Agency., ²Fukui Univ..

3C03

高出力密度レーザー光の高速掃引を用いた連続波ファイバーレーザー除染の開発 (1)レーザー除染メカニズムの解明

Development of a CW fiber laser decontamination using high-speed scanning of a high-power density laser beam (1)Understanding the laser decontamination mechanism

*小菅 淳 ¹, 峰原 英介 ², 猿田 晃一 ¹ ¹日本原子力研究開発機構, ²LDD 株式会社

放射性物質で汚染された機器類を廃棄する場合、除染を行う必要がある。本研究では、高出力密度レーザー 光の高速掃引を用いて金属表面の瞬時蒸発現象を高速度カメラで観測し、さらに汚染された金属廃棄物の除 染試験を行った。

キーワード:ファイバーレーザー、高出力密度、レーザー除染、除染メカニズム、高速掃引

1. 緒言

レーザーを用いる除染は、非接触で、遠隔操作が可能であり作業員の被ばく低減や二次廃棄物の発生を大幅に抑制が可能である。しかしながら従来のレーザー除染は、ステンレス鋼などの母材まで削りとるような装置は開発されず、表面のゴミや塗料をはぎ取る程度の低出力のレーザーが用いるのが一般的である。一方、高出力のレーザーを用いると金属表面に熱が集中し溶融してしまう。本研究では、連続波ファイバーレーザーと高速掃引を組み合わせ[1]、金属表面を瞬時に蒸散させ剥離させる除染手法の開発を行った。

2. 実験

2-1. 高速度カメラを用いた金属表面剥離の時間変化の観察

金属表面がほとんど溶融することなしに瞬時に蒸発している状況を観測するため、高速度カメラを用いて SUS304 表面の剥離の時間変化の観察を行った。その結果、掃引速度が 1 m/s の低速の場合、レーザーの照射 部が溶融するに対し、掃引速度が 10 m/s の高速では、金属表面は溶融することなしに瞬時に蒸発している状況が観測された。

2-2. 放射性物質に汚染された金属廃棄物のレーザー除染試験

放射性物質で汚染された福島県南相馬市に設置されていた分析装置の部品をこのレーザー除染の手法を用いて除染試験を行った。試料表面をレーザーパワー250 W の集光スポットを掃引速度 10 m/s で掃引しながら照射し除染を行った。環境放射線の影響を抑えるため線量計用遮蔽体(日本遮蔽技研社製 Super Shield®)内でレーザー除染前後の線量を測定し、除染係数の測定を行った。

3. 結果と考察

高出力密度レーザー光を高速掃引した時の SUS304 の表面状態を高速度カメラを用いてスローモーション 映像として観察を行い、SUS304 の表面が瞬時に蒸発し表面が剥離している状態を確認できた。さらに、放射性物質で汚染された試料をこのレーザー除染の手法を用いて除染試験を行い、最大 94 の除染係数を得た。しかし、試料の形状や状態によって除染係数に影響を与えるため、今後、レーザーの照射条件の最適化などを進めていきたい。本研究は、株式会社日本遮蔽技研、株式会社一粒舎及び鹿島環境エンジニアリング株式会社の協力を受けました。厚く御礼申し上げます。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014

^{*} Atsushi Kosuge¹, Eisuke J. Minehara² and Koichi Saruta¹

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² LDD Corporation

高出力密度レーザー光の高速掃引を用いた連続波ファイバーレーザー除染の開発 (2) ガルバノレーザー高出力密度高速掃引除染システムの設計と動作原理

A Development of a CW fiber laser decontamination using high-speed scanning of a high-power density laser beam

(2) Design and operating principle of the Galvanometer high- power density and high-speed laser scanning decontamination system

*峰原英介¹, 小菅淳², 猿田晃一² ¹LDD, ²原子力機構

抄録:我々のレーザー除染装置は、放射性同位元素 (RI) 汚染物表面を回折限界のシングルモード CW ファイバーレーザーと高速ガルバノメーターを用いて高出力密度高速掃引レーザー光で昇華蒸散させ、除染する。 既に原子炉ステンレス鋼にレーザー照射して検出限界以下に昇華蒸散し、除染した。また多くの RI 汚染したコンクリートや無機有機材料や金属や塗装表面などを除染し、清浄にできた。この昇華蒸散する高出力密度高速掃引レーザー除染装置の設計を説明し、動作原理を高速と低速の動画により確認する。

キーワード:ファイバーレーザー、高出力密度、高速掃引、連続波、ガルバノスキャナー、動画

1. 緒言

我々のシングルモード CW ファイバーレーザーと高速ガルバノスキャナーを用いた高出力密度高速掃引除 染システムの設計を説明して、条件が整えば検出限界以下の清浄な除染を実現できる動作原理を確認する。

2. レーザー高出力密度高速掃引除染システムの動作と設計

この回折限界のシングルモードファイバーレーザーと高速ガルバノスキャナーを用いた微小集光径を生成保持する高出力密度高速掃引除染システムは、2008 年頃から原子炉ステンレス鋼を用いて検出限界以下の除染を実現する目的で設計製作試験された。その後、種々の金属、無機有機材料、コンクリート、塗装膜等に対して除染剥離試験を行い、清浄にするためには RI 表面汚染物を溶融させずに昇華蒸散あるいは熱破砕や水蒸気爆発や炭酸爆裂等により表面から剥離する動作設計が必要であることを確認した。

高沸点金属、難解離性無機有機材料の表面を溶融せず剥離するために、回折限界のシングルモードレーザー光を集光させ 10μm程度の集光径にして 0.5-2GW/cm² 程度以上の高パワー密度を生成し、このパワーが、溶融ではなく 2 万度程度以上での昇華蒸散や低い温度からの熱破砕や水蒸気爆発/炭酸爆裂などの溶融しない剥離のみに使用されるようにガルバノスキャナーで高速掃引できるようにシステムを設計製作した。

3. 議論と結論 検出限界以下の除染と動作条件

このシステムにより 2010 年に検出限界以下に除染された原子炉ステンレス鋼のレーザープラズマや火線の低速動画と除染後表面観察は、ステンレス鋼の超高温での昇華蒸散を示していた。2021 年の高速動画観察による高速時の微小集光径の昇華蒸散と低速時の移動する拡大溶融池(別講演参照)は、高出力密度低速掃引では汚染が残留し、検出限界以下の除染の実現には高出力密度と高速掃引が不可欠と確認された。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014, US Patent, US9174304B2, 2015., EU Patent No.2772922, 2017.

^{*}Eisuke J. Minehara¹, Atsushi Kosuge² and Koichi Saruta², ¹LDD Corporation., ²JAEA.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[3C05-08] Accelerator 1

Chair: Kai Masuda (QST)

Fri. Mar 18, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room C

- [3C05] Measurement of electron beam after laser modulation
 - *Koichi Kan¹, Masao Gohdo¹, Jinfeng Yang¹, Yoichi Yoshida¹ (1. ISIR (SANKEN), Osaka Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM
- [3C06] Improvement of radioactivity estimation method using PHITS and DCHAIN for mass production of high quality medical RI in accelerators *Shintaro Hashimoto¹, Yasuki Nagai^{2,3} (1. JAEA, 2. CTC, 3. QST) 11:00 AM 11:15 AM
- [3C07] Emittance Measurement of PIG Negative-Ion Source in Electrostatic Tandem Accelerator

*Hong-Fu Liu¹, Naoto Hagura¹, Jun Kawarabayashi¹, Yoshiyuki Oguri² (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)
11:15 AM - 11:30 AM

[3C08] New acceleration method: Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron (2)

*Kyosuke Adachi¹, Hidehiko Arima¹, Yujiro Yonemura¹, Yuhi Waga¹, Akihiro Ito¹, Koki Takamatsu ¹, Nobuo Ikeda¹, Yoshiharu Mori² (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

3C05

レーザー変調された電子ビームの測定

Measurement of Electron Beam after Laser Modulation *菅 晃一¹,神戸 正雄¹,楊 金峰¹,吉田 陽一¹ ¹阪大産研

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するための電子ビーム圧縮方式として、レーザー変調による電子ビーム圧縮を検討している。本発表では、レーザー変調の電子ビーム実験について報告する。

キーワード:電子ビーム,レーザー変調,アンジュレータ

フェムト秒・ピコ秒パルス幅を有する電子ビームは、自由電子レーザー、パルスラジオリシス等の加速器物理、物理化学の研究に応用されている。そのため、短パルス電子ビーム発生は、高品質な光源開発や時間分解計測における時間分解能向上のために不可欠となっている。これまでに阪大産研では、フェムト秒電子ビームとフェムト秒レーザーを用いて、フェムト秒時間分解能を有するパルスラジオリシス(過渡吸収分光法)を開発・利用してきた。今後、パルスラジオリシスの時間分解能を向上するためには、さらに短い電子ビームが必要となる。これまでに電子ビーム発生では、フォトカソード高周波電子銃にピコ秒またはフェムト秒紫外光を入射し、光電子を電子ビームとして利用してきた。さらに、発生した電子ビームを加速管によりエネルギー変調し、アクロマティックアークの磁気パルス圧縮器により35 MeV のフェムト秒電子ビームを発生してきた。

新たな電子ビーム圧縮技術の開発において、さらに短パルスの電子ビームパルス列もしくは単パルスを得るためのレーザー変調は有用な手段であることが期待される。レーザー変調とは、アンジュレータ周期磁場中にレーザーと電子ビームを入射することにより、電子ビームの(パルス中のスライス)エネルギー分散を増大させる手法である。一般的には、単一パルスのレーザー光がレーザー変調に用いられ、X線自由電子レーザーの施設では自由電子レーザーのX線強度の増強および安定化のために用いられている[1]。また、レーザー光が存在しない時刻はレーザー変調が行われないため、時間的に強度変調したレーザー光を用いた場合は変調によるエネルギー分散の増大が進行方向のスライスごとに異なる電子ビーム発生も可能となる。そのため、レーザー変調に使用するレーザーの時間プロファイルの操作も、レーザー変調に関連した研究の種類を広げてきた。

そこで、本報告では、レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生の実験の現状について説明する。将来的な目標として、フォトカソード RF 電子銃加速器からのフェムト秒電子ビーム (エネルギー <35 MeV、電荷量<10 pC、パルス幅<10 fs) に対して、レーザー変調を適用し、アト秒電子ビームパルス列もしくは単パルスを得ることを目指している。レーザーと電子ビームをアンジュレータに同軸で通過させた実験結果について、報告する。

参考文献

[1] Z. Huang et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 13, 020703 (2010).

*K. Kan¹, M. Gohdo¹, J. Yang¹, Y. Yoshida¹

¹SANKEN (ISIR), Osaka Univ.

加速器による高品質医療用 RI の大量生成に向けた PHITS と DCHAIN による放射能評価手法の高度化

Improvement of radioactivity estimation method using PHITS and DCHAIN

for mass production of high-quality medical RI in accelerators

*橋本 慎太郎¹, 永井 泰樹^{2,3}

¹JAEA, ²千代田テクノル, ³QST

加速器中性子を用いた放射性同位体(RI)の製造法研究において、ビーム照射時の RI 生成量とその時間経過を 計算できる粒子輸送計算コード PHITS と誘導放射能計算コード DCHAIN は強力なツールである。我々は、 20MeV 以上の中性子反応を評価済み核データに基づいて計算することで本手法の信頼性を向上させた。

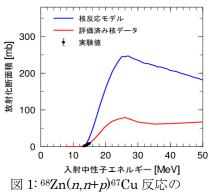
キーワード: PHITS、DCHAIN、加速器、放射性同位体生成、核反応断面積データ

1. 緒言

がんに対する質の高い診断と治療を行う上で医療用の放射性同位体(RI)が重要な役割を果たしている。製 造時の条件として高純度で大量かつ低コストであることが要請されており、数 10MeV の粒子加速器と厚い標 的を用いた製造方法が盛んに研究されてきた。我々は、最適な製造条件を決定するため、ビーム照射時の RI 生成量とその時間経過を計算する PHITS と DCHAIN の組み合わせ計算[1]の高度化を進めてきた。

2. 手法

組み合わせ計算において、20MeV以下の中性子反応は DCHAIN 内蔵の評価 済み核データ、20MeV 以上は PHITS の核反応モデルを参照して RI の生成量 を計算する。しかし、汎用的な核反応モデルは精度が悪い場合があるため、組 み合わせ計算の結果の信頼性も低かった。図1は68Znに中性子を照射した時 の ⁶⁷Cu(製造法が課題のがん治療用 RI)の放射化断面積である。14MeV 付近の 実験値[2]を再現する評価済み核データ[3]に比べ、核反応モデル INCL4.6[4]の 結果は過大評価である。そこで本研究では、20MeV 以上の評価済み核データ を参照ファイルとして用意し、これを組み合わせ計算で自動的に利用する機 能を追加することにより、20MeV以上の反応についても信頼性を向上させた。



放射化断面積

3. 結果・考察

図 2 に nat Zn サンプルに中性子を 3 時間照射した場合の 67Cu の放射能の時間経過を示す。ビーム照射時に 放射能が増加し、その後 67Cu の半減期(約62時間)に基づいて減少する。この計算で中性子は40MeV 重陽

子と ⁹Be の反応により生成しており、20~40MeV の中性子が ⁶⁷Cu 生成に 寄与する。20MeV以上の反応を評価済み核データで計算した結果は実験値 [5]を再現するが、核反応モデルの結果は図1の傾向を反映して過大評価と なった。今回の高度化で、20MeV以上の反応が大きく寄与する場合でも、 放射能の時間経過を高精度で評価できるようになった。

*本研究は JSPS 科研費 19K03903 の助成を受けたものです。

参考文献

- [1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).
- [2] C. Konno et al., JAERI Reports, No. 1329 (1993).
- [3] JENDL-4.0/HE [S. Kunieda et al., JAEA-Conf. 2016-004, 41-46 (2016)] と同じ手法により評価された断面積データ.
- [4] A. Boudard et al., Phys. Rev C87, 014606 (2013).
- [5] M. Kawabata et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. 330, 913-922 (2021).

*Shintaro Hashimoto¹ and Yasuki Nagai^{2,3}

¹JAEA, ²CTC, ³QST

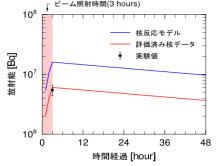


図 2: 67Cu の放射能の時間経過

タンデム静電加速器用小型冷陰極 PIG 負イオン源のエミッタンス測定

東京都市大原研では 1.7 MV タンデム加速器用として冷陰極 PIG 負イオン源を開発中である。加速管入射前の位置におけるビームエミッタンスをペッパーポット法により測定した。その結果について報告する。

キーワード: タンデム静電加速器, PIG 負イオン源, エミッタンス測定, ペッパーポット法

- 1. **緒言** タンデム加速器における元素分析等の用途に使用するイオン源として、比較的長寿命であり、保守が容易に行え、安価に製作が可能といった特長を有する冷陰極 PIG 負イオン源の開発を進めている。これまでにビーム強度を高めるための設計変更やその結果について報告してきた[1-2]。今回、運転時の最適なパラメータを探るとともに、長期間使用していく中で放電容器内部の劣化がビームに与える影響を考察することを目的として、加速管入射前におけるエミッタンス測定を行った。
- **2. 方法** 図 1 に実験装置の外観を示す。エミッタンス測定には、穴径 100 μ m、穴の間隔 2 μ m のペッパーポットとガフクロミックフィルム (XR-QA2) を用いた。照射後のフィルムをスキャナーで読み取り、ビーム位置を確認した。引出直後のビームの状態を観察することを目的として、図 1(左)の引出電極及びアインツェルレンズ電極の位置にペッパーポットとフィルムをそれぞれ配置し測定を行った(配置 A)。また、図 1(右)に示すビューポート位置(配置 B)においても同様の測定を行う。
- 3. 結果 図2に配置Aにおける測定結果を示す。これはビーム進行方向に対する水平方向(X軸方向)のビ

ーム中心位置と±2 mm 位置におけるビーム広がり角度α [mrad]を示している。これより広がり角度は±30 mrad 程度であることが確認できた。この位置の測定ではアインツェルレンズ入口部における状況の把握が目的である。配置 B における測定結果と合わせて検討することで、引出直後のビームの状態によってアインツェルレンズの効き具合に対する検討を行う予定である。また、放電容器内の電極の状態によるビームへの影響についても考察を進めていく予定である。

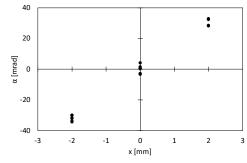


図2 引出直後のエミッタンス図





図1 PIG 負イオン源本体(左)とビーム輸送系の外観(右)

参考文献

- [1] 劉 洪甫ほか、日本原子力学会、2021 秋の大会、1G03
- [2] Hong-Fu Liu, et al., IBA/PIXE & SIMS, 11-15 Oct. 2021, P5

^{*}Hong-Fu Liu¹, Naoto Hagura¹, Jun Kawarabayashi¹ and Yoshiyuki Oguri²

¹Tokyo City University, ²Tokyo Institute of Technology

3C08

新加速方式:ハーモニートロン実現を目指す垂直 FFA 加速器の原理実証(2)

New acceleration method: Proof-of-principle study on vertical FFA accelerator for Harmonytron (2)

*足立 恭介 ¹, 有馬 秀彦 ¹, 米村 祐次郎 ¹, 和賀 雄飛 ¹, 伊藤 彰洋 ¹, 高松 恒輝 ¹,

池田 伸夫 ¹, 森 義治 ²

1 九州大学 2 京都大学

大強度ハドロンならびに短寿命ミューオンを効率良く加速する新方式の円形加速器:ハーモニートロン (Harmonytron)が提案されている。現在、ハーモニートロン実現に向けた電子垂直 FFA 原理検証機の開発が 進められている。本発表では、ビーム入射シミュレーションと入射試験の準備状況について報告する。

キーワード:固定磁場強集束加速器 電子ビーム ビーム入射 ハーモニートロン

1. 緒言

大強度ハドロンならびに短寿命ミューオンを効率良く加速する新方式の円形加速器:ハーモニートロン (Harmonytron) が提案されている $^{[1]}$ 。ハーモニートロンは、ビーム軌道長を一定に保ったまま加速と共に軌道 が垂直方向に変化する特徴を持つ垂直 FFA (Fixed Field Alternating gradient) $^{[2][3]}$ 加速器にハーモニック数跳躍加速法を適応させた円形加速器である。垂直 FFA 加速器は、設計の困難さから現在も基礎研究段階にあり、実験的な原理検証は行われていない。

2. 研究内容

現在、垂直 FFA 加速器の実験的な原理検証を目指して、数十 keV 領域の電子を用いた垂直 FFA 原理検証機の開発が進められている。本研究では、原理検証機における電子銃からのビーム入射を目的としたビーム力学的検討が進められている。具体的には、3 次元磁場解析ソフトウェアと粒子軌道解析及びシミュレーションを用いて入射ビームの横方向と縦方向のアクセプタンスを評価した。また、ビームプロファイル測定や入射試験を行う前段階として、電子銃単体の動作試験が進められている。

3. 結論

開発中の垂直 FFA 原理検証機において、ビームの入射から最大エネルギーまで安定に加速できることが示された。ビーム入射を考慮した横方向と縦方向のアクセプタンスの評価結果や入射試験の準備状況については本発表で報告する。

参考文献

- $[1]\ Y.\ Mori,\ Y.\ Yonemura\ and\ H.\ Arima: "A\ Proposal\ of\ Harmonic tron",\ Mem.\ Fac.\ Eng.\ Kyushu\ Univ.,\ Vol.\ 77,\ No.\ 2,\ pp.\ 1-13\ (2017).$
- [2] T. Ohkawa: "FFAG Electron Cyclotron", Phys. Rev. Vol. 100, No. 4, p. 1247 (1955).
- [3] K.R. Symon, et al.: "Fixed-Field Alternating-Gradient Particle Accelerators", Phys. Rev., Vol. 103, No. 6, pp. 1837-1859 (1956).

1Kyushu Univ. 2Kyoto Univ.

^{*}Kyosuke Adachi¹, Hidehiko Arima¹, Yujiro Yonemura¹, Yuhi Waga¹, Akihiro Ito¹, Koki Takamatsu¹, Nobuo Ikeda¹, and Yoshiharu Mori²

General Meeting

[3C_GM] The 66th General Meeting of International Nuclear Information Network

Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room C

[3C_GM] General Meeting

(Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room C)

[3C_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | International Nuclear Information Network

[3C_PL] Overseas trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

Chair: Yurugi Kanzaki (MHI)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room C

[3C_PL01] Overseas R&D trends regarding nuclear innovation *Taiju Shibata¹ (1. JAEA)

[3C_PL02] JAEA's international strategy regarding nuclear innovation *Kentaro Funaki¹ (1. JAEA)

3C PL01-02 は同予稿

海外情報連絡会セッション

原子カイノベーションを巡る海外動向と JAEA の国際戦略 Oversea trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

(1) 原子カイノベーションを巡る海外の研究開発動向

(1) Overseas R&D trends regarding nuclear innovation
*柴田大受 ¹

(2) 原子カイノベーションを巡る JAEA の国際戦略

(2) JAEA's international strategy regarding nuclear innovation
* 舟木健太郎 ¹

1国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. 原子カイノベーションを巡る海外の研究開発動向

2050 年頃のカーボンニュートラル達成が国際社会の目標として共有される中で、エネルギーシステムの脱炭素化に向けた原子力の役割、とりわけイノベーションを通じた革新炉(ここでは、非軽水炉型の新型炉や小型モジュール炉(Small Modular Reactor: SMR)全般を指す)の導入の重要性、それを実現するためのモデルとして、民間企業によるイノベーションを国の研究機関が支援する官民パートナーシップの重要性に対する認識が高まっている。

世界的に見れば、近年では特に SMR の開発が活発に進められている。米国では、エネルギー省(DOE)が 2020 年 5 月に民間との費用分担を前提に新型炉実証プログラム(ARDP)を開始した。そのうち、5~7年以 内に実証可能な新型炉の支援として、TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉 Natrium と X-energy 社のペブル ベッド型高温ガス炉 Xe-100 が選定された。また、NuScale 社が開発を進める PWR 型 SMR も注目されてい る。英国では、ビジネス・エネルギー・産業戦略省(BEIS)が 2017年12月に先進モジュール炉(AMR(注: 非軽水炉型の SMR)) 実行可能性・開発プロジェクトを開始し、フィージビリティスタディが進められてい る。2020年7月にはフェーズ2として、U-battery 社のブロック型高温ガス炉、Westinghouse 社の鉛冷却高速 炉、Tokamak Energy 社の核融合炉が選定されている。また、2020年に発表されたグリーン産業革命のための 10 ポイント計画及びエネルギー白書においては、SMR 及び AMR の導入支援が示され、その後、AMR の研 究開発・実証プログラムに高温ガス炉が選定された。軽水炉型 SMR は、Rolls-Royce 社が主導する企業連合 が UK SMR (PWR 型) を開発中。また、フランスでも、原子力・代替エネルギー庁 (CEA)、フランス電力 (EDF)、小型炉専門開発企業 TechnicAtome 社及び政府系造船企業 Naval Group が PWR 型の SMR である NUWARD を開発している。カナダにおいては、天然資源省(NRCan)が 2018年11月にSMR ロードマップ を、また 2020 年 12 月には SMR ロードマップに基づく行動計画を公表している。これらに沿って、カナダ原 子力研究所(CNL)のチョークリバー・サイトへのSMR実証計画、カナダ原子力安全委員会(CNSC)による 事前設計審査や技術審査、州政府による SMR 導入計画などが進められている。カナダのオンタリオ・パワ ー・ジェネレーション (OPG) 社は、同社のダーリントン発電所に GEH 社製の BWR 型 SMR である BWRX-300 を導入する計画としている。中国においては、熱出力 250MW のペブルベッド型高温ガス炉の実証炉であ る HTR-PM が 2021 年に初臨界を達成しグリッド接続がなされた。また、2021 年には電気出力 125MW の実 証炉である玲龍一号 (PWR 型) の建設工事が開始された。ロシアにおいては、ROSATOM 社が浮揚式原子力 発電所であるアカデミック・ロモノソフ号 (PWR型) を開発し、2020年5月に営業運転を開始している。そ の他、アルゼンチン、ポーランド、サウジアラビア等で SMR の開発、導入に向けた活動が進められている。

2. 原子カイノベーションを巡る JAEA の国際戦略

以上の背景の下、わが国においても、原子力について、社会からの信頼獲得と安全確保を大前提として必

要な規模を持続的に活用していくとともに、2030年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術の確立等を進めるとしている(エネルギー基本計画、2021年10月)。また、海外で進む次世代革新炉開発に高い製造能力を持つ日本企業も連携して参画し、多様な原子力技術のイノベーションを加速していくこと(2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略、2021年6月)など、原子カイノベーションを加速する取り組みと、戦略的な国際連携の推進が求められている。

加えて、これまでの研究開発のレガシーである原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物管理への対応や安全・ 核不拡散・核セキュリティの確保、人材育成といった、研究施設・人材、基礎基盤研究の維持といった原子 力の持続性を確保する取組も欠かせない。日本原子力研究開発機構(JAEA)は我が国における原子力分野の 唯一の総合原子力研究開発機関として、国際連携を最大限活用しつつ、革新炉等、各分野の研究開発や廃止 措置・廃棄物管理等の活動に取り組んでいる。

JAEA では、2017 年 3 月に策定した「国際戦略」において、国際協力の意義を「海外研究機関等のリソースの活用による研究開発の効率的推進、成果の最大化」、「原子力利用に伴う共通課題への国際貢献を通じた JAEA のプレゼンスの増大や成果の我が国への裨益」、「研究開発成果の国際展開による国際原子力コミュニティや我が国産業界への寄与」と位置づけ、欧米を中心とする原子力先進国とのリソースの分担による互恵的な協力、原子力新興国に対する原子力安全及び核不拡散・核セキュリティ等に係る支援の推進、原子力関連国際機関との原子力安全、核セキュリティ等に関する国際基準の策定や多国間の原子力研究開発活動等への参画等の活動を実施してきた。

2019 年 10 月には将来ビジョン「JAEA 2050+」を策定し、わが国の政策目標(「エネルギー基本計画」、「パリ協定に基づく成長戦略としての長期戦略」、Society5.0、持続可能な開発目標 (SDGs))を踏まえ、JAEA が将来にわたって社会に貢献し続けるために、2050 年にむけて、何をめざし、そのために何をすべきか、を取りまとめた。"新原子力"の実現に向けて6つの研究テーマに横断的かつ戦略的に取り組むとともに、国際連携・国際貢献の積極的推進、他分野のセクターとの連携・協働、幅広い分野からの人材確保・育成を打ち出している。

現在は、第4期中長期目標期間 (2022 年4月~2029 年3月) の開始にあたり、これらの国際協力の成果と最新の原子力イノベーション等を巡る国内外の情勢を踏まえ、「国際戦略」の改定を検討しているところである。革新炉の開発では、安全性・経済性・サプライチェーン構築・規制対応を念頭においた研究開発を推進し、安全性の国際実証や、規格基準類の国際標準化を目指すためには、国内外の企業、研究機関、規制機関との協力が必要となる。また、わが国を含む各国において研究開発に使われてきた多くの施設が廃止措置の時期を迎えるにあたり、限られた研究施設の共同利用や、廃止措置分野の先行国の有する知見の活用など国際的な共通課題が増加している。新たな「国際戦略」においては、革新炉の開発、廃止措置・廃棄物管理、原子力安全、核不拡散・核セキュリティ、中性子科学といった JAEA が所掌する各分野での国際連携の考え方に加え、分野を俯瞰した各国や国際機関別の国際連携の考え方を中心にまとめる予定としている。これらの分野では、政府省庁、民間企業・団体、研究機関等と協調・協働して国際連携を進めていく重要性が増しており、JAEA は国立研究開発法人として積極的に役割を果たしていくための「国際戦略」を幅広い関係機関からの意見を踏まえながら策定し、我が国全体に裨益するものとなるよう努めていきたい。

^{*}Taiju Shibata1 *Kentaro Funaki1

¹ Japan Atomic Energy Agency

3C_PL01-02 は同予稿

海外情報連絡会セッション

原子カイノベーションを巡る海外動向と JAEA の国際戦略 Oversea trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

(1) 原子カイノベーションを巡る海外の研究開発動向

(1) Overseas R&D trends regarding nuclear innovation
*柴田大受 ¹

(2) 原子カイノベーションを巡る JAEA の国際戦略

(2) JAEA's international strategy regarding nuclear innovation
* 舟木健太郎 ¹

1国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. 原子カイノベーションを巡る海外の研究開発動向

2050 年頃のカーボンニュートラル達成が国際社会の目標として共有される中で、エネルギーシステムの脱炭素化に向けた原子力の役割、とりわけイノベーションを通じた革新炉(ここでは、非軽水炉型の新型炉や小型モジュール炉(Small Modular Reactor: SMR)全般を指す)の導入の重要性、それを実現するためのモデルとして、民間企業によるイノベーションを国の研究機関が支援する官民パートナーシップの重要性に対する認識が高まっている。

世界的に見れば、近年では特に SMR の開発が活発に進められている。米国では、エネルギー省(DOE)が 2020 年 5 月に民間との費用分担を前提に新型炉実証プログラム(ARDP)を開始した。そのうち、5~7年以 内に実証可能な新型炉の支援として、TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉 Natrium と X-energy 社のペブル ベッド型高温ガス炉 Xe-100 が選定された。また、NuScale 社が開発を進める PWR 型 SMR も注目されてい る。英国では、ビジネス・エネルギー・産業戦略省(BEIS)が 2017年12月に先進モジュール炉(AMR(注: 非軽水炉型の SMR)) 実行可能性・開発プロジェクトを開始し、フィージビリティスタディが進められてい る。2020年7月にはフェーズ2として、U-battery 社のブロック型高温ガス炉、Westinghouse 社の鉛冷却高速 炉、Tokamak Energy 社の核融合炉が選定されている。また、2020年に発表されたグリーン産業革命のための 10 ポイント計画及びエネルギー白書においては、SMR 及び AMR の導入支援が示され、その後、AMR の研 究開発・実証プログラムに高温ガス炉が選定された。軽水炉型 SMR は、Rolls-Royce 社が主導する企業連合 が UK SMR (PWR 型) を開発中。また、フランスでも、原子力・代替エネルギー庁 (CEA)、フランス電力 (EDF)、小型炉専門開発企業 TechnicAtome 社及び政府系造船企業 Naval Group が PWR 型の SMR である NUWARD を開発している。カナダにおいては、天然資源省(NRCan)が 2018年11月にSMR ロードマップ を、また 2020 年 12 月には SMR ロードマップに基づく行動計画を公表している。これらに沿って、カナダ原 子力研究所(CNL)のチョークリバー・サイトへのSMR実証計画、カナダ原子力安全委員会(CNSC)による 事前設計審査や技術審査、州政府による SMR 導入計画などが進められている。カナダのオンタリオ・パワ ー・ジェネレーション (OPG) 社は、同社のダーリントン発電所に GEH 社製の BWR 型 SMR である BWRX-300 を導入する計画としている。中国においては、熱出力 250MW のペブルベッド型高温ガス炉の実証炉であ る HTR-PM が 2021 年に初臨界を達成しグリッド接続がなされた。また、2021 年には電気出力 125MW の実 証炉である玲龍一号 (PWR 型) の建設工事が開始された。ロシアにおいては、ROSATOM 社が浮揚式原子力 発電所であるアカデミック・ロモノソフ号 (PWR型) を開発し、2020年5月に営業運転を開始している。そ の他、アルゼンチン、ポーランド、サウジアラビア等で SMR の開発、導入に向けた活動が進められている。

2. 原子カイノベーションを巡る JAEA の国際戦略

以上の背景の下、わが国においても、原子力について、社会からの信頼獲得と安全確保を大前提として必

要な規模を持続的に活用していくとともに、2030年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術の確立等を進めるとしている(エネルギー基本計画、2021年10月)。また、海外で進む次世代革新炉開発に高い製造能力を持つ日本企業も連携して参画し、多様な原子力技術のイノベーションを加速していくこと(2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略、2021年6月)など、原子カイノベーションを加速する取り組みと、戦略的な国際連携の推進が求められている。

加えて、これまでの研究開発のレガシーである原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物管理への対応や安全・ 核不拡散・核セキュリティの確保、人材育成といった、研究施設・人材、基礎基盤研究の維持といった原子 力の持続性を確保する取組も欠かせない。日本原子力研究開発機構(JAEA)は我が国における原子力分野の 唯一の総合原子力研究開発機関として、国際連携を最大限活用しつつ、革新炉等、各分野の研究開発や廃止 措置・廃棄物管理等の活動に取り組んでいる。

JAEA では、2017 年 3 月に策定した「国際戦略」において、国際協力の意義を「海外研究機関等のリソースの活用による研究開発の効率的推進、成果の最大化」、「原子力利用に伴う共通課題への国際貢献を通じた JAEA のプレゼンスの増大や成果の我が国への裨益」、「研究開発成果の国際展開による国際原子力コミュニティや我が国産業界への寄与」と位置づけ、欧米を中心とする原子力先進国とのリソースの分担による互恵的な協力、原子力新興国に対する原子力安全及び核不拡散・核セキュリティ等に係る支援の推進、原子力関連国際機関との原子力安全、核セキュリティ等に関する国際基準の策定や多国間の原子力研究開発活動等への参画等の活動を実施してきた。

2019 年 10 月には将来ビジョン「JAEA 2050+」を策定し、わが国の政策目標(「エネルギー基本計画」、「パリ協定に基づく成長戦略としての長期戦略」、Society5.0、持続可能な開発目標 (SDGs))を踏まえ、JAEA が将来にわたって社会に貢献し続けるために、2050 年にむけて、何をめざし、そのために何をすべきか、を取りまとめた。"新原子力"の実現に向けて6つの研究テーマに横断的かつ戦略的に取り組むとともに、国際連携・国際貢献の積極的推進、他分野のセクターとの連携・協働、幅広い分野からの人材確保・育成を打ち出している。

現在は、第4期中長期目標期間 (2022年4月~2029年3月) の開始にあたり、これらの国際協力の成果と最新の原子力イノベーション等を巡る国内外の情勢を踏まえ、「国際戦略」の改定を検討しているところである。革新炉の開発では、安全性・経済性・サプライチェーン構築・規制対応を念頭においた研究開発を推進し、安全性の国際実証や、規格基準類の国際標準化を目指すためには、国内外の企業、研究機関、規制機関との協力が必要となる。また、わが国を含む各国において研究開発に使われてきた多くの施設が廃止措置の時期を迎えるにあたり、限られた研究施設の共同利用や、廃止措置分野の先行国の有する知見の活用など国際的な共通課題が増加している。新たな「国際戦略」においては、革新炉の開発、廃止措置・廃棄物管理、原子力安全、核不拡散・核セキュリティ、中性子科学といった JAEA が所掌する各分野での国際連携の考え方に加え、分野を俯瞰した各国や国際機関別の国際連携の考え方を中心にまとめる予定としている。これらの分野では、政府省庁、民間企業・団体、研究機関等と協調・協働して国際連携を進めていく重要性が増しており、JAEA は国立研究開発法人として積極的に役割を果たしていくための「国際戦略」を幅広い関係機関からの意見を踏まえながら策定し、我が国全体に裨益するものとなるよう努めていきたい。

^{*}Taiju Shibata1 *Kentaro Funaki1

¹ Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[3C09-13] Accelerator 2

Chair: Fumito Sakamoto (NIT Akita College) Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room C

[3C09] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

*Tomoya Akagi¹ (1. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

Takahiro Shinya¹, Kohei Sakurai², *Kai Masuda¹, Noriyosu Hayashizaki², Tetsuo Abe³, Hitoshi Kobayashi³, Ken Takayama³, Francesco Scantamburlo⁴, Andrea De Franco¹ (1. QST, 2. Tokyo Tech, 3. KEK, 4. F4E)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C11] Present status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

*Jibong Hyun¹, Hiroki Usami¹, Kai Masuda¹, Keitaro Kondo¹, Akihiko Mizuno^{1,2}, Manuel Peres Alonso³, Francesco Scantamburlo⁴ (1. QST, 2. JASRI, 3. IPFN, 4. F4E)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C12] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

*Andrea De Franco¹, Tomoya Akagi¹, Manuel Peres Alonso², Koki Hirosawa¹, David Jimenez⁴, Keitaro Kondo¹, Saerom Kwon¹, Jacques Marroncle³, Kai Masuda¹, Masayuki Ohta¹ (1. QST, 2. IST-IPFN, 3. CEA, 4. CIEMAT)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C13] Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

*Kohki Kumagai¹, Keitaro Kondo¹, Satoshi Sato¹, Saerom Kwon¹, Kai Masuda¹ (1. QST) 3:45 PM - 4:00 PM 3C09 2022年春の年会

IFMIF 原型加速器 LIPAc の現状 (1) Phase-B+試験の進捗

Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

(1) Progress of Phase-B+ commissioning *赤木 智哉 ¹, LIPAc ユニットメンバー

¹QST

IFMIF 原型加速器(LIPAc)のコミッショニングが国際協力のもと進められている。これまでに、RFQ による $125\,\mathrm{mA}$ 重陽子パルスビーム加速の実証に成功し、現在は 2021 年 7 月から開始した RFQ 長パルスビーム加速 試験(Phase-B+)が進行中である。

キーワード:陽子・重陽子加速器,大電流 CW, RFQ,中性子源

1. はじめに

国際核融合炉材料照射施設 IFMIF の原型加速器は LIPAc(Linear IFMIF Prototype Accelerator)と呼ばれ、欧州との共同事業で青森県六ヶ所村においてコミッショニングが行われている[1,2]。LIPAc は 125 mA の重陽子ビームを 9 MeV まで加速し、連続(CW)運転することを目標としており、入射器、高周波四重極加速器(RFQ)、超伝導線形加速器(SRF)、ビーム輸送系およびビームダンプから構成される。LIPAc のコミッショニングは入射器単体試験(Phase-A)、RFQ 実証試験(Phase-B)、SRF 実証試験(Phase-C)と段階的に進められる。2019年7月にRFQによる 125 mA 重陽子短パルスビームの加速(1 ms、1 Hz)に成功[3]、その後、追加の機器であるビーム輸送系とビームダンプの据付を完了し、現在は RFQ の長パルスビーム加速試験(Phase-B+)が進行中である。

2. Phase-B+試験

Phase-B+試験の主な目的は長パルスでの重陽子ビーム運転の実証、及び(Phase-B+完了後に設置される) SRF に入射されるビームの特性評価である[4]。Phase-B+試験において最終的には CW (Duty Cycle 100%) に到達することを目標としているが、以下のように段階的に進められる。Stage 1: 低電流・低 Duty Cycle 試験、Stage 2: 125 mA・低 Duty Cycle 試験、Stage 3: 125 mA・高 Duty Cycle 試験である。Stage 1 については 2021 年 7 月に 2.5 MeV、約 10 mA の陽子ビーム加速試験から開始し、12 月末までに 5 MeV、約 20 mA の重陽子ビーム (100 μ s、1 Hz) をほぼ損失無くビームダンプに入射することに成功した。その後は RFQ と入射器の CW 運転に向けたコンディショニングを集中的に行うため、ビーム試験は一時中断、2022 年 3 月より Stage 2 を 開始する予定である。本発表では主に Stage 1 で得られた成果について報告する。

参考文献

- [1] P. Cara et al., IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020, FEC'20 Proceedings, 650.
- [2] J. Knaster et al., Overview of the IFMIF/EVEDA project, Nuclear Fusion (2017), 102016.
- [3] K. Kondo et al., Validation of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) in Rokkasho, Fusion Eng. Des. 153 (2020) 111503.
- [4] H. Dzitko et al., Status and future developments of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc), Fusion Engineering and Design 168 (2021) 112621.

¹OST

^{*}Tomoya Akagi¹, LIPAc Unit member

IFMIF 原型加速器 LIPAc の現状

(2) RF カップラにおけるマルチパクタリングの粒子シミュレーション

Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

(2) Particle Simulations of Multipactering in RF Coupler

新屋 貴浩1, 櫻井孝平2, *增田 開1, 林崎 規託1,2, 阿部 哲郎3, 小林 仁3, 髙山 健3,

Francesco Scantamburlo⁴, Andrea De Franco¹

¹QST, ²東工大, ³KEK, ⁴F4E

LIPAc に用いられている RF カップラにおいて観測された発熱の原因を理解し対策の指針を得ることを目的 として、原因の有力な候補と考えられるマルチパクタリングの粒子シミュレーションを行った。

キーワード:マルチパクタリング、同軸 RF カップラ、粒子シミュレーション、RFQ、陽子・重陽子加速器

1. 背景と目的

CW 運転の実証を目指している IFMIF 原型加速器 LIPAc [1]の RFQ 加速器(全長 $9.8\,\mathrm{m}$ 、重陽子 $5\,\mathrm{MeV}$ 、175 MHz)の低 Duty パルス運転において、駆動に用いられている $8\,\mathrm{系統}$ (1 $\mathrm{系統当}$ たり<200 kW)の RF 供給系 [2]の一部の同軸 RF カップラの RF 窓付近で観測された発熱の原因を理解し対策の指針を得ることを目的として、原因の有力な候補と考えられるマルチパクタリングのシミュレーションを行った。

2. 方法

FDTD に基づく PIC シミュレーションコード (CST Studio) を用い、初期粒子数 N_0 = 10^3 個(電子を表すマクロ粒子)を内外導体間に分布(空間一様、温度 $5\,\mathrm{eV}$ の Maxwell 分布)させ、二次電子放出による粒子数 Nの時間発展を追った。後方散乱を含む全衝突過程を含む Furman モデル[3]を用い、 $300\,\mathrm{eV}$ 付近にピーク(内外導体では $\eta_{\mathrm{wg,max}}\sim1.6$,RF 窓では $\eta_{\mathrm{window,\,max}}\sim1.4$)を持つ二次電子放出係数 η_{wg} , η_{window} を与えた。

3. 結果と考察

RF 窓と内導体との間に粒子の集中が見られた(図 1)。また、RF 窓の二次電子放出を無視($\eta_{window} = 0$)して計算した場合(図 2 中の(b)青丸)と異なり、 η_{window} を与えた場合には幅広い範囲の入力 RF 電力 P_{FWD} で粒子数 N の増倍が見られ(図 2 中の(a)赤四角)、実機での観測と矛盾のない傾向を示した。RF 窓との接続部の内導体形状(図 1)に起因して RF電界強度に寄らずマルチパクタリングの生起する条件が幅広い範囲で満たされやすい構造になっていると考えられる。謝辞 本報告の一部には高エネルギー加速器研究機構加速器科学総合育成事業の成果を含みます。

参考文献

- [1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.
- [2] P. Mendez et al. Fusion Eng. Des. 165 (2021) 112226.
- [3] M.A. Furman et al., Phys. Rev. Acc. Beams 5 (2002) 124404.

Takahiro Shinya¹, Kohei Sakurai², *Kai Masuda¹, Noriyosu Hayashizaki^{1,2}, Tetsuo Abe³, Hitoshi Kobayashi³, Ken Takayama³, Francesco Scantamburlo⁴ and Andrea De Franco¹

¹QST, ²Tokyo Tech., ³KEK, ⁴Fusion for Energy

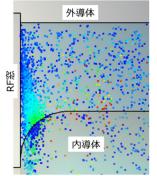


図 1 RF 窓付近の粒子分布の一例

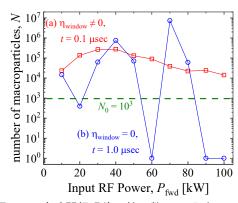


図 2 一定時間経過後の粒子数 N の入力 RF 電力 Pfwd 依存性: RF 窓の二次電子放出 (a)有り (0.1 μsec 後) と (b)無し (1.0 μsec 後) の比較

IFMIF 原型加速器 LIPAc の現状

(3) Beam-based alignment を用いた中エネルギービーム輸送系のミスアライメントの評価

Present status of Linear IFMIF Prototype Accelerator, (LIPAc)

(3) Misalignment evaluation of medium energy beam transport line with beam-based alignment *玄知奉 ¹, 宇佐美潤紀 ¹, 赤木智哉 ¹, 増田開 ¹, 近藤恵太郎 ¹, 水野明彦 ¹², マヌエルアロンソ ³, フランチェスコスカンタビューロ ⁴

¹QST, ²JASRI, ³IPFN, ⁴F4E

レーザートラッカーを用いたアライメント調査で、RFQ と中エネルギー輸送路の四極電磁石の間に水平方向に約 0.5 mm のミスアライメントがあることが判明した。今回、2.5 MeV の陽子ビームを用いてそのミスアライメントの評価を行ったので報告する。

キーワード:陽子・重陽子加速器、ビームベースドアライメント、RFQ、四極電磁石

1. 緒言

現在の LIPAc は、入射器、RFQ、中エネルギービーム輸送路 (MEBT)、ビーム診断ライン(D-plate)、高エネルギービーム輸送路(HEBT)、ビームダンプ(BD)で構成されている。それぞれの加速器機器は、レーザートラッカーを使用して X-Y 方向のアライメント誤差が+/-0.2mm 以内になるように据え付けられたが、最近の再測定で、RFQ の出口中心と MEBT の第一四極電磁石中心に許容値を超える $0.5\,$ mm 程度の水平方向ミスアライメントがあることが判明した。今回、Beam-Based Alignment(BBA)法を用いてこのミスアライメントを評価し、レーザートラッカーでの測定と比較した。

2. 手法

四極電磁石の電流値を変化させ(Q-スキャン)、下流の Beam position monitor(BPM)でビーム重心の変位量を測定することで、ビームが四極電磁石の磁場中心からどれくらい離れて通過しているのかを知ることができる。図1に RFQ 出口から MEBT のレイアウトを示す。今回、MEBT の数台の四極電磁石に対して Q-スキャンを行い、個々の四極電磁石の磁場中心に対するビーム重心位置を同定し、RFQ と MEBT の四極電磁石間のミスアライメントを評価した。図2に Quad#1 の水平方向に対する Q-スキャンの結果を示す。

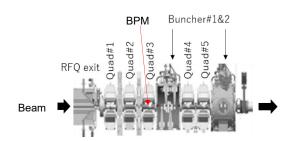


図 1: RFQ 出口付近から MEBT 終端までのレイアウト

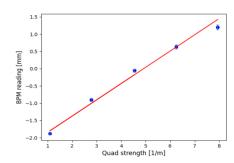


図 2: Quad#1 の Q-スキャンの結果

3. 結論

2.5 MeV の陽子ビームを用いた測定で、RFQ 出口と MEBT の第一四極電磁石間に横方向にレーザートラッカーで測定された程度のミスアライメントが存在することが確認できた。

*Jibong Hyun¹, Hiroki Usami¹, Tomoya Akagi¹, Kai Masuda¹, Keitaro Kondo¹, Akihiko Mizuno^{1,2}, Manuel Peres Alonso³, Francesco Scantamburlo⁴ ¹QST, ²JASRI, ³IPFN, ⁴F4E

Present Status of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)

(4) Genetic algorithms aided optics optimization for beam energy spread measurements

*Andrea De Franco¹, Tomoya Akagi¹, Manuel P. Alonso², Benoit Bolzon³, Yann Carin⁴, Thomas

Chaminade³, Nicolas Chauvin³, Koki Hirosawa¹, David Jimenez⁵, Keitaro Kondo¹, Saerom Kwon¹, Jacques

Marroncle³, Kai Masuda¹, Akihiko Mizuno¹, Masayuki Ohta¹ and Masayoshi Sugimoto¹

¹National Institute for Quantum Science and Technology, ²University of Lisbon IST-IPFN, ³French

Alternative Energies and Atomic Energy Commission, ⁴Fusion for Energy,

⁵Center for Energy, Environmental and Technological Research

The Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) is designed to provide 125mA CW Deuteron beams at 9MeV. This series reports on the commissioning of the LIPAc. This work focuses on the optimization, aided by genetic algorithm, of transport optics to perform energy spread measurement after the Radio Frequency Quadrupole (RFQ) module.

Keywords: Proton/deuteron accelerator, Beam optics, Beam diagnostic, Genetic algorithms, Simulation

1. Introduction

The LIPAc layout includes a 20° dipole to bend the beam in horizontal plane and prevent the intense backscattering radiation from the beam dump directly to hit the accelerating and bunching cavities. This creates a dispersive region at which the energy spread of the beam can be measured using an existing Secondary Electron Monitor (SEM) grid. The beam RMS size σ_x measured at the location of the SEM can be expressed as: $\sigma_x = \sqrt{\sigma_0^2 + \left(\frac{dE}{E}D\frac{\gamma}{\gamma+1}\right)^2}$; where σ_0 is the non-dispersive component of the horizontal beam size, dE/E is the energy spread of the beam, D is the horizontal dispersion and γ is the Lorentz factor. To minimize the effect of σ_0^2 , a slit with aperture of 200 μ m is used to trim the horizontal profile of the beam. The optimal σ_0 and D can be set by adjusting the transfer line optics.

2. Optics optimization

The strengths of 5 quadrupoles are varied in particle tracking simulations to minimize σ_0 while maximizing D. At the same time the beam losses must be minimized to avoid profile scraping and radioactivation of components. The Pareto front of the multi objective is found with the genetic algorithm NSGA-II [1], selected because it converges in a reasonable number of iterations and provides a roughly evenly spaced Pareto front. Then, a set of different optics to perform the measurement is selected to reduce the impact of systematic uncertainties in the beam simulation model and transverse profile reconstruction, where the uncertainties on dE/E are quantified considering statistical errors on σ_x measured at the SEM and σ_0/D due to optics errors.

3. Conclusion

At least 8 different viable optics combinations for a section of the LIPAc transport line has been found to measure the beam energy RMS spread with expected accuracy below 10% and some as low as 3%.

References

[1] K. Deb, A. Pratap, et al. "A fast and elitist multiobjective genetic algorithm: NSGA-II", doi: 10.1109/4235.996017

(5) ビームダンプの停止後線量率の計算

(5) Calculation on Shutdown Dose Rate of Beam Dump

*熊谷 公紀¹,近藤 恵太郎¹,佐藤 聡¹,権 セロム¹,増田 開¹ 「量研

IFMIF/EVEDA プロジェクトの一環として[1]、原型加速器 (LIPAc) における銅製ビームダンプコーン (銅コーン) と 125 mA の 5 MeV 重陽子による放射化評価を目的とし停止後線量率の計算を行った。銅コーン と重陽子及び中性子との核反応により放射化した結果生じる崩壊 γ 線を計算し、それぞれの核反応の線量率への寄与、及び線量率に寄与する核種を評価した。

キーワード: LIPAc、IFMIF、重陽子、中性子、崩壊γ線、ビームダンプ

1. 緒言

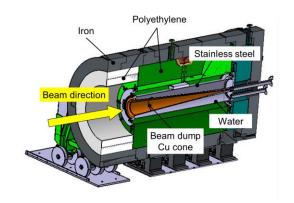
LIPAc ビームラインの終端には図 1 に示すビームダンプが設置されており[2]、銅コーンに重陽子ビームが入射される。ビームダンプの停止後線量率の理解は、特に加速器メンテナンス時における放射線被ばく線量を管理するために重要である。また銅コーンと重陽子との核反応だけではなく、銅と 5 MeV まで加速された重陽子、及び d-d 核反応によって生成される中性子(強度: $\sim 3 \times 10^{13} \ n/s$)によるビームダンプの放射化も重要になる可能性がある。重陽子及び中性子による核反応をそれぞれ計算して、いくつかのビーム運転時間、冷却時間の場合でビームダンプ周りの停止後線量率の空間分布を計算した。

2. 計算方法

銅コーンと 5 MeV まで加速された重陽子との核反応 (Cu-d 反応) による停止後線量率の計算は次のステップで行った: (1) MCNP6 による重陽子のエネルギースペクトル計算、(2) 放射化コード FISPACT-II を用いた崩壊 γ 線量率計算、(3) MCNP6 によるビームダンプ周りの停止後線量の空間分布計算。また銅コーンと中性子との核反応 (Cu-n 反応) による停止後線量率の計算には Direct 1 Step (D1S) MCNP 法 [3] を用いた。

3. 計算結果

図2に重陽子ビームを4時間入射し、その後24時間冷却したときのビームダンプ周りの停止後線量率の計算結果を示す。このときビームダンプ中心部の停止後線量率は最大でおよそ1 Sv/h であり、Cu-d と Cu-n 反応の線量率への寄与はそれぞれおよそ75%、及び25%であった。このとき停止後線量率に寄与する核種は99%以上がCu-64であった。講演では異なる運転時間、冷却時間の場合や、銅コーン以外のビームダンプ部品の停止後線量率の計算結果についても報告する予定である。



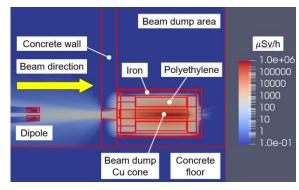


図 1 ビームダンプ断面 [4]

図2 停止後線量率 (ビーム4時間、冷却24時間)

参考文献 [1] P. Cara et al., Proc. of FEC 2020 (2021) 650.

- [2] B. Brañas et al., Fusion Eng. Des. 127 (2018) 127.
- [3] D. Valenza et al., Fusion Eng. Des. 55 (2001) 411.
- [4] F. Arrantz et al., IFMIF-EVEDA HEBT Line and Beam Dump Engineering Design Report (2012)

^{*}Kumagai Kohki¹, Kondo Keitaro¹, Sato Satoshi¹, Kwon Saerom¹, Masuda Kai¹OST

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

[3D01-04] Experimental Education of Reactor Physics

Chair: Kenichi Yoshioka (Toshiba ESS)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 10:45 AM Room D

[3D01] Development of Digital Triplet for Reactor Physics Education using Experiments

*Kaito Ito¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.) 9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era

*Tomohiro Endo¹, Go Chiba², Kenichi Watanabe³, Cheol Ho Pyeon⁴, Genichiro Wakabayashi⁵ (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. Kyushu Univ., 4. Kyoto Univ., 5. Kindai Univ.) 9:45 AM - 10:00 AM

[3D03] Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era

*Go Chiba¹, Tomohiro Endo² (1. Hokkaido Univ., 2. Nagoya Univ.) 10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era

*Hiroki Harada¹, Tomohiro Endo², Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ., 2. Nagoya Univ.) 10:15 AM - 10:30 AM 3D01 2022年春の年会

Development of Digital Triplet for Reactor Physics Education using Experiments

Development of a Generic Simulator for Critical Assemblies

*伊藤 魁人 ¹,遠藤 知弘 ¹,山本 章夫 ¹

¹名古屋大学

炉物理教育におけるデジタルトリプレット構築に使用可能な汎用シミュレータを作成した。本シミュレータ は様々な臨界集合体における実験や動力炉の起動試験を一点炉動特性モデルで模擬可能である。本シミュレ ータを用いて近畿大学原子炉(近大炉)の炉物理実験や仮想的な PWR 起動試験が再現可能か検証した。

キーワード: 炉物理教育, デジタルトリプレット, 臨界集合体シミュレータ, 一点炉動特性モデル

1. 緒言

本研究の最終目的は、実験的炉物理教育に用いることが出来る「デジタルトリプレット」を開発することである。このデジタルトリプレット開発では使用者に炉物理実験を通じて原子炉の挙動に関する物理的な背景を理解してもらうことが重要となる。そのため、本シミュレータでは任意の臨界集合体及び動力炉における主要な炉物理実験・炉物理試験を模擬することを目標とした。また、使用者が炉物理実験及び炉物理試験

の物理的な背景を理解しやすいように、通 常の実験では測定できないパラメータを合 わせて可視化するようにした。

2. シミュレータの作成・機能

本シミュレータでは一点炉動特性方程式 を完全陰解法で解くことで動特性計算を行っている。動的なグラフ描画やその他 GUI はゲームエンジン Unity を用いて作成した。 本シミュレータでは、体系内の中性子数

や反応度、遅発中性子先行核密度のリアル

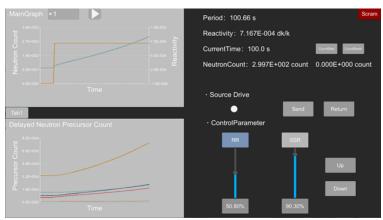


図 1 作成したシミュレータ画面

タイム変化をグラフにプロットする機能、中性子源の挿入引抜や物理的な制御変数(制御棒位置、温度、ホウ素濃度など)を調整して反応度を決定する機能がある(図1)。物理的な制御変数を調整する機能では、例えば制御棒位置と反応度、原子炉内温度と反応度の関係を CSV ファイル形式で与える。これによって任意の制御変数と反応度の関係を設定でき、様々な臨界集合体体系での実験を模擬できる。また、シミュレーション時間に倍率をかけることで実時間より加速/減速した状態でシミュレーションできる。

3. 実験との比較検証

近大炉で行ったペリオド法実験を本シミュレータで 模擬した。実験では臨界状態から調整棒(RR)を引き抜き、倍加時間をストップウォッチで測定した。一方、 シミュレーションでは RR を模擬した制御棒を臨界状

表 1 近大炉ペリオド法実験での比較

	RR位置(%)	平均倍加時間(s)	ペリオド(s)
実験	0.0→50.8	70.9 ± 0.1	102.3 ± 0.2
	50.8→100	91.3±0.3	131.7 ± 0.4
シミュレータ	0.0→50.8	70.00	100.98
	50.8→100	91.25	131.65

態から瞬時に引き抜き、シミュレータ上のデジタル値から倍加時間を測定した。実験手順を模擬し、実験値から大きく外れない結果を得ることができ、教育用のシミュレータとしては妥当な結果を得た(表 1)。

^{*}Kaito Ito¹, Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ.

3D02 2022年春の年会

令和の炉物理実験教育プログラムの開発 (1)全体概要

Development of advanced educational program for reactor physics experiments in Reiwa era (1) Overview

*遠藤 知弘¹, 千葉 豪², 渡辺 賢一³, 卞 哲浩⁴, 若林 源一郎⁵¹名古屋大学,²北海道大学,³九州大学,⁴京都大学,⁵近畿大学

将来の原子力産業を担う人材育成を目的として、日本国内の教育用原子炉(近畿大学原子炉)において、近年の 放射線計測技術を活用した炉物理実験教育プログラムを新たに開発した。本発表では、新たに開発した炉物 理実験教育プログラムの全体概要について説明する。

キーワード: UTR-KINKI、炉物理実験、放射線計測、未臨界実験、炉雑音解析

- 1. **緒言** 文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業の一環として、日本の原子力分野における人材育成機能の維持・充実に寄与することを目的として、日本が保有する教育用原子炉実験施設(近畿大学原子炉 UTR-KINKI および京都大学臨界集合体実験装置 KUCA)を活用した原子炉実習プログラムの整備作業を進めている。本実習プログラムの一つとして、将来の日本における原子力産業を担うことができるよう、原子炉物理と放射線計測を専門とする大学院生を対象とした、専門的な実習プログラム(上級コース)の開発に取り組んだ。本発表では、その全体概要について報告する。
- 2. **育成すべき人材像** 上級コースにおける講義・実験内容についての案を練るにあたって、まずは「令和時代において育成したい/すべき将来の人材」について考える必要がある。従来の炉物理実験教育では、主として臨界状態を対象とした教育に特化していた。今後必要とされる人材としては、動力炉における炉物理試験の高度化[1]、1F燃料デブリ取出時の臨界近接監視[2]に対応可能な専門的知識を有するだけでなく、自身で課題を抽出し主体的に解決できる人材も望まれる。そのような人材育成に向け、「×決められた時間割に沿って各実験項目をこなす」のではなく、「⑥ある課題を解決するためにはどのような運転・測定を行う必要があるのか」といった課題解決型の炉物理実験を実施できるよう講義や実験内容の構築を試みた。
- 3. 講義 他大学の学生一同が受講できるよう、双方向型の遠隔講義形式にて全 8 コマの講義を実施した。シム安全棒の制御棒反応度価値曲線を限られた実験時間内で測定するという課題を解決するには、正ペリオド法・補償法・制御棒落下法だけでなく、未臨界実験(中性子源増倍法[3]等)も組み合わせる必要があった。また、本上級コースの実験を通じて、1F 燃料デブリ取出前の未臨界度推定法として検討されている炉雑音解析手法(Feynman-α法)に関する基礎知識の習得を目指した。上述の目標に沿って、講義後半 3 コマは UTR-KINKIにおける実際の炉物理実験を想定した具体的な解説・Google Colaboratory を活用した演習を実施した。
- 4. 実験 実験テーマは①制御棒操作による臨界近接、②制御棒校正、③未臨界度測定の3つからなり、受講生が主体的に取り組む形とした。体験型の原子炉運転実習から脱却し、「受講生皆で議論した実験計画を達成できるよう受講生自らが炉を運転する」形とした。実験時間の制限がある中で目的を達成できるよう、炉物理実験(例:臨界近接の測定結果を活用した中性子源増倍法の実施や逆動特性法の試行)を効率的に実施した。謝辞 本検討は、文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業により実施された。

参考文献 [1] 田代 祥一,日本原子力学会誌 ATOMO Σ , **62**(4), pp. 225–229 (2020); [2] 林 大和,加納 慎也,和田 怜志,日本原子力学会誌 ATOMO Σ , **62**(2), pp. 89–93 (2020); [3] 高橋 和暉,猪岡 大雅,中嶋 國弘,左近 敦士, 芳原 新也,橋本 憲吾,日本原子力学会 2018 年春の年会, 2F17 (2018).

^{*}Tomohiro Endo¹, Go Chiba², Kenichi Watanabe³, Cheol Ho Pyeon⁴, Genichiro Wakabayashi⁵

¹Nagoya Univ., ² Hokkaido Univ., ³Kyushu Univ., ⁴Kyoto Univ., ⁵Kindai Univ.

令和の炉物理実験教育プログラムの開発 (2)実験実施に向けた教材の整備

Development of advanced educational program for reactor physics experiments in Reiwa era

(2) Preparation of educational material for the experiment

*千葉 豪¹,遠藤 知弘²
¹北海道大学,²名古屋大学

新たに開発した炉物理実験教育プログラムのうち、事前学習のための教育コンテンツの内容を報告する。 **キーワード**: UTR-KINKI、炉物理実験、Python、Google Colaboratory、簡易モデル、シミュレータ

- 1. 事前学習のための講義パッケージの概要 90 分を 1 コマとする事前学習のためのオンライン講義を計 8 コマ設定した。前半の 5 コマでは基礎的な内容(「近大炉の概要」「放射線計測の基礎」「中性子の増倍」「反応度の測定」「中性子束の空間分布」)を解説し、後半の 3 コマで実際の実験を想定した解説・演習を行った。いくつかのコマでは、講義後に受講生が取り組むべき「宿題」を設定し、それらに取り組むことで実験に必要なツール(各種データ処理のための Excel シートやファインマン α 法に基づく炉雑音解析のための Python スクリプト)を受講生自身が整備していくことを企図した。オンライン形式の利点を生かし、Google Colaboratory を利用した炉雑音解析のための Python スクリプトの解説や、シミュレータを用いたデモなどを盛り込み、理解の促進を図った。また、炉物理の習熟度が低い学生向けに予習用のオン・デマンド型の録画済み動画を教材として提供するという工夫も行った。
- 2. 簡易炉心モデルの整備 UTR-KINKI の炉物理特性を計算機上で評価・把握することにより、実験の理解をより深めることが期待される。そのためには、受講者自身が容易に利用できる簡易的なモデルを提供することが望ましい。そこで、UTR-KINKI の炉心を炉心燃料・黒鉛反射体の2領域でモデル化し、かつ中性子エネルギー2群の定数を与えた簡易炉心モデルを整備した。このモデルは、後述するシミュレータ ICE とともに受講生に提供した。中性子拡散コードを所有する受講生は自身のコードでも UTR-KINKI の計算を行ったようである。
- 3. シミュレータの活用 UTR-KINKI の炉心特性の理解を促進するために、名古屋大学で開発された炉心解 析シミュレータ ICE 上で UTR-KINKI の簡易炉心モデルの計算を行い、事前学習で利用した。ICE を用いることにより、高速・熱中性子束の空間分布が視覚化されるとともに、燃料や黒鉛反射体の反応度への影響を定量化に評価することができる。さらに、分割炉心間の黒鉛を軽水に置換するなど、実際に実施することが出来ない現象をシミュレータ上で再現することも出来る。Fig.1 に ICE の使用例を示す。(a)のように 2 次元平面

上でモデル化した炉心の熱中性子 東分布が(b)となるが、分割炉心が 結合している様子が分かる。一方、 分割炉心間の黒鉛を軽水に置換し たときの熱中性子東分布が(c)とな るが、黒鉛と軽水の熱中性子吸収 特性の違いから、分割炉心の結合 が切れる様子が分かる。

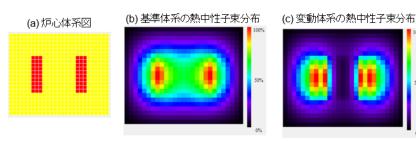


Fig. 1 Example of the numerical simulation with ICE

謝辞 本検討は、文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業により実施された。

^{*} Go Chiba ¹, Tomohiro Endo ²

¹ Hokkaido University, ² Nagoya University

令和の炉物理実験教育プログラムの開発 (3)実施例

Development of Advanced Educational Program for Reactor Physics Experiments in Reiwa Era

(3) Experimental example

*原田 大輝¹,遠藤知弘²,千葉 豪¹ ¹北海道大学,²名古屋大学

新たに開発した炉物理実験教育プログラムについて、実際に行った実験の概要と取得したデータを示す。 **キーワード**: UTR-KINKI、炉物理実験、中性子源増倍法、ソースジャーク法、Feynman-α法

1. 実験内容 原子炉を臨界状態に到達させるまでの道筋、制御棒の役割と原子炉の核的安全性、未臨界度測定手法等を理解するため、①制御棒操作による臨界近接実験、②正ペリオド法と落下法を用いた制御棒校正実験、③中性子源増倍法、ソースジャーク法及び Feynman-α 法を

用いた未臨界度測定実験を計 4 日間の日程で実施した。実施スケジュールを Table 1 に示す。実験における制御棒操作の詳細(制御棒校正における測定対象ストロークなど) は受講生が事前に計画・決定し

Table 1 Schedule of the experiment				
	午前	午後		
1日目	見学、直前講義など	臨界近接		
2日目	制御棒校正(落下法)	制御棒校正(ペリオド法)		
3日目	未臨界度測定	データ整理など		
4日目	討論会	レポート作成		

た。また、実験中の原子炉の運転操作も基本的に受講生自らが実施した。

2. 実験結果 制御棒操作による臨界近接実験により、調整棒(RR)位置を 0%(全挿入)としたとき、シム安全棒(SSR)位置が 92%で臨界に達することを確認した。さらに、臨界状態から SSR を全引き抜きし、印加された反応度を正ペリオド法により測定した。また、この実験中に取得した中性子計数率データを中性子源増倍法による未臨界度の推定に用いた。制御棒校正実験では、4 本の制御棒それぞれについて全反応度価値を測定し比較を行った。この際、RR については正ペリオド法で、安全棒(SR)については落下法で測定し、SSR については落下法と正ペリオド法を組み合わせて測定した。また、積分反応度曲線作成のため、いくつかのストロークの反応度を、正ペリオド法(RR)及び補償法(SSR)を用いて測定した。これらに加えて、臨界近接実験で得た中性子計数率を利用した中性子源増倍法による未臨界度の推定結果も利用し、RR、SSR の積分反応度曲線を作成した。結果を Fig.1 に示す。最後に、ソースジ

ヤーク法とFeynman-α法により、2つの未臨界体系(①SRを全引き抜き、RR、SSRを全挿入した体系、及び②全ての制御棒を全挿入した体系)の未臨界度を測定した。制御棒校正実験で得られた未臨界度の参照値(0.49、1.57%dk/kk')に対して、ソースジャーク法では 0.49%dk/kk'、1.68%dk/kk'という結果が得られた。また、Feynman-α法については、炉雑音データの測定時間が30分と限られていたこともあり、Y値の統計誤差が大きく、精度良く未臨界度を推定することが困難であった。

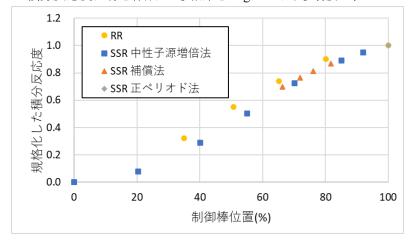


Fig.1 Integrated CR reactivity worth

謝辞 本検討は、文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業により実施された。

^{*} Hiroki Harada ¹, Tomohiro Endo², Go Chiba ¹

¹ Hokkaido University, ² Nagoya University

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

[3D05-08] Experimental Analysis

Chair: Tatsuya Fujita (NRA)

Fri. Mar 18, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room D

[3D05] Thermal power measurement using a Feynman- α method with finite difference filtering for UTR-KINKI

*Shoichi Ikeda¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima¹, Masaki Goto¹, Takashi Kanda¹, Koji Matsui¹, Hiroyuki Fukuda¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹ (1. Kindai Univ.) 10:45 AM - 11:00 AM

[3D06] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.5

*Sin-ya Hohara¹, Atsushi Sakon¹, Takao Watanabe¹, Takashi Kanda¹, Masaki Goto¹, Tadafumi Sano¹, Jyunichi Hori², Kengo Hashimoto¹ (1. Kindai Univ., 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3D07] An impact of neutron-gamma discrimination on Feynman-alpha analysis using a proton-recoil proportional counter

*Hiroyuki Fukuda¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima¹, Masaki Goto¹, Takashi Kanda¹, Shoichi Ikeda¹, Koji Matsui¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹ (1. Kindai Univ.) 11:15 AM - 11:30 AM

[3D08] Development of reactor noise measurement by using BGO detector in UTR-KINKI

*Masaki Goto¹, Tadafumi Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Kunihiro Nakajima¹, Takashi Kanda¹, Shoichi Ikeda¹, Koji Matsui¹, Hiroyuki Fukuda¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹ (1. KINDAI Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

階差フィルターを適用した Feynman-α 解析による近畿大学原子炉の熱出力測定

Thermal power measurement using a Feynman- α method with finite difference filtering for UTR-KINKI

*池田晶一¹, 佐野忠史¹, 左近敦士¹, 中嶋國弘¹, 神田峻¹, 後藤正樹¹, 福田洋之¹, 松井康二¹, 松尾泰典¹, 橋本憲吾¹¹近畿大学

近畿大学原子炉の熱出力測定に改良 Feynman-α 法を適用し、線形出力計指示が 0.5mW~30mW の範囲で 熱出力を決定した。臨界状態特有の出力変動の影響を階差フィルターにより除去し、中性子計数管の不感時間効果も考慮している。決定した熱出力と線形出力計(CIC)電流値との線形性は良好であった。

キーワード:近畿大学原子炉、Feynman-α法、熱出力測定、線形出力計、校正定数

1. 緒言

従来、零出力炉や臨界集合体等の小型研究用原子炉においては、箔放射化法を用いた熱出力測定が実施されている。この手法には箔の放射能から熱中性子束の絶対値を求めるなどの様々な補正や校正などが必要であり、かつ熱中性子束から熱出力を算出する間接的評価となっている。直接的評価を行うために過去に三好らにより近畿大学原子炉(UTR-KINKI)で改良 Feynman-α 法を用いた熱出力測定が実施され、熱出力 6 mWでの有用性が確認された[1]。本研究では熱出力測定範囲を 0.5 mW~30 mW に拡張し、線形出力計電流値と

改良 Feynman-α 法解析で得られた熱出力の線形性を確認する。

2. 実験方法

図1に実験体系を示す。直径 linch の BF_3 検出器を使用し、 異なる 6 つの出力において原子炉雑音測定を実施した。取得し たデータに階差フィルターを適用した $Feynman-\alpha$ 法を用いて解 析した。解析結果から Y_∞ 値を決定し、熱出力 P を決定した。解 析式を式(1)、熱出力を求める式を式(2)に示す。式(1)の Y_∞ は飽

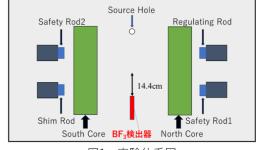


図1 実験体系図

 $P = \frac{R}{Y} D_V \frac{(1-\beta)^2}{(\beta-\rho)^2} \cdot E$

和相関振幅、 α は即発中性子減衰定数、C は定数項を示す。式(2)の P は熱出力、R は計数率、 D_V は Diven 因子、 β は実効遅発中性子割合、 ρ は反応度、E は 235 U の 1 核分裂当たりの放出エネルギーを表す。

$$\sigma_{1}(t) = 2Y_{\infty} \left\{ 1 - \frac{\frac{3}{2} - 2exp(-\alpha t) + \frac{1}{2}exp(-2\alpha t)}{\alpha t} \right\} + 2C \quad (1)$$

3. 実験結果

図 2 に本研究で得た熱出力と線形出力計電流値の関係を示す。 階差フィルター適用前を青線、適用後を赤線で示す。結果、0.5 mW~30 mW では階差フィルターを適用することで、回帰曲線とのずれを表す χ^2 が小さくなり、線形性が改善した。

参考文献[1] Atuko Miyoshi ,Hiroshi Taninaka ,Kengo Hashimoto "Thermal power measurement based on Feynman-α correlation analysis for UTR-KINKI",2012, vol.49, p.1-6

(2)

図 2 熱出力と線形出力計電流値の関係

^{*} Shoichi Ikeda¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima¹, Takashi Kanda¹, Masaki Goto¹, Hiroyuki Fukuda¹, Koji Matsui¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹

¹Kindai University

京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究 その 5

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.5

*芳原 新也 ¹,左近 敦士 ¹,渡邉隆夫 ¹,神田峻 ¹,後藤正樹 ¹,佐野忠史 ¹,堀順一 ²,橋本憲吾 ¹ ¹ 近畿大学

2京都大学複合原子力科学研究所

京都大学原子炉(KUR)の黒鉛熱中性子設備(CN1 ポート)を用いて熱外中性子に対する原子炉雑音測定を、1MW の臨界状態に対して試みた。実験結果は Feynman- α / バンチング法、Rossi- α 法、共分散対平均比法、パワースペクトル法で解析した。本発表では、測定及び解析結果について報告する。

キーワード:京都大学原子炉、原子炉雑音、熱外中性子、黒鉛熱中性子設備

1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960 年代から 1970 年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究があるが、当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的としており、炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本発表では昨年の報告[1]に引き続き、京都大学原子炉における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験条件及び結果

測定は、京都大学原子炉 KUR の黒鉛熱中性子設備 (CN1 ポート) において 2021 年 11 月 25 日に実施した。原子炉からの漏洩中性子は 5mm 厚の B_4 C シートに遮蔽された 3 He 計数管により検出し、波高信号は時間記録器 (HSMCA4106LC / ANSeeN Inc.) により記録した。測定は 1MW の出力臨界状態に対して実施した。

測定結果に対して Feynman- α 法、Rossi- α 法、共分散対平均比法を行った。Feynman- α 法、共分散対平均比法、パワースペクトル法では α 値を得られなかったが、Rossi- α 法の解析では α 値らしき数値を得られた。解析結果例を図1に示す。

3. 結論

京都大学原子炉 KUR 黒鉛熱中性子設備(CN1 ポート)において熱外中性子に注目して KUR 炉心の核雑音測定を行った結果、Rossi- α 法により α 値らしき数値を得ることが出来た。各解析の結果等、詳細については当日報告する予定である。

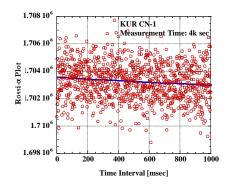


図 1 1MW 出力時における Rossi- α プロット例

参考文献

[1] "京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究 その 4", 芳原新也, 左近敦士, 中嶋國弘, 神田峻, 後藤正樹, 佐野忠史, 堀順一, 橋本憲吾, 2021 年日本原子力学会秋の大会 1108 (2021)

*Sin-ya Hohara¹, Atsushi Sakon¹, Takao Watanabe¹, Takashi Kanda¹, Masaki Goto¹, Tadafumi Sano¹, Junichi Hori² and Kengo Hashimoto¹

¹Kindai Univ., ²Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

反跳陽子比例計数管の n-γ 弁別がファインマン-α 解析に与える影響

An impact of neutron-gamma discrimination on Feynman-alpha analysis using a proton-recoil proportional counter

> *福田 洋之 , 佐野 忠史 , 左近 敦士 , 中嶋 國弘 , 後藤 正樹 , 神田 峻 1,池田 晶一 1,松井 康二 1,松尾 泰典 1,橋本 憲吾 1 1近畿大学

反跳陽子比例計数管によって得られた高速中性子時系列データを用いた Feynman-α 解析を近畿大学原子炉 の臨界状態において実施した。前置増幅器出力パルスの立ち上がり時間分布から n-γ 弁別を行うことで非相 関成分は大幅に削減され、高出力域であっても階差フィルターの適用により中性子相関成分を観測した。 キーワード:近畿大学原子炉,反跳陽子比例計数管,n-γ弁別,Feynman-α解析,階差フィルター

1.緒言

熱中性子炉体系において、熱中性子束を利用した炉物理実験は検出器の設置位置への空間依存性等の課題 がある。一方、高速中性子束は熱中性子束と比較し空間分布は複雑ではなく、更に核分裂連鎖反応の時間情 報が十分に保存されており S/N 比が良好と考えられる。そこで本研究では高速中性子束の時系列データを反 跳陽子比例計数管で測定し、前置増幅器出力パルスの立ち上がり時間分布から n-γ 弁別を行い、抽出した中 性子データに対して Feynman-α 解析を行うことを目的とする。

2.実験方法

近畿大学原子炉の中央ストリンガー内に計数管を設置し、熱出力 0.01W、0.1W、0.2W、1W において高速 中性子束を測定した。計数管の後段には前置増幅器とマルチチャンネルアナライザーを接続し、前置増幅器 出力パルスの立ち上がり時間とパルス波高の時系列データを PC にタイムスタンプ方式で記録した。

3.結果・考察

図 1 は熱出力 0.2W で 60 分間測定したデータに対し n-y 弁別を行った後に Feynman-α 解析を適用した結果である。 但しゲート時間 50ms 以下の領域は不感時間効果の影響が 著しいことからマスク処理を行った。フィッティングには (1)式に示す階差フィルターを適用した Feynman-α 解析式 を用いた[1]。 尚、式中の各値は通常の表記法に従う。得ら れた α は高計数率による不感時間効果の影響で誤差が大 きいものの、臨界時の約 50[1/s]と誤差範囲内で一致した。

$$\sigma_1(T) = 2Y_{\infty} \left\{ 1 - \frac{\frac{3}{2} - 2\exp(-\alpha T) + \frac{1}{2}\exp(-2\alpha T)}{\alpha T} \right\} + 2C_1 \quad (1)$$

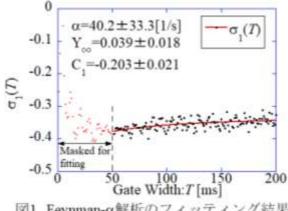


図1 Feynman-α解析のフィッティング結果

4.結論

熱中性子炉体系での高速中性子束時系列データに対し前置増幅器出力パルスの立ち上がり時間分布から n- γ 弁別を行うことで中性子非相関成分が削減され Feynman- α 解析により α が求められる可能性が示された。

謝辞 本研究は関西原子力懇談会からの奨学寄付金による成果を含む

参考文献

[1] Taninaka H, Miyoshi A, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol.48, No.9, pp.1272-1280 (2011).

*Hiroyuki Fukuda¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima¹, Masaki Goto¹, Takashi Kanda¹, Shoichi Ikeda¹, Koji Matsui¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹

¹Kindai Univ.

UTR-KINKI における BGO 検出器を用いた原子炉雑音測定手法の開発 (3) 共分散対平均比法による解析

2022年春の年会

Development of reactor noise measurement by using BGO detector in UTR-KINKI

(3) Analysis using covariance-to-mean ratio method

*後藤正樹¹, 佐野忠史¹, 左近敦士¹, 中嶋國弘¹, 神田峻¹, 池田晶一¹, 福田洋之¹, 松井康二¹, 松尾泰典¹, 橋本憲吾¹

1近畿大学

近畿大学原子炉(UTR-KINKI)に BGO 検出器 2 台と BF $_3$ 検出器を配置し、制御棒操作により 5 パターンの未臨 界度で各検出器時系列データを収録した。BGO 検出器間の共分散対平均比によるファイマン α 解析を行った 結果、分散対平均比法で現れた不感時間効果を除去できた。決定された即発中性子減衰定数 α は、BF $_3$ 検出器 の結果と誤差範囲内で一致した。

キーワード: 近畿大学原子炉, BGO 検出器, ファイマン α 解析, 共分散対平均比法, 即発中性子減衰定数

1. 緒言

前回、近畿大学原子炉において炉内に BGO 検出器を用いた時系列データ測定を実施し、分散対平均比法による解析結果を報告した $^{[1]}$ 。この解析から得られた即発中性子減衰定数 α は、BF $_3$ 検出器を用いた結果と誤差範囲内で一致した。しかし、高計数による数え落としの効果が現れた。今回は、この数え落とし効果を除去するため実施した共分散対平均比法による解析を報告する。

2. 実験および解析法

近畿大学原子炉の黒鉛反射体上面に 2 台の BGO 検出器および BF_3 検出器を設置した。原子炉を制御棒操作により 5 パターンの未臨界状態にし、 $0.3\sim7 \text{MeV}$ のガンマ線時系列データと中性子時系列データを取得した。 2 台の BGO 検出器から得られたデータから(1)式を用いた共分散対平均比法による解析を行い、算出されたゲート時間 T あたりの Y 値に式(2)を用いて最小二乗フィッティングすることで α を求めた。式(1)中の m_1,m_2 は各検出器のゲート時間内の計数、式(2)中の Y_∞ は飽和相関振幅、 C_1T は遅発中性子の影響を考慮する補正項である。

$$Y(T) \equiv \frac{\overline{m_1 m_2} - \overline{m_1} \cdot \overline{m_2}}{\overline{m_1}} \tag{1}$$

$$Y(T) = Y_{\infty} \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T} \right) + C_1 T \qquad (2)$$

3. 結果

各未臨界度で取得した時系列データを解析し、得られた α を図1に示す。2種類の検出器の α は全未臨界度において誤差範囲内で一致した。また、BGOの誤差はBF $_3$ 検出器の誤差と比べて非常に小さくなった。

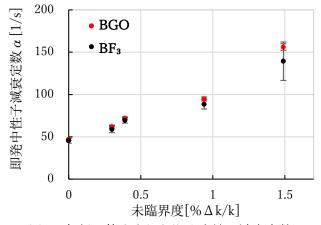


図1 解析で算出された即発中性子減衰定数 α

参考文献 [1] 後藤正樹他、原子力学会 2021 年秋の年会、1I07、(2021 年)

^{*} Masaki Goto¹, Tadafumi Sano¹, Atsushi Sakon¹, Kunihiro Nakajima¹, Takashi Kanda¹, Shoichi Ikeda¹, Hiroyuki Fukuda¹, Koji Matsui¹, Yasunori Matsuo¹, Kengo Hashimoto¹

¹Kindai University

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy: Global Environmental Issues Subcommittee in Nuclear Agora Research Task Force

[3D_PL] Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

Chair: Kiyoshi Yamauchi (MRI)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D

- [3D_PL01] Summary of the role and recommendations of nuclear power for climate change
 - *Ryoichi Komiyama¹ (1. UTokyo)
- [3D_PL02] Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.
 - *Kei Shimogori¹ (1. IEEJ)
- [3D_PL03] Economics of the power sector with renewables *Yuji Matsuo¹ (1. APU)
- [3D_PL04] Japan's Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality
 *Yu Nagai¹ (1. CRIEPI)
- [3D_PL05] Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society

 *Yasuo Komano¹ (1. MHI NSE (retirement))
- [3D_PL06] General Discussion: Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral

Kei Shimogori¹, Yuji Matsuo², Yu Nagai³, Yasuo Komano⁴, Chair: Ryoichi Komiyama⁵ (1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo)

総合講演・報告「原子カアゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言 Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(1) 地球環境に対する原子力の役割と提言総括-2050 年カーボンニュートラル実現を目指して-

(1) Summary of the role and recommendations of nuclear power for climate change
- Achievement of carbon neutrality by 2050 -

*小宮山 涼一 東京大学

1. まえがき

日本原子力学会は、「原子力アゴラ」調査専門委員会において、地球環境問題に対する原子力発電の潜在的能力の活用と役割について定量的かつ科学的な調査結果に基づく検討をするために、「地球環境問題対応検討・提言分科会」を立ち上げ、活動を開始した。今後の原子力発電の活用と役割の検討においては、地球環境問題のみならず、エネルギーセキュリティや電力市場の課題も同時に踏まえることが重要であるとの認識の下、検討の結果を、地球環境問題に加え、エネルギーセキュリティ、電力市場の課題も含めた提言としてまとめた(地球環境問題対応検討・提言分科会成果取りまとめ(最終報告)、2020年9月)。一方でその後、2020年10月に、2050年カーボンニュートラル実現の方針が政府より表明され、2021年10月に第6次エネルギー基本計画が閣議決定され、新たなエネルギー政策が策定された。本分科会では、このような新たな状況をふまえ、地球環境問題、エネルギー問題における原子力発電の活用と役割の検討を継続して実施した。

2. 提言の概要

2021 年 11 月開催の COP26 ではグラスゴー気候協定が採択され、世界の平均気温上昇を産業革命前から 1.5℃に抑える努力を追求し、石炭火力の段階的削減に向けた努力を加速する方針が決定されるなど、脱炭素 化への機運が高まっている。米国、欧州、日本などの先進国に加えて、中国、インドなどの新興国も将来のカーボンニュートラル実現を目指して、再生可能エネルギーや電気自動車等へのインフラ投資拡大、化石燃料の依存度低減やクリーン利用など、エネルギー転換への取組強化を表明している。一方、世界経済が COVID-19 による影響から徐々に回復する中、世界は国際的なエネルギー需給ひっ追と、原油や天然ガスなどエネルギー価格の高騰に直面している。原油価格の水準は 80 ドル/バレルを上回り、天然ガスや LNG 価格も国際的に高騰し、これまで安定的に推移してきた石炭価格も 2 万円/トン(一般炭輸入 CIF 価格)を超え、欧州や中国では電力需給のひっ追と電力価格高騰など、エネルギーセキュリティ強化に向けた取組の重要性を改めて認識する契機となった。地球環境問題対応検討・提言分科会では、エネルギー・環境問題を取り巻く新たな情勢を踏まえ、原子力発電の活用と役割に関して取りまとめた提言のポイントの一部は、以下のとおりである

- 安全性(S)を確保しつつ、気候変動問題等の地球環境(E)、技術自立性を含めたエネルギーセキュリティ(E)、経済性(E)に加え、安定性・レジリエンス(R)、いわゆるS+3E+Rを考慮したバランスの取れたエネルギー政策が必要である。
- 再生可能エネルギー主力電源化に関しては、欧米の状況を参考としつつ、我が国での国土面積や社会受容性を踏まえれば、容易に実現可能な目標ではなく、ゼロエミッション電源である原子力と共存を図ることで再エネ大量導入に伴う送配電網や蓄電池への投資を含めたエネルギー供給コスト上昇の緩和や再エネ出力変動の緩和が可能となる。
- 原子力発電は安全性を再優先しながらの再稼動や新増設が有効となるが、加えて、出力調整機能を活か した再エネとの共存や水素製造、熱利用等の多目的利用による脱炭素化への貢献が可能である。

The Univ. of Tokyo

^{*}Ryoichi Komiyama

総合講演・報告「原子カアゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言 Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(2) 欧米のエネルギー情勢

(2) Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.

*下郡 けい ¹

日本エネルギー経済研究所

1. 欧州

欧州連合 (EU) の一次エネルギー供給、発電電力量に占める再生可能エネルギーの割合は、それぞれ 15%、34% (IEA, 2019 年) となり、過去約 20 年で 2 倍以上に拡大している。EU は、温室効果ガスを 2030 年までに 1990 年比 55%削減、2050 年までに気候中立を達成という目標を掲げ、55%削減に向けた政策パッケージとして、EU-ETS 指令や再生可能エネルギー指令、エネルギー効率化指令の改正などが提案されている。2021 年夏以降、欧州ではエネルギー価格の高騰が続いているが、EU は不安定なエネルギー価格への解決策はトランジションの完了と指摘し、その方針に変更はない。しかし、EU 加盟国のエネルギーミックスが多様である点に留意が必要である。EU タクソノミーの議論では、条件付きで天然ガスと原子力を適格とするかが注目を集めた。原子力は、フランスのみならず、脱石炭や脱ロシア依存を目指す東欧諸国にとって重要な選択肢であり、また、天然ガスは電力の安定供給にとって経済的かつ現実的な選択肢と言える。イギリスでは、グリーン産業革命に向けた 10 項目計画に基づき、洋上風力や低炭素水素、原子力などに焦点が当てられている。欧州では、天然ガス市場の脱炭素化も議論が始まり、天然ガスから再生可能・低炭素ガス(水素など)への移行に向けた市場や投資環境の整備が注目されている。

2. 米国

米国はエネルギーの消費国であると同時に生産国であり、化石燃料(石油、天然ガス、石炭)の自給率はいずれも100%を超える(IEA,2020年)。また、原子力発電設備容量は世界最大である。連邦政府レベルでは、バイデン政権は、気候変動政策を重視する姿勢を示し、温室効果ガスを2030年までに2005年比50~52%削減、2050年までにネットゼロという目標を掲げる。ネットゼロに向けて、発電部門の脱炭素化、エンドユースの電化と水素を含めた他クリーン燃料への転換、エネルギーロスの削減、メタンや他Non-CO2の排出削減、CO2除去の規模拡大という5つを重要な変化として指摘している。また、原子力について、バイデン政権は、小型モジュラー炉を含めた新型炉開発を重視している。超党派インフラ投資法が大統領署名を得たことで、既設炉の維持と先進的な技術開発への予算配分が期待される。なお、米国においても州によってエネルギーミックスは多様であり、エネルギー資源の賦存量や再生可能エネルギーのポテンシャルなどを踏まえたうえで、脱炭素化に向けた取り組みが進められている。

3. まとめ

日本のエネルギーシステムの脱炭素化を検討するうえでは、欧州や米国の動向も参照しつつ、エネルギー 情勢を踏まえて様々な技術を組み合わせることが求められる。その際、変動性再生可能エネルギーの大量導 入が見込まれる中、各電源の経済性評価(評価方法の更なる検討も含む)に加え、社会的受容性を踏まえた 上で各電源をどこまで受け入れることが可能か、また、既存技術の発電部門以外での利用なども重要な視点 となろう。バランスのとれたエネルギー需給構造のあるべき姿を追求することが、肝要である。

^{*}Kei Shimogori¹

¹The Institute of Energy Economics, Japan

総合講演・報告「原子カアゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言 Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(3) 再エネ大量導入時の電力部門の経済性-LCOE 及び統合コストの概念-

(3) Economics of the power sector with renewables – LCOE and Integration costs – *松尾 雄司 ^{1,2}

1立命館アジア太平洋大学,2日本エネルギー経済研究所

1. はじめに

今後変動性再生可能エネルギー(Variable renewable energy: VRE、太陽光及び風力)の大量導入が見込まれる中、電力システムのあり方は大きく変革することが予想される。その中で、エネルギーミックスに応じた各電源の経済性を評価することは、エネルギー政策立案上極めて重要である。電力部門の経済性については従来、均等化発電原価(Levelized cost of electricity: LCOE)と呼ばれる指標(いわゆる電源別発電コスト)を用いた議論が多く行われてきた。しかし VRE の大量導入時においては、それに伴う出力抑制や送配電ロス、電力貯蔵ロス等の費用(統合費用と呼ばれる)が追加的にかかることが知られており、これらは LCOE によって評価を行うことが不可能である。これは LCOE が電源の代替に伴う電力部門の総費用の変化を線形近似したものであるのに対し、これらのコストの影響が非線形であることによる。本稿では、この非線形な統合費用を考慮した新たな経済性評価方法について概説する。

2. 均等化発電原価 (LCOE) の概念

LCOE とはある電源によって 1kWh の発電を行うために必要とされる費用(つまり単価)をある想定のもとに算出するものであり、それぞれの電源の特性を反映して算出されるとともに、同一の電源でも設備利用率によってその値が大きく変化する。正確には下式を満す定数 p として定義される。

$$\sum_{t} \frac{C_t}{(1+r)^t} = \sum_{t} \frac{pE_t}{(1+r)^t} = p \sum_{t} \frac{E_t}{(1+r)^t}$$
(1)

ここで t はプラント運転開始年を 0 として、運転開始からの経過年数を示す変数であり、プラント運転開始前に最初に費用が発生した年(つまり t<0)から、運転が終了し、最後に費用が発生する年までの期間にわたって動くものとする。 C_t は t 年にかかる費用であり、建設費、固定費、可変費等の他に、プラントの廃止措置や使用済燃料の最終処分等、(理念的には)発電プラントのライフサイクルにわたる全ての費用を含む。また E_t は t 年の発電量である。式(1)の左辺は総費用を後述する割引率 r によって運転開始年の現在価値に換算した値であり、右辺はそのプラントで発電される電気が仮に 1kWh 当り p 円で販売されると想定した場合の総収入である。このように、プラントの「費用」と「価値」とをバランスさせる電力単価が 1 LCOE と呼ばれるものとなる。

式(1)より、LCOE は

$$p = \sum_{t} \frac{C_t}{(1+r)^t} / \sum_{t} \frac{E_t}{(1+r)^t}$$
 (2)

と計算される。

3. 統合費用の概念と評価例

このLCOEによって評価できないコストが「統合費用」である。統合費用の概念は図1のように示される。 直観的には、電力システムの総費用から、各電源の発電量に当該電源のLCOEを乗じた値を全て差し引いた 残りが統合費用と呼ばれる。但しLCOEの値はその電源の設備利用率に依存するため、その正確な定義のた

めには、例えばその電源の最大設備利用率を用いるといった規約が必要である。統合費用は上述の通り VRE の大量導入に伴って多く発生すると考えられるが、定義上は VRE のみならず、例えば原子力発電や石炭火力の非柔軟性によっても相応の統合コストが発生し得ることに注意が必要である。

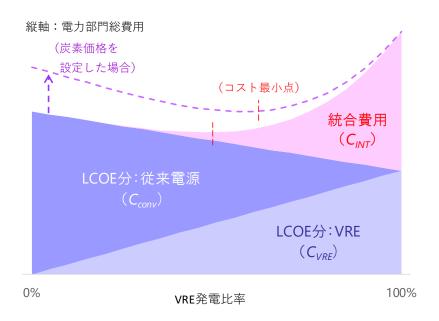


図1 統合費用の概念

既往研究(Matsuo et al., 2019)による統合費用の評価例を図 2 に示す。ここでは 2050 年の日本の電力システムを想定し、電源としてゼロエミッション火力(水素火力)、原子力(25GW 上限)の他、再生可能エネルギー(主に太陽光及び風力)の利用を想定して実施したモデル分析結果の例である。ここで、最も極端な再生可能エネルギー100%(原子力なしかつ水素発電力 0TWh)の場合であり、電力単価で見ると 25 円/kWh 程度にまで上昇している。また原子力があるケースはないケースに比べてコストの上昇が抑制されている。

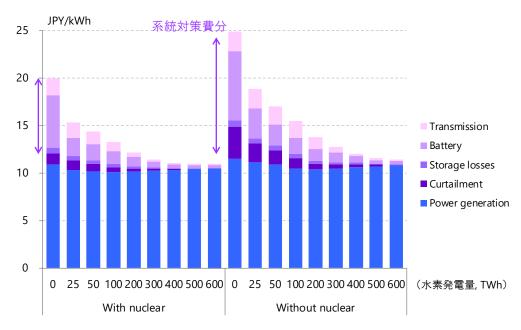


図 2 統合費用の評価例(Matsuo et al., 2019)

4. 限界 System LCOE (LCOE*) の評価例

上述の統合費用はあるエネルギーミックスにおいて電力システム全体にかかっているものであり、電源別の値は簡単に得ることができない。ここでは、発電量の代替による総費用の変化によって電力の限界費用(限

界 System LCOE, LCOE*) を評価することを試みる。

いま、あるエネルギーミックス(例えば 2030 年政府目標値)を想定し、その中である電源(例えば太陽光発電)の発電量をxkWh 増加させる。その際、火力発電の発電量がx'kWh 増加し、電力部門のシステム総費用がC円上昇するとする。このとき、C/x'(円/kWh)を計算することにより、当該電源(太陽光発電)と火力発電の経済性の差を評価することができる。分母としては、太陽光発電が増加した量(xkWh)ではなく、火力が減少した量(xkWh)を用いることに注意が必要である。これにより、出力抑制や電力貯蔵ロス等の効果を正確に測定することができる。

LCOE*の評価は 2021 年の第 6 次エネルギー基本計画策定のための議論の中で、総合資源エネルギー調査会・発電コスト検証ワーキンググループにより行われた。ここでは、まず従来の手法を踏襲した LCOE の評価が試みられた。図 3 に示す通り、近年の急速なコストの低減を踏まえ、2030 年には事業用太陽光発電のLCOE(政策経費除く)が 7.8~11.1 円/kWh、住宅用太陽光発電の LCOE(同)が 8.5~14.6 円/kWh と、下限においては原子力(10.2 円/kWh 以上)を下回る結果となっている。

電源	石炭 火力	LNG 火力	原子力	石油 火力	陸上 風力	洋上 風力	太陽光 (事業用)	太陽光 (住宅)	小水力	中水力	地熱	パイオマス (混焼、5%)	パイオマス (専焼)	ガス コジェネ	石油 コジェネ
発電コスト(円/kWh) ※()は政策経費なしの値	13.6~22.4 (13.5~22.3)	10.7~14.3 (10.6~14.2)	11.7~ (10.2~)	24.9~27.6 (24.8~27.5)	9.8 ~1 7.2 (8.3 ~ 13.6)	25.9 (18.2)	8.2~11.8 (7.8~11.1)	8.7~14.9 (8.5~14.6)	25.2 (22.0)	10.9 (8.7)	16.7 (10.9)	14.1~22.6 (13.7~22.2)	29.8 (28.1)	9.5 ~1 0.8 (9.4 ~1 0.8)	21.5~25.6 (21.5~25.6)
設備利用率 稼働年数	70% 40年	70% 40年	70% 40年	30% 40年	25.4% 25年	33.2% 25年	17.2% 25年	13.8% 25年	60% 40年	60% 40年	83% 40年	70% 40年	87% 40年	72.3% 30年	36% 30年
年に、太陽光パネ	(注1) 表の値は、今回検証で扱った複数の試算値のうち、上限と下限を表示。将来の燃料価格、CO2対策費、太陽光・風力の導入拡大に伴う機器価格低下などをどう見込むがにより、幅を持った試算としている。例えば、太陽光の場合「2030年に、太陽光(74)ルグ学のでは「2010年の構造が下がるケース」といった野心的な前提を置いた試算値を含む。 住に、太陽光(74)ルグ学の側角体が事が強く低下し、かっ、太陽光(74)ルの国内価格が世界水準に追いつくほど急激に低下するケース 1/1や大陽光(74)ルが劣化して発電量が下がるケース」といった野心的な前提を置いた試算値を含む。 (注2) グラフの順は、IEA(World Energy Outlook 2020](WEO2020)。の公法養が政策・ジナル何値を表す。 「32-74は、CIF価格で計算したコスト。														
(円/kWh) 35				自然	変動電源	_		償費用等1兆円增		+0.1 .01~0.03		影響 11次		h) 石油 わ±1.0	凡例
30		0.1	1				再処理費用及	びMOX燃料加工費	用2倍	+0.7	(円/kW	h) #9 = 0.4	4.9	熱価値 控除	 政策経費!
20		3.7	7	7.7		0.3			_		21.0		価値	TENK	社会的費用
15 0.1	0.1 2.1 0.6	1.5 1.7	9 2	.7	3.2	2.5	13.4	2.3	5.8	4.8		2.6	18.2	_	燃料費
5 4.3 0 2.3 2.0	1.2	3.7 4.2 4.9		.1	7.3	11.4	8.6	5.7	5.8	2.4 2.1	4.2 3.0	1.6	2.6	_	運転維持費
石炭 火力	LNG 原· 火力	子力 石油 火力		上 洋上 カ 風力	太陽光 (事業用)	太陽光 (住宅)	小水力	中水力	地熱 バ	イオマス (混焼)	: バイオ (専規		石油 、コジェ	<u>ا</u>	資本費

図3 LCOE の試算結果 (発電コスト検証ワーキンググループ, 2021)

更に同ワーキンググループでは、この LCOE 評価結果を前提とした上で、混合整数計画法を用いた数理解析モデルによる LCOE*の評価が試みられた。結果は図 4 に示す通りである。ここに示すように、火力発電(LNG 及び石炭火力)では LCOE と LCOE*との差は微小であるのに対し、事業用太陽光では LCOE 11.2 円/kWh に対して LCOE* 19.9 円/kWh、陸上風力では 14.7 円/kWh に対して 18.9 円/kWh と大幅な上昇となっている。特に太陽光の上昇が大きい理由としては、ここで想定されている 2030 年のエネルギーミックスにおいて、風力よりも太陽光が大量に導入される想定となっていることが挙げられる。また原子力発電も 11.7 円/kWh に対して 14.5 円/kWh と上昇を示しており、これはこの評価では原子力の柔軟な運用を想定しておらず、負荷周波数制御(LFC)調整力も想定していないことによる。



図 4 LCOE の試算結果 (発電コスト検証ワーキンググループ, 2021)

5. おわりに

今後 VRE の LCOE が大幅に低下し、エネルギーミックスにおけるそれらのシェアが急速に拡大すること が見込まれる中、従来の LCOE の枠組みを超えた経済性の評価はエネルギー政策の立案にとって重要な課題 である。2021年の発電コスト検証ワーキンググループでは LCOE*としてその評価が試みられた。多くの電 源、特に VRE について、LCOE*は導入初期には比較的低く、導入が進むにつれ高くなる。このため、将来 VRE の LCOE が原子力よりも安くなったとしても、最適点(上限制約等を考慮した上でコスト最小となるエ ネルギーミックス)においては VRE の LCOE*は原子力よりも高く、原子力は一定の役割を果たし得る可能 性が高い。既往研究においては、VRE 大量導入下における原子力の役割は、ゼロエミッション電力を安定的 に供給し、VRE の出力変動による供給途絶リスクに対処し得ることが示されている。このため、VRE 比率が 高くなるほど VRE の LCOE*は上昇し、他方で原子力発電はより大きな経済的価値をもつこととなる。但し 柔軟性に乏しい運用を想定した場合、原子力自体のLCOE*も上昇する。げ発電が電力システムの安定化に大 きく貢献し得るような運用が実現すれば LCOE*が低減し、原子力利用の意義は更に大きくなると考えられる。 発電コスト検証ワーキンググループで提示された LCOE*は会議内で提出された委員有志の暫定的な試算 と位置付けられており、その詳細な評価方法等については今後も議論の余地がある。その後の検討では、電 カシステム内で電気自動車の充放電を考慮することにより、図4に示される太陽光のLCOE*が16円/kWh弱 まで低下するとの結果も示されており、評価方法自体を確立するとともに、想定される LCOE*の上昇を抑制 するための施策について検討することも今後は重要となるであろう。エネルギー・気候変動問題をめぐる状 況が世界規模で大きく変革しつつある現在、それを十分に反映し、適切なエネルギー政策を立案するための 方法論を整備することは、この分野の研究者に与えられた重要な使命であると言える。

参考文献

Y. Matsuo et al. (2019). A quantitative analysis of Japan's optimal power generation mix in 2050 and the role of CO2-free hydrogen, *Energy*, 165, 1200-1219.

Y. Matsuo and R. Komiyama (2021). System LCOE of variable renewable energies: a case study of Japan's decarbonized power sector in 2050, *Sust. Sci.*, 16, 449-461.

発電コスト検証ワーキンググループ, (2021). 基本政策分科会に対する発電コスト検証に関する報告.

^{*}Yuji MATSUO1,2

¹Ritsumeikan Asia Pacific Univ., ²Institute of Energy Economics, Japan (IEEJ)

総合講演・報告「原子カアゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言 Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(4) カーボンニュートラル実現に向けた再エネ導入シナリオの検討

(4) Japan's Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality

* 永井 雄宇 ¹,朝野 賢司 ¹

¹電力中央研究所

1.背景

第6次エネルギー基本計画の策定において、2050年までに再生可能エネルギー(以下、再エネ)による全ての電力供給が可能かといった点が議論となった。環境省の試算によると、電力供給量の最大2倍の再エネポテンシャルが存在するが、再エネ導入量を検討する場合は、自然条件や技術的難度や法規制等に加え、その技術が地域や国民に理解・賛同を得られるかの受容性を考慮することが重要となる。

2. 受容性重視シナリオについて

2050年に向けた再エネシナリオとして、地域住民や、土地利用の競合を避けながら最大限の導入をはかる「受容性重視シナリオ」を検討した[1]。本シナリオの特徴は、近年の地域住民と再エネ事業者との紛争増加を踏まえ、①土地利用に関わる法規制や再エネ海域利用法の影響の影響を受けにくい地域に優先的に導入されるとしたこと、②土地利用用途や住宅数等の2050年までの変化について可能な限り考慮したことにある。

2-1.太陽光発電の導入シナリオ

太陽光発電は地上設置型太陽光発電(以下、PV)、営農型 PV、住宅用 PV、公共系等 PV の 4 つに分類し評価を行った。その結果、受容性重視シナリオにおける導入ポテンシャルは 260GW となった。

地上設置型 PV は、陸上風力との競合を考慮し、風速 5.0m/s 未満の土地のみでの設置、荒廃農地(再生困難) は大部分において PV 設置が進むと想定した。耕地における営農型 PV は、全ての農業経営体が 100kW の営農型 PV を設置し、全ての再生可能な荒廃農地で営農型 PV を導入するとした。住宅用 PV は、住宅数の減少と新築住宅の推計を参考に、公共系 PV は一定の空間設備費用を許容する前提のもとで想定した。

2-2.風力発電の導入シナリオの検討

風力発電は陸上風力と洋上風力に分類し評価を行った。その結果、受容性重視シナリオにおける導入ポテンシャルは88GWとなった。

陸上風力は設置できる場所を、風速 5.0m/s 以上の雑草地・裸地・篠地・荒廃農地(再生困難)と、保安林以外の森林を対象に風車の開発に適した森林(年間平均風速 7.5m/s 以上)とした。洋上風力の導入ポテンシャルは、2019 年 4 月に施行された「再エネ海域利用法」が規定する各要件(自然条件・航路への支障など)を踏まえ、「促進区域」の対象と考えられる海域を抽出し、さらに景観の支障に対する懸念が小さく、かつ海運業者や漁業権者から受容されやすいと想定される海域のみを対象とした。

3.結論

水力・地熱・バイオマスの導入量が、2015年に示された長期エネルギー需給見通しと同程度とすると、受容性重視シナリオの再エネポテンシャルは約380GW(同約630TWh)となることが明らかになった。ただし、この数字はポテンシャル試算をもとにした導入シナリオであるため、経済性、系統制約等を考慮していない。そのため、実現可能性ついては別途検討が必要である。

参考文献

[1]総合資源エネルギー調査会基本政策分科会(第 34 回会合)「ネットゼロ実現に向けた風力発電・太陽光発電を対象とした大量導入シナリオの検討」資料 3-4.

^{*}Yu Nagai¹ and Kenji Asano¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

総合講演・報告「原子カアゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言 Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(5)「持続発展社会に寄与する原子力」- 再エネとの共存と SDG s への貢献 -

- (5) Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society
 - Coexistence with Renewable Energy and Contribution to SDGs -

*駒野 康男 1

¹元 MHI NS エンジニアリング

気候変動問題に対応するために全世界的にカーボンニュートラル(CN)に向けた施策が実施されている。また、社会が持続的に発展し今以上に豊かな暮らしが可能となる社会を築くために、国連が SDG s を掲げている。この CN や社会の持続発展に、原子力技術は大きく寄与するものである。

キーワード:カーボンニュートラル、SDGs、原子力と再エネの共存、負荷追従運転

1) 再エネとの共存

太陽光や風力等の再エネは、CN 社会の実現に向け、大量に導入される方向である。しかしながら、 再エネは自然に左右される不安定な電源であり、大量導入時には、需要にマッチした対応ができず、追加で蓄電等の対応が必要あり、その分トータルコストとしては高いものになる。

原子力は、燃料費は安いために、経済性の観点より、現状は国内ではベースロード運転を実施している。原子力は、燃料量は固定で中性子束を変化させるだけで出力変化が可能であり、本来負荷追従能力は備えており、原子力と再エネの組合せで、CO2を排出しない主たる電源の構成が可能となる。

国内の既設プラントでは、試運転時に、 $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化や $\pm 5\%$ /分ランプ状負荷変化などを実施し、原子炉トリップをせずに対応可能なことを確認している。また、試験運用として、過去に、 $100\% \Leftrightarrow 50\%$ の日負荷追従運転(出力変化率 17%/時)や AFC/GF 運転(変化幅 3%)の経験もあり、また出力変化率 50%/時の日負荷追従運転が可能なことも設計確認がされている。

フランスでは、原子力が電源構成比の 70%程度を占め、負荷追従運転が必須であり、多数の PWR プラントで日常的な負荷追従運転が実施されている。図 1 にその例を示すが、EU 全体で太陽光発電比率が増加したことで、需要の低い夜中だけでなく、日中に出力をさげるような負荷追従対応も実施しており(図 1)、再エネと原子力の経済的な両立を実証しているともいえる。

国内の既設プラントでも、現状、石炭火力並の負荷追従対応は可能であるが、負荷追従用制御棒の設置/ほう素濃度の自動制御/出力分布制御方式の改良等により、さらに高い負荷追従能力(ガス火力並)をもつことが可能である。このことは、既設プラントの改造でできないことはないが、今後の既設原子力プラントの寿命を考えると、再エネの大量導入に対応すべく、早期に負荷追従能力を高めた新設プラントの建設が望まれる。また、再エネとの共存で負荷追従運転を実施する場合は、柔軟な運転が可能な電源に報酬が与えられるように電力市場の設計に盛り込むことが必要である。

2) CN にむけた原子力の各種利用

上記は、炉出力を変えて負荷追従を行う例であるが、炉出力を一定のまま、需要にあわせ電気出力と 熱に振り分ける方法もあり、熱供給/蓄熱や水素製造/水素還元製鉄等に活用する検討も各種実施され ている。このように、原子力は発電としての利用だけでなく、発電部門以外での CN 実現にも役立つ技 術であり、将来的に社会に実装されていくことを期待する。

また、固有の安全性向上、建設費用/期間削減等の観点から、世界的に数多くのSMRの検討が実施されている。SMRと再エネを組み合わせたハイブリッド・カーボンフリー発電システムや、大・中型発電が困難な国や地域への導入による原子力の活用促進なども検討されている。

3) SDGs への貢献

原子力技術は、エネルギー問題や気候変動問題に対する解決のみならず、医療や工業や農業等色々な分野に貢献している。それにも関わらず、2020年の原子力文化財団のアンケート結果では、放射線に対するイメージとしては、否定的なイメージの「危険」70.8%・「不安」45.8%と、肯定的なイメージの「役に立つ」19.0%・「必要」9.9%を大きく上回っている状況にある。また、原子力発電の利用に関しても、「即時廃止」8.4%・「徐々に廃止」48.0%と「原子力増加」2.2%、「維持」8.0%に比べ、多いのが現状である。

持続可能な未来を実現するために、2015 年 9 月の国連サミットにおいて、今以上に豊かな暮らしの持続可能な世界の実現のためにとして、1 7の目標が掲げられた。最近では、多くの団体や企業等がこの目標を達成するために、SDG s に向けた活動を実施しており、学校教育等においても取り入れられ、広く認識されるようになっている。

原子力技術(放射線)について、図2に示すように、17の目標に対して、12項目に大きく貢献している。原子力に対する理解促進において、原子力技術がSDGsに大きく貢献していることを広く発信していくことも、一つの手段と考える。



図 1 フランスの負荷追従運転の例(IAEA 2021「 Nuclear Energy for a Net Zero World」より抜粋)

- 🔜 目標1 (貧困)
- 目標2 (飢餓) 土壌の肥沃度改善と作物の品種改良、害虫の不妊化
- 🔣 目標3 (保健) 診断、がん治療、放射性医薬品(PET、骨シンチ等)供給
- 目標4(教育)
- 🌠 目標5 (平等)
- 😈 目標6 (水・衛生) 淡水化、効率的な水管理
- 🖰 目標7 (エネルギー) 安価かつ信頼できる持続可能なエネルギーの提供
- 🚻 目標8 (経済成長と雇用) 経済成長(半導体加工、ラジアルタイヤ製造等産業利用)に寄与、魅力ある雇用
- 【 目標9 (イノベーション) レジリエントなインフラ構築、技術革新
- 目標10 (不平等)
- 🤼 目標11 (持続可能な都市) 持続可能な都市計画に活用(橋梁検査、多目的利用:エネルギー/医療最先端都市構想)
- 🐱 目標12 (持続可能な消費と生産) 天然資源節約、新資源の創出
- る 目標13 (気候変動) CO₂削減による温暖化防止、大気汚染防止
- 目標14 (海洋資源) 海洋の環境影響調査、海洋資源のサーチに寄与
- 🔼 目標15 (陸上資源) 森林の持続可能/砂漠化への対処
- 👿 目標16 (平和と公正)
- 目標17(実施手段):グローバル・パートナーシップの活性化、IAEA加盟国:171か国

図2 原子力技術の SDG s への貢献

^{*} Yasuo Komano

¹OB of MHI NS Engineering Co.,Ltd.

(Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[3D_PL06] General Discussion: Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral

Kei Shimogori¹, Yuji Matsuo², Yu Nagai³, Yasuo Komano⁴, Chair: Ryoichi Komiyama⁵ (1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo)

一昨年10月に2050年カーボンニュートラル実現の政府方針が出され、これを踏まえて学会として原子力の役割と活用につき発信するセッションを開催する。世界の原子力学会がNuclear for Climate憲章に共同署名した2015年に設置の「地球環境問題対応検討・提言分科会」では、2020年発出の提言に加え、今般、S(安全性)+3E(地球環境、エネルギーセキュリティ、経済性)+R(レジリエンス)のバランスを軸としたエネルギー需給構造のあるべき姿について提言する。セッションでは、科学的レビューとエビデンスベースの視点から、経済的・技術的な実現性と課題を提示し、原子力の更なる価値の実現につき議論する。

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

[3D09-13] Experimental Analysis Method Development

Chair: Shunsuke Sato (CRIEPI)

Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room D

[3D09] Application of Dynamic Mode Decomposition to Area Ratio Method

*Fuga Nishioka¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Masao Yamanaka², Cheol Ho Pyeon² (1. Nagoya University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3D10] Reactivity estimation of UTR-KINKI subcritical cores

*Yuichi Yamane¹, Shohei Araki¹, Atsushi Sakon² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kindai Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D11] Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

*Rei Kimura¹, Tadafumi Sano², Yuki Nakai¹, Atsushi Sakon², Satoshi Wada¹, Kunihiro Nakajima², Takashi Kanda², Masaki Goto², Yoshiyuki Takahashi³, Cheol Ho Pyeon³ (1. Toshiba ESS, 2. Kindai Univ., 3. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3D12] Analysis of critical experiments of TCA cores composed of low enriched $\rm UO_2$ fuel rods and water holes

*Toru Yamamoto

3:30 PM - 3:45 PM

[3D13] Optimization of MOX fuel assembly based on genetic algorithm for discussion on plutonium consumption

*Yuma Yamamoto¹, Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Taichi Takeishi¹ (1. Osaka Univ.) 3:45 PM - 4:00 PM

面積比法に対する動的モード分解の適用

Application of Dynamic Mode Decomposition to Area Ratio Method

*西岡楓賀」,遠藤知弘」,山本章夫」,山中正朗2,卞哲浩2

1名古屋大学,2京都大学複合原子力科学研究所

先行研究により、動的モード分解(DMD)を Simmons-King 法と Rossi- α 法に対して適用することで、基本モード成分の即発中性子減衰定数 α を頑健に推定可能であることが確認されている。本研究では、DMD の更なる適用性を検討するため、面積比法に対して DMD を適用することを試みた。

キーワード:未臨界度測定,面積比法,動的モード分解,パルス中性子法,基本モード成分

- 1. **緒言**:面積比法とは、パルス中性子(PNS)法測定結果における①即発中性子減衰成分の総計数(即発中性子成分面積 A_p)と②遅発中性子による定常成分の総計数(遅発中性子成分面積 A_d)の比 A_p/A_d を求めることで、ドル単位の未臨界度を推定する手法である。ただし従来法(外挿法)の場合、未臨界が深くなるにつれ高次モード成分の影響が大きくなり、 A_p/A_d 測定結果の検出器位置依存性が大きいという課題があった。この課題を解決するため、本研究では DMD を用いた面積比法を新たに考案した。本発表では、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)における PNS 法実験結果に対して提案手法を適用した結果を報告する。
- 2. 提案手法: m個の検出器を用いて、PNS 法の中性子計数率を時間幅 Δt 毎にnステップ測定したとする。PNS 法測定結果をm行n列の行列Xに整理し、定常成分を抽出するため全時間ステップに亘って 1 となる定常信号もXに追加する。Xから 1 列目~(n-1) 列目までのデータ列を取り出した行列を $X_{1:n-1}$ 、2 列目~n列目を取り出した行列を $X_{2:n}$ と定義する。10 DMD では、11 CMT に対した行列を12 CMT に対して推定する。12 を固有値分解することで、13 をモードの固有値14 と固有ベクトル15 を得る。固有値16 は17 に変換できる。18 のののでは測定データを18 を表(19 を表(19 を表)に変換できる。19 では測定データを19 を表(19 を表)に対応する 18 を表し、19 を表(19 を表)に対応する 18 を表し、19 を表(19 を表)に対応する 18 を表し、19 を表(19 を表)に対応する 18 を表し、19 を表)に対応する 18 を表し、19 を表)に対応する 18 を表し、19 を表

0)と、基本モード成分に対応する 2 番目モード $C_2\vec{\phi}_2e^{\omega_2t}$ のみを抽出し、 $x(t)=C_2\vec{\phi}_2e^{\omega_2t}+C_1\vec{\phi}_1$ とする。x(t)の第 1 項 $C_2\vec{\phi}_2e^{\omega_2t}$ と第 2 項 $C_1\vec{\phi}_1$ をそれぞれ $0 \le t \le \tau$ (τ : PNS 打ち込み周期)で時間積分することで A_p と A_d を計算し、面積比 A_p/A_d を求めることでドル単位未臨界度を推定する。なお、ランダムサンプリング法を活用して面積比の統計誤差も評価した。

3. 適用結果:全ての制御棒・安全棒を全挿入した状態の KUCA-A 架台で PNS 法による未臨界度測定実験を行った。合計 10 個の検出器を用いて、 PNS 打ち込み後の中性子計数率を 1,000 秒間測定した。マスキング時間 (PNS 打ち込み直後の測定結果を除外する時間)を変化させて、従来法と DMD により面積比を推定した。従来法による面積比(図 1)は、マスキング時間に対して値が変化し、検出器毎に推定結果が大きく異なった。一方、 DMD による面積比(図 2)は、制御棒価値・余剰反応度測定結果から算出した未臨界度とマスキング時間に依らず統計誤差の範囲内で概ね一致した。 さらに、 DMD では面積比の統計誤差が最小となる結果を選ぶことで、複数の検出器結果から面積比推定結果を一意に得ることができた。以上の検討により、 DMD を適用した面積比法の有効性を確認できた。

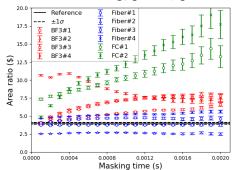


図1 従来法による面積比推定結果

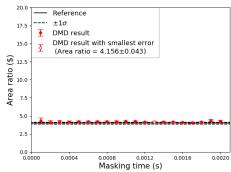


図 2 DMD による面積比推定結果

謝辞 本研究は KUCA 共同利用研究(CA3101)の成果であり、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

^{*}Fuga Nishioka¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Masao Yamanaka², Cheol Ho Pyeon²

¹Nagoya University, ²Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

UTR-KINKI 未臨界炉心の反応度評価 一準静的状態の出力挙動に基づく評価ー

Reactivity estimation of UTR-KINKI subcritical cores

-Estimation based on power profile in quasi-steady state—
*山根 祐一¹,荒木 祥平¹,左近 敦士²
¹原子力機構,²近大炉

反応度評価手法の比較のため、UTR-KINKIを用いて互いに異なる未臨界炉心を複数構成し、既存の手法及び新たに開発した手法を適用して反応度を評価した。数\$程度の未臨界炉心に対して、準静的状態の出力挙動に基づいて評価した反応度は Feynman-α 法や source jerk 法と同程度の評価結果を示した。

キーワード:未臨界,反応度評価,準静的状態,出力挙動,UTR-KINKI

1. **緒言** 準静的状態での出力挙動に基づいてドル単位の反応度を評価する手法を開発している^[1]。この手法の特徴は、予備解析を必要としないため炉心の性質(燃料組成等)について不明でも評価が可能なことである。検証のための実験データがほとんどないのが問題であった。

UTR-KINKI の複数の未臨界体系において、Pu-Be 中性子源を 用いてソース引き抜き等の条件で、He-3 検出器により中性子計 数率を記録した。このデータに開発中の手法を適用して反応度 を評価し、MVP コードによる解析結果及び既存の手法による評

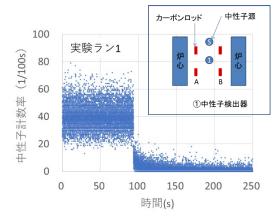


図1:中性子計数率と検出器等配置

価結果と比較した。この成果は、新手法の検証及び今後の改良に役立つことが期待できる。

2. 実験及び解析 急速な中性子源の引き抜き (ソースジャーク) 及び挿入 (落下) を行い、図 1 のように 0.01s 毎の中性子計数を記録し、新手法を適用して反応度を評価した。比較のため Feynman-α 法等を適用するデータも同時に取得した。表 1 に示すように比較した 2 つの手法と同程度の評価結果が得られた。中性子源落下で合わない結果 (ラン 2,8) が出てい

るが、計数率の増大とともにばらつき

も大きくなるため、現在の方法では平 滑化が不十分だったと考える。

3. 結論 新手法は数\$程度の未臨界 状態に対して既存の方法と同程度の 結果を与えることが示された。今後さ らに深い未臨界での検証を試みると ともに、平滑化方法を工夫すること で、より評価精度の向上を図る。

表 1:解析との比較

		SR1(%)	NS位置						
実験ラン	carbon rod		(cm)	Feynman- α		Sourc	e Jerk	新手法	NS操作
				(%dk/k)	(\$)	(%dk/k)	(\$)	(\$)]
1	2 本抜き (A,Bのみ 挿入)	0	5.8	-2.0	-2.8	-2.3	-3.1	-2.8	引き抜き
2			0.0					-0.83	落下
3			27.4					-3.1	引き抜き
4								-3.7	落下
5		100	26.5	-1.0 -1.3		-0.80	-1.1	-1.1	引き抜き
6			20.3		_1 3			-1.1	落下
7			5.8		-1.5			-1.2	引き抜き
8								-3.1	落下
9	4本抜き	x抜き 0	3.0	-1.8	-2.5	-2.0	-2.7	-2.8	引き抜き
10								-2.5	落下

NS 位置: 炉心中央の高さから上向きの距離

参考文献

[1] Y.Yamane, 57(8)JNST, pp.926-931(2020).

*Yuichi Yamane¹, Shouhei Araki¹ and Atsushi Sakon²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kindai University.

本発表は「令和2年度近畿大学原子炉利用共同研究等」で得られた成果を含む。

燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発 (5): KUCA を用いた原理検証

Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

(5): Principal verification at KUCA

*木村 礼¹, 佐野 忠史², 中居 勇樹¹, 左近 敦士², 和田 怜志¹, 中嶋國弘², 神田峻², 後藤正樹², 高橋佳之³, 卞哲浩³

1東芝エネルギーシステムズ株式会社

2 近畿大学

3京都大学

小型モジュラー炉(SMR)やマイクロリアクターの炉外からの状態監視方法として、これまでに燃料間 出力相関を取り入れた炉外計装による出力分布再構成手法を提案し、解析による検証および UTR-KINKI を用いた原理検証を進めてきた.一方で UTR-KINKI を用いた以前の試験条件では出力相関の効果が分 かりにくいという課題があった. そこで本研究では出力相関の効果を確認するために KUCA を用いた 試験を実施した、結果、出力相関を取り入れることで制御棒による出力分布の歪みなどを大まかに再現 できた一方、出力相関を用いない場合は大きく異なる出力分布が再構成されることが分かった.

キーワード: 炉外計装, 状態監視, SMR, 小型炉, UTR-KINKI

1. 緒言

分散電源としての小型原子炉における核計装のコスト低 減・メンテナンス性向上を目指して炉外計装を用いた炉心 内出力分布推定手法の開発を行っている. これまでに解析 での検証および UTR-KINKI を用いた検証実験を実施し, 提案手法により出力分布異常検知が可能である事が示唆さ れている $^{[1,2]}$. 一方で UTR-KINKI を用いた前回試験の条件 では出力相関効果が分かり難いという課題があった.そこ で本研究では出力相関の効果を確認する為にKUCAにて試 験を実施した.

2. KUCA における試験条件

図1に試験体系を示す. 試験ではC1,C2,C3 制御棒の位置 を変動させて出力分布の評価を行った.図2では全引抜状 態が 1200.00mm のこれら制御棒について C1=全引抜, C2=685.03mm, C3=全引抜とし, 臨界状態における D1~D8 の 各検出器のカウントから出力分布を推定した.

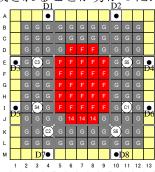
3. 出力分布再構築結果

図2に(a)MVP による出力分布計算値, (b)当該計算で得 られた検出器カウントを用いたシミュレーションによる推 定値, (c)実験値に提案手法を適用した際の推定値,および (d)出力相関考慮無しの場合の推定値を示す. 本結果から出 力相関を用いない場合は右下に異常なピークが出現してい ることが分かる.

4. 結論

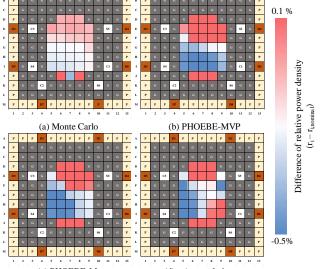
参考文献

KUCA を用いた試験により出力相関を考慮の有無で出力 分布推定値に明確な差が出る事を実験的に確認した. 今後 は本手法の適用限界などを含め詳細な検討を進めていく.



F : Fuel element : Polyethylene reflector • : DETECTOR 14 : Partial fuel element © : Control rod

G : Graphite reflector S : Safety rod 図1:KUCA における試験体系



(c) PHOEBE-Meas (d) w/o correlation

図2:試験結果(相対出力の Nominal からの差分)
[1] Kimura R,et al., Nucl. Sci. Eng. 2020; 195(12), pp1279-1290, [2] 木村他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会 2109

*Rei Kimura¹, Tadafumi Sano², Yuki Nakai¹, Atsushi Sakon², Satoshi Wada¹, Kunihiro Nakajima², Takashi Kanda², Masaki Goto², Yoshiyuki Takahashi³, and Cheol Ho Pyeon³

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Kindai University, ³Kyoto University

低濃縮ウラン燃料棒とウォータホールからなる TCA 炉心臨界試験の解析

Analysis of critical experiments of TCA cores composed of low enriched UO₂ fuel rods and water holes *山本徹

TCA において実施された低濃縮ウラン燃料棒からなる炉心の中央のウォータホール数を変えた臨界試験を MVP3 と JENDL-4.0 により解析した。その結果、ウォータホール数増加と、これによる臨界水位の増加に 伴う実効中性子増倍率率 $k_{\rm eff}$ の減少傾向がみられた。この傾向を解消するために水素、酸素、ウラン同位体の 断面積の修正の検討を行った。

キーワード: TCA 臨界試験、低濃縮ウラン、ウォータホール、MVP3、JENDL-4.0、実効中性子増倍率、水素、 $S(\alpha,\beta)$

- **1. はじめに** TCA において実施された数多くの軽水減速臨界試験の中に、炉心の中央のウォータホールの数を変えて臨界水位を測定した試験がある。¹⁾この試験を MVP3 と JENDL-4.0 により解析し、核データライブラリーの妥当性を検討した。
- **2. TCA 臨界試験** 2.6wt%ウラン燃料棒による 19×19 格子炉心の中央部のウォータホールを、0 から 21 本に変えて臨界水位を測定した試験 1 を解析した。表 1 に試験内容を示す。
- 3. 解析結果 MVP3 の解析は、半径方向は TCA の炉心タンクの内側、高さ方向は基礎コンクリートから 燃料上部プラグまでをモデル化し、有効中性子数 4 千万ヒストリの条件で解析した。解析結果は、表 1 に示すように、ウォータホール数増加と、これによる臨界水位の増加に伴う $k_{\rm eff}$ の減少傾向がみられた。この傾向を検討するために、水の水素の $S(\alpha,\beta)$ に変えて free-gas-model 断面積とする計算、水素、酸素、 235 U、 238 U の密度を変え

る摂動計算を MVP3 により 実施した。結果 の一部を表 1 に示す。

4. 結論 水素 の密度を 1.8% 減少すること により keffのが解 した。これは、中性子る水素 みとする水素

表 1. 臨界試験の内容と MVP3 (JENDL-4.0 中性子ライブラリー) の計算結果

Number	Critic	Core	Calculated	Calculated $k_{\it eff}$	Δk_{eff} for the	Estimated $k_{e\!f\!f}$
of water	al	tempe	$\mathit{k_{eff}}$ with	with free-gas-	atomic number	with the atomic
holes of	water	rature	JENDL-4.0	model cross-	density of	number density of
the core	level	(℃)		section for	hydrogen	hydrogen
	(cm)			hydrogen	increased by 5%	decreased by
						1.8%
0	60.60	15.9	1.00018	1.00945	0.01250	0.99568
1	60.43	15.9	1.00012	-	0.01249	0.99562
3	61.00	16.0	1.00004	-	0.01173	0.99582
4	60.80	16.2	0.99981	-	0.01151	0.99567
5	62.65	16.1	0.99991	-	0.01114	0.99591
8	65.00	16.2	0.99966	-	0.01044	0.99590
9	70.00	16.2	0.99943	-	0.01065	0.99560
13	78.03	16.3	0.99904	1.01687	0.00861	0.99594
20	103.03	16.6	0.99864	-	0.00721	0.99604
21	140.64	16.5	0.99806	1.02387	0.00654	0.99571

の全断面積を 1.8%減少させることに対応し、水の水素の $S(\alpha, \beta)$ を 0.01 から 0.1eV 付近で減少させる必要があることを示唆している。

参考文献 1) Cao X, Suzaki T, Kugo T, et al. Effects of volume fraction and non-uniform arrangement of water moderator on reactivity. Tokai-mura (Japan): Japan Atomic Energy Research Institute; 2003. (JAERI-Tech 2003-069).

Former affiliation: Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), Tokyo, Japan.

^{*}Toru YAMAMOTO

Pu 消費量に着目した遺伝的アルゴリズムに基づく MOX 燃料集合体の最適化

Optimization of MOX fuel assembly based on genetic algorithm for discussion on plutonium consumption *山本 祐真¹,北田 孝典¹,竹田 敏¹,竹石 太一¹

1大阪大学

MOX 燃料集合体における Pu 消費量は集合体内の燃料ピン配置や組成に依存する。本研究では、Pu 消費量に着目し、燃料ピン配置や組成を調整パラメータとして、遺伝的アルゴリズムに基づき MOX 燃料集合体の最適化を検討した。 キーワード: MOX 燃料集合体、Pu 消費、遺伝的アルゴリズム

1. 緒言

日本は核拡散防止の観点から余剰の分離 Pu を待たないという原則で Pu 利用計画を推進してきた。一方で、平成 30 年度末の時点で日本保有の分離 Pu は 45.7t となっており、Pu 消費量を増加させることが期待される。そのため、本研究では、MOX 燃料集合体における Pu 消費量に着目し、燃料ピン配置や組成を変化させることで Pu 消費量をどの程度増加できるかを明らかにする[I]。

2. 計算方法

Scale6.2.3 の Polaris を用いて、軽水炉集合体体系の燃焼計算を行った。MOX 燃料集合体は 17×17 としている。通常、軽水炉における MOX 燃料集合体はウラン燃料集合体に隣接することを考慮するため、MOX 燃料集合体の外側に 2 列ウラン燃料ピンを配置し、21×21 の体系で燃焼計算を行った。また、遺伝的アルゴリズムを用いて、高富化度、中富化度、低富化度の 3 種類の燃料ピンから、Pu 消費量を最大化するように燃料ピン配置を最適化した。遺伝的アルゴリズムで用いる評価関数は、MOX 燃料ピンの出力ピーキングが 1.2^[2]を超えた場合に大幅に悪化するよう設定した。

3. 結果

遺伝的アルゴリズムによって得られた出力ピーキングと Pu 消費量の推移を図 1 に、遺伝的アルゴリズムによって得られた Pu 消費量を最大化する燃料ピン配置を図 2 に示す。最適化された MOX 燃料集合体の出力ピーキングは 1.185 であり、評価関数で用いた 1.2 を下回った。また、ウラン燃料から MOX 燃料へ流入する熱中性子による出力ピーキングの増大を抑えるため、ウラン燃料に隣接する MOX 燃料ピンは低富化度となった。最適化によって得られる配置は従来の MOX 燃焼集合体の設計と概ね同様となることがわかった。

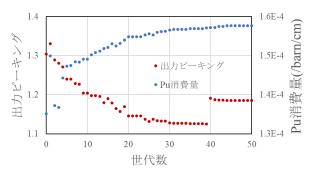


図1 出力ピーキング及び Pu 消費量の推移

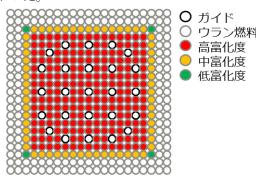


図2 最適化された燃料ピン配置

4. 結論

遺伝的アルゴリズム用いた Pu 消費量を最大化するピン配置は、ウラン燃料に隣接する燃料ピンが中富化度および低富化度の燃料となった。今後は富化度や組成を変更して、さらなる Pu 消費量の増加を検討する。

参考文献

- [1] 原子力委員会「我が国のプルトニウム管理状況」
- [2] "Benchmark problem Suite for Reactor Physics of LWR Next Generation Fuels"

^{*}Yuma Yamamaoto¹, Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹ and Taichi Takeishi¹

¹Osaka Univ.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3F01-05] Future of Nuclear Power

Chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 11:00 AM Room F

[3F01] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

*Kenji Takeshita¹, Masahiko Nakase¹, Kenji Nishihara², Hitoshi Makino², Tatsuro Matsumura² (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency) 9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

*Tomohiro Okamura¹, Kenji Nishihara², Ryota Katano², Akito Ohizumi², Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. JAEA) 9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

*Eriko Minari¹, Morihiro Mihara², Hitoshi Makino², Tomohiro Okamura¹, Akito Oizumi², Kenji Nishihara², Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA) 10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

*Kenji Nishihara¹, Akito Oizumi¹, Tomohiro Okamura², Masahiko Nakase², Kenji Takeshita² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology) 10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Nuclear Energy Policy and "Ruah and Maiym" (said by Shichihei Yamamoto) (II)

*Takashi Watanabe^{1,3}, Kiyoshi Tsutsui^{2,3}, Kazuaki Sasaki³ (1. Doshisha Univ., 2. Keio Univ., 3. Clean Energy Initiative) 10:30 AM - 10:45 AM 3F01 2022年春の年会

21 世紀後半に向けた原子力利用シナリオの研究 (1) 次世代原子力システムの確立のための統合化研究

Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

(1) Study on integration of nuclear fuel cycle for the establishment of advanced nuclear energy system

*竹下 健二1, 中瀬 正彦1, 西原 健司2, 牧野 仁史2, 松村達郎2

1東京工業大学ゼロカーボンエネルギー研究所,2日本原子力研究開発機構

2050年のカーボンニュートラルに向けて持続的な原子力利用を推進するには、原子力発電事業を構成する各プロセスの合理的かつ統合的な運用と放射性廃棄物の負荷低減が必要である。そこで演者らは多様な原子力利用シナリオを分析するために動的核燃料サイクルシミュレータ (Nuclear Material Balance Code, NMB4.0)を開発し、今世紀後半の原子力利用シナリオによる原子力システムの諸量評価を行ってきた。この講演では本研究の背景、目的とこれまでの研究経緯について発表する。

キーワード:核燃料サイクル, NMB コード、原子力発電シナリオ、放射性廃棄物、地層処分,

1. 核燃料サイクルシミュレータ開発の目的

2050 年カーボンニュートラル (CN) 社会実現のために、2030 年までに CO_2 放出量 46%削減、2050 年に実質 CO_2 放出をゼロにする方針が政府より提示されている。我国のエネルギー供給状況をみてみると、2019 年で 19 エクサ J (19x 10^{18} J) という大量のエネルギーが消費されているが、ゼロカーボンエネルギーは僅か 15%に過ぎず、残り 85%は化石エネルギーである。2050 年 CN 達成には 85%の化石エネルギーをゼロカーボンエネルギー化が必要である。再生可能エネルギーの主力電源化を進めて 2050 年までに再エネ率 55%(安定再エネ 15%、変動再エネ 40%)という高いハードルを課したとしても、エネルギー不足は避けられず、電力供給の安定性、発電コストの低さ、 CO_2 排出のない原子力発電の持続的利用は不可欠である。昨年秋には発表された第 6 次エネルギー基本計画では 2030 年の電源構成として原子力の割合は第 5 次エネ基と同水準の 20~22%とされ、この発電割合の達成に向けて「原子力政策の再構築」の必要性が掲げられている。

原子力エネルギーの持続的利用を考えるならば、核燃料サイクル路線の堅持は言うまでもない。核燃料サイクルの導入によってウランの利用効率の向上、高レベル放射性廃棄物の減容、地層処分場面積の低減、高レベル放射性廃棄物の有害度低減が期待できる(ワンスルーサイクルに比べて、使用済燃料の再処理は高レベル放射性廃棄の体積を 1/4~1/7 に減容でき、有害度を大幅低減できる)。第 6 次エネ基においても核燃料サイクルに対して「今後の原子力発電所の稼働量とその見通し、これを踏まえた核燃料の需要量や使用済燃料の発生量等と密接に関係していることから、こうした要素を総合的に勘案し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減、資源の有効利用の観点やコスト、関係自治体の意向等も考慮しつつ、状況の進展に応じて戦略的柔軟性を持たせながら対応を進める。」との方針が述べられており、核燃料サイクルのグランドデザインの再検討は今後必要になるものと思われる。

こうした背景を踏まえて東京工業大学と日本原子力研究開発機構は共同で核燃料サイクルを解析できるシミュレータの開発に着手した。現在から 22 世紀前半までに想定される多様なイベント(原子力発電所の再稼働と運転寿命、六ケ所再処理工場の竣工と運転、第 2 再処理工場の建設・運転、使用済燃料の発生と貯蔵、 UO_2 や MOX などの使用済燃料の再処理、放射性廃棄物の処分、ADS の導入、高速炉の導入、高速炉サイクルへの移行など)が想定される時期を考慮しつつ、フロントエンドからバックエンドまでの全原子力システムにおける物質の流れが計算できる動的核燃料サイクルシミュレーションコード NMB4.0(Nuclear Material Balance Analysis Code ver.4.0)を開発した。この計算コードを使って各種の原子力利用シナリオに基づいて核燃料サイクル全体の物質の流れを定量評価することで、第 6 次エネ基で求められている「原子力政策の再構築」に役立てたいと考えている。

2. 核燃料サイクルシミュレータの原子力利用シナリオ研究への適用

今回の研究発表では、NMB4.0の開発の経緯と計算コードの特徴を紹介し、軽水炉時代のPu利用を念頭にプルサーマルで発生する使用済みMOX燃料の再処理、処分、MA核変換に関する以下の3つの講演を行う

- ① NMB4.0:総合的な核燃料サイクルシミュレーションコードの開発と公開
- ② 軽水炉 MOX 使用済み燃料から発生するガラス固化体の処分後長期安全性
- ③ 軽水炉使用済み燃料からの MA を対象とした核変換シナリオ

これらの研究から原子力政策の再構築への動的核燃料サイクルシミュレーションの有効性を探る。

*Kenji Takeshita¹, Masahiko Nakase¹, Kenji Nishihara², Hitoshi Makino², Tatsuro Matsumura² ¹Tokyo Tech., ²JAEA.

21 世紀後半に向けた原子力利用シナリオの研究

(2) NMB4.0:統合的な核燃料サイクルシミュレーションコードの開発と公開

Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

(2) NMB4.0: Development and Release of Integrated Nuclear Fuel Cycle Simulator

from front- to back-end processes

*岡村 知拓¹, 西原 健司², 方野 量太², 大泉 昭人², 中瀬 正彦¹, 竹下 健二¹ 「東京工業大学 ゼロカーボンエネルギー研究所,²日本原子力研究開発機構

核燃料サイクルのフロントエンドからバックエンドまでのシナリオを統合的かつ、柔軟に解析するための 諸量計算コード NMB4.0 (Nuclear Material Balance analysis code version 4.0) を東工大と原子力機構が共同開発・ 公開した。本報告では NMB4.0 の機能の特徴や計算性能、コードの公開に関する情報を紹介する。

キーワード: NMB コード、核燃料サイクルシミュレーション、燃焼計算、核燃料サイクルの統合化

- 1. **緒言** 将来の原子力利用シナリオの検討には、核燃料サイクルにおけるフロントエンド、原子炉運転、バックエンドを多面的に分析する必要がある。一方、これまで国内外で開発されてきた諸量計算コードは、フロントエンドのシナリオ分析に特化しており、解析可能なバックエンドのシナリオは限定されていた。そこで、東工大と原子力機構は共同で、核燃料サイクルのフロントエンドからバックエンドまでのシナリオを統合的かつ、柔軟に解析するための計算コード NMB4.0 を開発し、2022 年 3 月に公開する[1-3]。
- 2. NMB4.0 NMB4.0 の概要を図 1 に示す。NMB4.0 は 3 モジュール (フロントエンド、原子炉運転、バックエンド) で構成されている。原子炉や再処理、ガラス固化等の核燃料サイクルを構成するプロセスの条件を入力することで、核燃料サイクルに係る様々な諸量を解析することができる。NMB4.0 は、従来の諸量評価コードに比べて以下の 2 点で特に優れている。① 179 核種の計算により、バックエンドを含むより
- 柔軟な核燃料サイクルのシナリオ解析が可能
- ② 高速な燃焼計算手法 OEM を実装[4]
- 3. 計算性能 表 1 に NMB4.0 と ORIGEN/COMSOL (参照解)を用いて、バックエンドシナリオを計算した際の結果を示す。条件は NUMO が公開した包括的技術報告書[5]に示された基本ケースを用いた。この結果、NMB4.0 の計算は参照解を支持し、ORIGENと COMSOL を用いた計算と同等の精度が得られた。 謝辞 本研究は東工大先導原子力研所共同利用研究 (2019-2022 年度)での成果を含む。

参考文献 [1] T. Okamura, et, al., *EPJ Nucl Sci. Technol.*, 7, 19 (2021). [2] 岡村 他, JAEA-Data/Code 2020-023, (2021). [3] 岡村 他, JAEA-Data/Code 2021-016, (2022). [4] 岡村 他, 2021 年春の年会 2B12 (2021)., [5] 原子力発電環境整備機構, NUMO-TR-20-03, (2021).

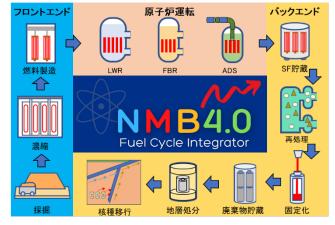


図 1. NMB4.0 の概要

表 1. NMB4.0 と参照解の比較

評価指標	NMB4.0	参照解	差異*	
廃棄物量 本/tHM	1.232	1.234	-0.220%	
固化時発熱量 kW/本	2.386	2.391	-0.210%	
処分時発熱量 kW/本	0.3474	0.3479	-0.147%	
固化時放射能量 Bq/本	2.297E+16	2.293E+16	0.165%	
処分時放射能量 Bq/本	4.090E+15	4.088E+15	0.0667%	
MoO ₃ 含有率 wt%/本	1.383%	1.381%	0.127%	
緩衝材温度 ℃	97.83	98.05	-0.227%	

*(NMB4.0/参照解 - 1)

^{*}Tomohiro Okamura¹, Kenji Nishihara², Ryota Katano², Akito Oizumi², Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹, ¹Tokyo Tech., ²JAEA.

21 世紀後半に向けた原子力利用シナリオの研究

(3) 軽水炉 MOX 使用済燃料から発生するガラス固化体の処分後長期安全性

Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

(3) Evaluation of long-term safety of geological disposal of vitrified MOX-LWR high-level waste

*三成映理子1 三原守弘2 牧野仁史2 岡村知拓1 大泉昭人2 西原健司2 中瀬正彦1

竹下健二1

1東工大,2原子力機構

使用済 MOX 燃料の再処理シナリオの処分後長期安全性に関する検討として,MOX 燃料単独再処理で発生するガラス固化体,ならびに使用済 MOX 燃料と使用済 UO_2 燃料を混合再処理する場合における MOX- UO_2 混合ガラス固化体に着目した核種移行解析を実施した.地質環境等を変えた複数の解析結果から,線量の最大値は2つの再処理シナリオ間で大きな差がないことが示された.

キーワード: プルサーマル燃料, 核種移行解析, 核燃料サイクル, ガラス固化, 地層処分

- 1. **緒言** 将来のカーボンニュートラル達成に向けて原子力利用を持続していくためには、プルサーマルに伴って発生する廃棄物の処理・処分も必要となる. 使用済 MOX 燃料と使用済 UO_2 燃料を混合再処理する技術の実用化に向けて、今後研究開発が促進されることを踏まえ[I]、本報告では、 UO_2 燃料と MOX 燃料のそれぞれの再処理で発生する単独ガラス固化体、ならびに混合再処理で発生する MOX- UO_2 混合ガラス固化体についての核種移行評価を実施した.
- 2. 計算条件 使用済 UO_2 燃料,使用済 MOX 燃料の貯蔵量は諸量計算コード Nuclear Material Balance analysis code version 4.0 (NMB4.0)[2]を用いて計算し、各燃料中のインベントリ計算には ORIGEN2.2-UPJ[3]を用い、実 効断面積ライブラリには ORLIBJ40[4]を用いた.いずれの燃料も、燃焼度は 45 GWd/THM、再処理前の使用済燃料冷却期間は UO_2 燃料が 15 年,MOX 燃料は 4 年とした.ガラス固化体の廃棄物含有率は、初期発熱量 2.3 kW/本以下となるように、 UO_2 ガラス固化体で 21wt% (1.25 本/tHM),MOX ガラス固化体で 14wt% (3.8 本/tHM),混合ガラス固化体で 20wt%と設定,また,混合ガラス固化体の混合割合は UO_2 :MOX=4:1 とし、いずれもガラス固化後 50 年貯蔵し処分するものとした.核種移行解析は,第 2 次取りまとめ[5]のモデル,核種移行パラメータには NUMO 包括的技術報告書[6]で用いられた多様な地質環境(深成岩類,新第三紀堆積岩類,先新第三紀堆積岩類),CI-濃度の低・高を考慮した二種類の地下水データを主に用い,解析コード $GoldSim^{[7]}$ で行った.なお,本検討ではインベントリに関して I-129 や I-36 を含む全 56 核種(安定同位体も含む)を評価対象核種として考慮する.
- 3. 結果および考察 混合再処理シナリオ (MOX-UO2 混 10⁴ 合ガラス固化体) についての多様な地質環境を考慮した 10³ 場合の線量の時間変化を図 1 に示す. 2 つの再処理シナリ 10² オでの比較により、線量の最大値はシナリオ間で大きな 差がないことが示された^[8]. 一方で、再処理シナリオ間で 10³ 世発熱量が異なり、それによるガラス固化体の発生本数 で廃棄体の占有面積には差が生じることも分かっており 10² や廃棄体の占有面積には差が生じることも分かっており 10³ 10⁴ 10⁵ 21 世紀後半に向けた原子力利用を考える上では、NMB4.0 といった諸量評価コードを用いた処理・処分を含 めたサイクル全体を対象とした体系的な評価・分析が必要である.

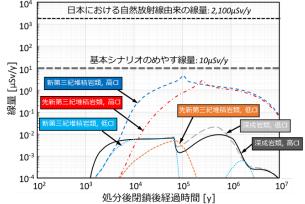


図1 混合再処理シナリオにおける線量評価結果

参考文献

[1] 資源エネルギー庁; 核燃料サイクルの確立に向けた取組(2021年3月22日), [2] Okamura, T., et al. EPJ Nuclear Sci. Technol., 7;19 (2021) [3] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002, [4] JAEA-Data/Code 2012-032, [5] JNC, TN1400 99-022 [6] NUMO-SC, NUMO-TR-20-03, [7] GoldSim Technology Group, 2018, [8] 三成他, AESJ2021 秋の大会 1C10 (オンライン) [9] Minari, E., et al. Ann. Nucl. Energy. 169. 108926 (2022)

*Eriko Minari¹, Morihiro Mihara², Hitoshi Makino², Tomohiro Okamura¹, Akito Oizumi², Kenji Nishihara², Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹ Tokyo Tech, ²JAEA

3F04

21 世紀後半に向けた原子力利用シナリオの研究 (4) 軽水炉使用済み燃料からの MA を対象とした核変換シナリオ

Study on nuclear utilization scenario towards the second half of the 21st century

(4) Transmutation scenario for MA from LWR spent fuel

*西原健司 1 大泉昭人 1 岡村知拓 2 中瀬正彦 2 竹下健二 2

1国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

2東京工業大学 科学技術創成研究院 ゼロカーボン エネルギー研究所

今世紀後半に軽水炉使用済み燃料の再処理において分離変換技術が導入された場合の核燃料サイクルを解析した。我が国においては、当面軽水炉での発電が継続し、ウランおよびプルサーマル使用済み燃料の処理・処分が課題となる。今世紀半ばに、これらの使用済み燃料の再処理において分離変換が可能となった場合、それ以降の高レベル廃棄物処分負荷が大きく低減される可能性があることを示す。

キーワード:分離変換、マイナーアクチノイド、加速器駆動システム 核燃料サイクル解析

1. 緒言

今世紀半ばから後半にかけての我が国の原子力発電利用計画は非常に不透明である。原子力発電を継続することとし軽水炉のリプレースを行っていくことや、フェードアウトすることなど、幅広い可能性がある。 しかし、いずれにせよ軽水炉使用済み燃料の処理処分が課題となる。そこで、分離変換技術を今世紀半ばに 実用化できたと場合に、この処理処分にどのような効果があるかを解析した。

2. 評価手法

NMB コード[1]を用いた。分離変換技術の導入後は、マイナーアクチノイド (MA) を分離するだけでなく、 短期的な発熱源である Sr と Cs を分離し、長期貯蔵後に処分することで、処分場における発熱への対応を不 要とする場合を検討した。NMB コードのデータベースには、MA を核変換するための出力 800MW の加速器 駆動システム(ADS)と、同じ設計をプルトニウム核変換に流用した ADS が含まれている。本解析ではこれら の ADS を用いて核変換を実施することとした。

3. 評価シナリオ

以下の2つのシナリオを想定し、それぞれ、分離変換を導入した。①今世紀半ばに軽水炉をリプレースし、今世紀末に高速増殖炉を本格導入する。高速増殖炉導入前に発生する軽水炉使用済燃料に分離変換を適用する。②軽水炉を新設・リプレースせず、フェードアウトする。原子力発電終了後に残る軽水炉使用済み燃料からのプルトニウムおよび MA を核変換する。

4. 結果

①5 基の ADS を導入することで、今世紀後半の軽水炉からの MA を核変換できる。Sr/Cs 廃棄体の長期貯蔵と組み合わせることで、同時期の処分場面積を二桁低減できる。②原子力発電終了後の使用済み燃料に含まれるプルトニウムと MA を核変換するためには 24 基の ADS が必要となる。

参考文献

[1] 岡村知拓, 他, JAEA-Data/Code 2021-016, (2022)

*Kenji Nishihara¹, Akito Oizumi¹, Tomohiro Okamura², Masahiko Nakase² and Kenji Takeshita²

¹JAEA, ²Tokyo Tech.

原子力政策と(山本七平の)「空気と水」(Ⅱ)

Nuclear Energy Policy and "Ruah and Maiym" (said by Shichihei Yamamoto) (II)

*渡邉 崇 ^{1,3},筒井 潔 ^{2,3},佐々木 一彰 ³

¹同志社大学, ²慶應義塾大学 KGRI, ³一般社団法人クリーンエネルギーイニシアティブ

本論では、協力ゲームは非協力ゲームに分解可能であるという、いわゆる「ナッシュ・プログラム」に、山本七平の「空気の研究」、「水=通常性の研究」で提唱された「空気(ヘブライ語のルーア)」と「水(ヘブライ語のマイム)」をインストールする方法を述べ、原子力政策の分析を行う。

キーワード:原発,ゲーム理論,原子力政策

1. 緒言

日本の原子力政策は、戦後直後から安全安心なクリーンなエネルギーとして原子力発電所建設を推進してきた。しかし、2011年のいわゆる「3.11」大震災以降、原子力発電所のリプレイスメントはもとより運転再開でさえ、市民の同意が難しいという理由で進んでいない。

本研究は、数理政策経済学の構築の試みである[1]。数理政策経済学とは、ここでは経済学の手法を用いて 政策の評価をし、ルールメーキングに役立つような体系であるが、従来の経済学は合理的判断をするための 体系であり、一方で政治は非常に感情的であることが体系構築を難しくしている一因である。これまでも例 えば企業支援や関税の賦課のような産業政策の最適戦略をモデル分析に関する研究は行われている[2]。

2. 空気と水のゲーム理論へのインストール

本論では、協力ゲームは非協力ゲームに分解可能であるという、いわゆる「ナッシュ・プログラム」に、山本七平の「空気の研究」、「水=通常性の研究」[3]で提唱された「空気(ヘブライ語のルーア)」と「水(ヘブライ語のマイム)」のインストールする方法を述べ、原子力政策の分析を行う。尚、本研究の一部は既に、2020年日本応用経済学会にて、同一著者によって発表済みである[4]。空気と水をナッシュ・プログラムにインストールするためのキーステップは、交渉ゲームを修正して「空気」の醸成過程の分析に利用するために、厳密なパレート最適性に代わって"ふわっとしたパレート最適性"を導入することで、安定性(どのプレイヤーも合意した内容から他の戦略に変更する動機を持たない)の要請を排除することである。

3. 結論

「空気」の醸成には「臨在感的把握の対象」が必要であるが、原発導入時は「ナショナリズム」が臨在感的把握の対象であったのに対し、現在は「原発安全性神話への疑義」が臨在感的把握の対象とすることにより説明できるだろう。

参考文献

[1] 内藤克彦、蝦名雅章、筒井潔「欧米のガスシステム」Chapter 9 (化学工業日報、2020.11)、[2] 例えば、藤田康範「経済戦略のためのモデル分析入門」(慶應義塾大学出版会、2011)、松原望「計量社会科学」(東京大学出版会、1997)、[3] 山本七平「「空気」の研究」(文春文庫、新装版 2018)、[4] 筒井潔、渡邉崇、佐々木一彰、「(山本七平の)「空気と水」と原子力政策」、日本応用経済学会 2020 年秋季大会 (2020.11.21 発表)

^{*}Takashi Watanabe^{1,3}, Kiyoshi Tsutsui^{2,3} and Kazuaki Sasaki³

¹ Doshisha University, ² Keio University Global Research Institute., ³ (General Incorporated Association) Clean Energy Initiative.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[3F06-08] Social Survey

Chair: Tomoaki Inamura (CRIEPI)

Fri. Mar 18, 2022 11:00 AM - 12:00 PM Room F

[3F06] Survey of Recognition Degree of Clearance System and Consideration of Promotion Methods

*Takehide Nishimura¹, Shohei Nishino¹, Nobuyuki Sonobe¹, Daisuke Kawasaki¹ (1. Univ. of Fukui)

11:00 AM - 11:15 AM

[3F07] Can Web Surveys Substitute Continuous Opinion Polls?

*Tomohiro Fujita¹ (1. INSS)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F08] Information provision and social acceptance

*Ryuta Takashima¹, Mari Ito¹, Masaaki Suzuki², Takeshi Iimoto³ (1. TUS, 2. Chukyo Univ., 3. UTokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

クリアランス制度に対する理解度の調査と理解促進方策の検討 大学生を対象としたアンケートに基づく検討

Survey of Recognition Degree of Clearance System and Consideration of Promotion Methods
Study on Questionnaire Survey with College Students
*西村 健秀 ¹, 西野 将平 ¹, 園部 暢之 ¹, 川崎 大介 ¹
¹福井大学

クリアランス制度に対する社会の理解促進のために有効な方法を抽出するために,クリアランス制度の認知度や理解度,賛否や懸念事項などについて,大学生を対象としたアンケート調査を行った。アンケート結果の分析に基づき,求められる理解促進の内容や,有効な理解促進方策について検討した。

キーワード: クリアランス,理解促進,アンケート調査

- 1. **緒言** 原子力施設の廃止措置では、放射能濃度が極めて低く、放射性物質として扱う必要のない金属やコンクリート等のクリアランス物も発生する。資源の有効利用の観点からクリアランス物を再利用していくことは重要である。クリアランス物を市場に流通させるに当たってはクリアランス制度に対する国民の間で誤解や風評が生じないよう、理解を広めることが必要とされている[1]。しかし、何をどの程度理解することが必要なのか、明らかではない。本検討では、国民の理解促進に向けて、何をどの程度理解していただく必要があるのかを明らかにするためにアンケート調査を行い、クリアランス制度の理解促進に効果的な方法を抽出することを目的とする。
- 2. 検討方法 クリアランス物の再利用の現状について調査を行い、アンケートで明らかにすべき項目(クリアランス制度に関する知識と現状の理解度、クリアランス物の一般市場への流通についての賛否の意見、その判断基準、クリアランス制度について知ろうとする場合の情報源等)を抽出した。これをもとにアンケート設問を作成し、福井大学の大学生 82 名を対象にアンケート調査を実施した。アンケートの回答を集計し、知識や理解度、賛否意見に基づき回答者を分け、理解を深めるために重要な条件をそれぞれ抽出した。
- 3. **結果** 82名のアンケート回答者のうち 51名が「クリアランス制度」という言葉を聞いたことがなく,賛 否の意見を持てないことも想定されたが,簡潔な説明文に基づき 57名が賛否意見を答え,18名が「賛成・反対のどちらとも言えない」と答えた。判断基準として重要なのは上位から,安全性,環境保護・資源の有 効利用,経済性,イメージであった。クリアランス制度についての情報源としては,大学で知識を得たいと いう意見が最も多く,次いでマスメディアやインターネットが挙がった。また,安全性については,自分で 理解して納得することが必要という意見をもつ学生が 56名いた。
- **4. 結論** 福井大学の大学生 82 名を対象にアンケート調査を実施した結果,安全性に関して自分で理解して納得するまで知りたいという意見が多数であった。そのためには,大学教授や専門家が安全性について説明することが有効であると示唆された。

謝辞 本検討は一部「FAA 学ぶなら福井!応援事業」の援助を受けて福井大学大学院工学研究科で実施したプロジェクト型学習科目の成果である。

参考文献 [1] 第 162 回国会衆議院国土交通委員会第 13 号附帯決議, 平成 17 年 4 月 22 日.

¹Univ. Fukui

^{*}Takehide Nishimura¹, Shohei Nishino¹, Nobuyuki Sonobe¹ and Daisuke Kawasaki¹

3F07 2022年春の年会

継続調査はウェブ調査によって代替可能か? 訪問留置法とウェブ調査の比較

Can Web Surveys Substitute Continuous Opinion Polls?

Comparison of a Leaving Method and a Web Survey

*藤田 智博 ¹

1(株)原子力安全システム研究所

原子力発電をめぐる意識を継続的に測定するうえで調査方法を一定にすることは重要である。その一方、感染症の流行等によって、従来の調査が実施できなくなる可能性もゼロではない。代替手段として浮上するのがウェブ調査である。そこで、訪問留置法とウェブ調査の結果の比較を行い、代替可能性について報告する。

キーワード:原子力発電、意識調査、訪問留置法、ウェブ調査、インターネット

1. はじめに

社会調査によって原子力発電をめぐる意識を継続的に把握し、変化を検出するためには、調査方法、尋ねる質問内容とワーディングを一定にすることが必要である。(株)原子力安全システム研究所では継続調査を1990年代から実施し、意識の変化の分析をしてきたものの、感染症の流行等によって、これまでと同様の条件で調査が実施できるか否かが定かではなくなる可能性も無視しえない。代替候補となるのがウェブ調査である。そこで、2020年のほぼ同時期に実施した留置法とウェブ調査の結果の比較を報告したい。

2. 調査概要

留置法に基づく調査は、関西地域の 18 歳~79 歳の男女を対象に、2020 年の 10 月から 11 月にかけて実施し、1007 人から回答を得た。一方のウェブ調査は 2020 年 12 月に、関西地域の 20 歳~69 歳の男女を対象に、性年齢の割り当て(年齢は 10 歳刻み)を行い、1000 人から回答を得た。両調査には分布の比較が可能な質問が含まれていることから、年齢層を 20 歳から 69 歳に揃えたうえで分析・比較する。

3. 結果

回答の比率の分析では、情報入手手段について、パソコンのインターネットの利用率(留置法 27%/ウェブ調査 56%)やモバイルのインターネット(留置法 79%/ウェブ調査 61%)の利用率をはじめ、留置法とウェブ調査で無視しえない差がみられた。また、電力会社、規制機関の能力評価、原子力発電の利用態度では、ネガティブ評価がウェブ調査で高かった。また、情報入手手段については、性別、年齢、学歴で統制した後も、留置法とウェブ調査の差は解消されなかった。

4. 結論

上記の結果は、社会調査をめぐる先行研究の結果とおおむね整合している。ウェブ調査は便利であるがゆえに、今後も活用が予想される。一方で、それによって訪問面接法、郵送調査法、留置法といった従来型の社会調査を完全に代替することは難しい。とりわけ、情報入手手段にかかわる質問項目において相違は大きい。学術的知見の一般化や妥当性の評価には従来型の調査との併用や用途の限定が必要だろう。

^{*}Tomohiro Fujita1

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

3F08

情報提供と社会的受容性

Information provision and social acceptance
*高嶋 隆太¹, 伊藤 真理¹, 鈴木 正昭², 飯本 武志³
¹東京理科大学, ²中京大学, ³東京大学

本研究では、社会調査および実験、統計的手法を用いることにより、エネルギー・環境に関する情報提供と原子力エネルギー、高レベル放射性廃棄物それぞれの社会的受容性との関係について定量的に分析する.

キーワード: 社会的受容性,調査・実験,情報提供,ランダム化比較試験,2項ロジスティックモデル

1. 緒言

原子力に関する社会的受容性について、これまで様々な角度から多くの研究が行われており、情報と態度 との関係についても分析されている[1]. しかしながら、これらの先行研究において、態度や考えに影響のあ る情報に関して、統計的手法を用いて定量的に分析、考察しているものは多くはない. そこで本研究では、 エネルギー・環境に関わる情報提供と原子力エネルギー、高レベル放射性廃棄物の社会的受容性との関係に ついて分析を行う. 特に、どのような情報の提供が、態度、考えに対して影響を及ぼすかについて考察する.

2. 調查 • 分析方法

本調査・実験は、2021年8月にインターネット調査の形式により、全国の15~79歳の男女4,000人を対象に実施された。年齢に関して層別サンプリングされた全サンプルのうち、エネルギー・環境に関する情報を提供する処置群のサンプル数を2,000,提供しない対照群を2,000とし情報提供の効果を調べるためランダム化比較試験を行う。処置群に提供する情報は、エネルギー自給率、地球温暖化、二酸化炭素排出と発電技術、再生可能エネルギー、原子力の安全対策、高レベル放射性廃棄物、処分方法、科学的特性マップ、文献調査の9つである。それぞれの群との集計結果の差の分析については、各質問項目においてカイ二乗検定を行い、統計的有意差の有無について調べる。また、処置群に対して、有意差のある項目について、回答に影響を及ぼす情報に関する結果を用いることで、ロジスティック回帰分析により情報の影響について分析を行う。

3. 結果と考察

本分析結果から、情報提供により自分自身の考えや態度を明確にするといった変容が統計的に示された. 特に、高レベル放射性廃棄物の社会的受容性は、情報の影響により高まる結果となった。また、これらの変容と情報との関係に関する分析より、エネルギーセキュリティの情報が、エネルギー技術から原子力、さらには廃棄物と自らの考えを持つことや態度が明確になるきっかけになり得ることが明らかとなった。

4. 結言

本研究では、統計的手法を用いることで、エネルギー・環境に関する情報と原子力エネルギー、高レベル 放射性廃棄物の社会的受容性との関係について分析を行った。今後は、情報保有、情報提供の2軸と社会的 受容性との関係や、中間層、考えを示していない層の潜在的な態度、変容に関する分析を行う予定である。

謝辞

本研究は,原子力発電環境整備機構委託事業「2020 年度・2021 年度 地層処分事業に係る社会的側面に関する研究支援事業II」で得られた成果の一部である.

参考文献

[1] Kwok, T.F., Yeung, C.H., Xu, Y., "Swaying public opinion on nuclear energy: A field experiment in Hong Kong." Utilities Policy 46, 48-57 (2017).

^{*}Ryuta Takashima¹, Mari Ito¹, Masaaki Suzuki² and Takeshi Iimoto³

¹TUS, ²Chukyo Univ., ³UTokyo

General Meeting

[3F_GM] The 46th General Meeting of Social and Environmental Division

Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room F

[3F_GM] General Meeting

(Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room F)

[3F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[3F_PL] Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai"

Case of Treated Water Ocean Dicharge at the Fukushima Dai-ichi Site

Chair: Kota Juraku (TDU)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Overview about Treated Water Ocean Dicharge at the Fukushima Daiichi Site

*Tsutomu Sata¹ (1. JAEA)

[3F_PL02] View of "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology *Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

[3F_PL03] Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication *Norito Takeda¹ (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata¹, Shoji Tsuchida², Norito Takeda³, Chair: Kota Juraku⁴ (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU)

[3F_PL05] Q&A session

社会・環境部会セッション

「風評」と「風評被害」を再考する —トリチウム処理水の海洋放出をめぐって— Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai":

Case of Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

(1) トリチウム処理水の海洋放出をめぐる概要

(1) Overview about Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site *佐田 務 ¹ JAEA

政府は 2021 年 4 月に、東京電力福島第一原子力発電所の ALPS 処理水を海洋放出することを決め、東電は 2021 年 12 月に、その実施計画を公表した。計画ではトリチウムを 1,500 ベクレルパル未満に希釈したうえで 放出する。WHO が定める飲料水中のトリチウム規制基準は 10,000 ベクレルであり、今回の場合の濃度は、その 7 分の 1 に相当する。

ここでは、この海洋放出をめぐる経緯や世論調査の推移について述べる。

^{*}Tsutomu Sata1

¹JAEA

社会・環境部会セッション

「風評」と「風評被害」を再考する — トリチウム処理水の海洋放出をめぐって— Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai":

Case of Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

(2)「風評」についての社会心理学的視点

(2) View on "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology
*土田 昭司 ¹
『関西大学

1. 社会心理学における「風評」と「流言」「うわさ」

社会心理学では、欧米において古くから rumor の研究がなされてきた. rumor の上位概念である集合行動は社会心理学の成立当初からの研究対象である(cf. Le Bon, 1895). 古典的な rumor 研究は Alport & Postman (1947) に代表される. 日本の社会心理学界では、rumor は流言あるいはうわさと訳されてきた. 日本社会心理学会による学術雑誌社会心理学研究には、刊行初年(1985)から流言・うわさについての研究が掲載され続けている. これに対して、社会心理学研究において風評に言及した論文は、 1F 事故後の消費者心理を扱った 2 編のみである (工藤ら, 2014; 三浦ら, 2016). 風評は社会心理学においては rumor から派生した欧米にはない概念であり、特に危険についての rumor が風評とよばれているといえよう.

2. 「風評」をもたらす不安感情

rumor は、問題が重要であるほど、また、問題が曖昧であるほど広まりやすいことが古くから知られている(Alport & Postman, 1947). Rumor の一種である風評も同様である. 風評は個人が重要と捉える曖昧な危険が問題となる. 曖昧な危険、すなわち、本当に危険であるか否かがよく分からない問題は不安感情を引き起こす. 不安は本当に危険であるか否かを確認する探索行動を促すが、多くの場合には、探索行動を繰り返しても危険であるか否かを確定することができない. この状態は人に不快な心理的ストレスを生じさせる. 人はこの不快なストレスを感じなくてもよい状態に移行したいと強く動機づけられるが、その方策の一つに問題は間違いなく危険であると思い込むことがある. それによって曖昧さがなくなり探索行動が不要となることから心理的ストレスが解消するのである. ただし、危険そのものはストレスであるため、危険を避けようとする行動は活発化させやすい。このようなことから、不安を覚えている人は危険であるとの情報を信じやすくなり、また、それを正当化するためにも危険であるとの情報を広めようともすると考えられる.

3. 「風評」や「流言」「うわさ」の経路

服飾品などの物の流行過程とは異なり、情報の普及である「風評」「流言」「うわさ」は世間の多くの人が事実として採用して(信じて)いなくとも広まりやすい、世間の多くの人が採用して(信じて)いると認識されるだけでよいからである。実際には世間のほとんどの人が知らない話であったとしても、例えば会社の同僚と自宅の隣人のように、接点がないはずの2名から同じ話を聞けば、人は世間で多くの人に広まっている話であると認識して自分もそれを信じ込みやすい。近年ではSNSにおいても同様の現象が生じるため、少数による言説が広範囲に広まりやすくなってきた。また、SNSでは自分の意向に合う情報のみを送受信する傾向があるために、偏った情報が増幅されることによる「風評」「流言」「うわさ」が発生する蓋然性が高い。

トリチウム処理水の海洋放出についても、基本的には、世間の多くの人、そして、世間で信頼されている情報源からの話が正しいものであると人々は認識すると考えられる。しかしながら、不安感情が強い人たちのみで情報送受信を行うと危険であるとの認識が共有されやすくなる。社会としては「風評」を信じる人たちを孤立化させることなく、寄り添うケアコミュニケーションの充実が望まれる。

^{*}Shoji Tsuchida1

¹Kansai University.

社会・環境部会セッション

「風評」と「風評被害」を再考する — トリチウム処理水の海洋放出をめぐって— Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai":

Case of Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

(3)「風評」についてのリスクコミュニケーションの視点からの見解

(3) Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication

*竹田宜人¹¹北海道大学

1. 目的

本発表では、この問題のキーワードの一つである「風評」をリスクコミュニケーションの視点から論ずる。 「風評被害」に関しては、既に数多くの事例を対象に様々な視点から解釈が試みられている。その系譜をリスクコミュニケーションの概念から改めて俯瞰し、新たに多様性への配慮を加えた議論を展開する。

2. 「風評被害」とリスクコミュニケーション

2-1. 「風評被害」研究の背景

関谷(2011)は、「風評被害」とは「安全が関わる社会問題(事件・事故・環境汚染・災害・不況)が報道され、本来『安全』とされる食品・商品・土地・企業を人々が危険視し、消費や観光をやめることによって引き起こされる経済的被害」と定義し、1954年の第五福龍丸被曝事件における「原爆マグロ」の問題を間接被害として政府が認定したことをその始まりとしている。「風評被害」は原子力船むつの事故(1974)、敦賀原子力発電所事故(1981)、JCO 臨界事故(2000)、などの原子力関係ばかりではなく、環境汚染、感染症や自然災害でも(例えば、新潟県中越地震(2004)、所沢ダイオキシン汚染(1999)、東日本大震災(2011)、箱根山噴火(2015))発生したと言われている。2001年のBSE(狂牛病)問題において畜産関連産業における経済的な影響が国際的に問題となったことがきっかけで議論が活発になっていった。

(1) 誤った情報(風評)や噂に着目した指摘

「事実でないこと、あるいは些細なことが大げさに取り上げられ、ある人物やある業界、ある地域が被害を受けることであり、多くの場合、事件や事故を新聞、テレビ、マスコミが大きく取り上げ、それが人々の間で風評となって、主に経済的な被害が発生すること,廣井(2001)」や「うわさに惑わされた人たちが混乱したり、短絡的な行動に走ったりして、いわゆる「風評被害」を引き起こすことが少なくない,木下(2002)」のように、情報に着目した視点である。科学的な知識の欠如のため、様々なメディアが流布する情報(所謂「風評」)によって人々が不適切な行動を起こす、といった解釈に繋がり、昨今の SNS 等に書き込まれる偏った情報への懸念の背景にもなっている。

(2) リスクの視点からの理解

「個人的なリスク回避行動の集積,吉川(2001)」、「負の烙印(スティグマ)は非常に価値のある"警戒システム(a warning system)", Powell(2001)」など、リスクの持つ不確実性に着目した、能動的な市民の選択の結果との解釈である。リスク管理における選択にはコミュニケーションが不可欠であるとの理解から、地域のリスク対策としての住民説明会やステークホルダー間の対話の根拠になっている。

2.2 リスクコミュニケーションの果たす役割

このように、「風評被害」には消費者が「様々なメディアの情報に惑わされた行動」と「自主的にリスクを避けた行動」の二つの解釈が存在する。ステークホルダーの多様性を踏まえると、よりよい選択のためには一方的な科学的な知見の提供ではなく双方向の対話が重要と言える。なお、「風評被害」対策には、市場における流通上の課題や外交的な問題も指摘されているが、本論では消費者、市民を中心に論じていく。

^{*}Takeda Yoshihito1

¹Hokkaido Univ.

(Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata¹, Shoji Tsuchida², Norito Takeda³, Chair: Kota Juraku⁴ (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU)

We will discuss on "FUHYO(rumor)" or "FUHYO-Higai" which is a keyword of the treated water ocean discharge at the Fukushima Dai-ichi site, and testify our fundamental perspectives toward the issue. We will point out that concept of "FUHYO" used in the field of atomic energy so far is unique and used only in Japan. It is not a world-wide concept, and is different from the concept used in Social Sciences. Sticking to the concept of "FUHYO" may lead us more difficult way to carry out the task of ocean discharge. We will explore better ways to solve the problem.

(Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F PL05] Q&A session

We will discuss on "FUHYO(rumor)" or "FUHYO-Higai" which is a keyword of the treated water ocean discharge at the Fukushima Dai-ichi site, and testify our fundamental perspectives toward the issue. We will point out that concept of "FUHYO" used in the field of atomic energy so far is unique and used only in Japan. It is not a world-wide concept, and is different from the concept used in Social Sciences. Sticking to the concept of "FUHYO" may lead us more difficult way to carry out the task of ocean discharge. We will explore better ways to solve the problem.

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

[3G01-05] Risk Evaluation Method

Chair: Yoshihiro Ide (AdvanceSoft)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 11:00 AM Room G

[3G01] Development of Risk Assessment Methodology to Support the Optimization of Nuclear Disaster Prevention Planning
*Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹, Sakura Fukue¹, Shohei Yamagishi², Tsuyoshi Takada³, Akemi

Nishida³, Takenori Hida⁴, Soichi Mabuchi², Tsuyoshi Tamukai² (1. Tokyo City University, 2. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Ibaraki University) 9:30 AM - 9:45 AM

- [3G02] Development of Risk Assessment Methodology to Support the Optimization of Nuclear Disaster Prevention Planning

 *Shohei Yamagishi¹, Tsuyoshi Tamukai¹, Soichi Mabuchi¹, Hitoshi Muta², Yasuki Ohtori², Sakura Fukue², Tsuyoshi Takada³, Akemi Nishida³, Takenori Hida⁴ (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 2. Tokyo City University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Ibaraki University)

 9:45 AM 10:00 AM
- [3G03] Risk assessment for various cohorts considering EAL transmission timing *Fumie Sebe¹, Hideki Horie¹, Nobuhisa Takezawa¹, Mika Tahara¹, Kaoru Matsushita¹ (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
 10:00 AM 10:15 AM
- [3G04] Development of risk assessment method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material.

 *Satoshi Sawahata¹, Yuichi Tamaoki¹, Ryosuke Isozaki¹, Ryuta Suzuki¹, Masataka Akada¹, Hisashi Suzuki¹, Ryoma Yonezawa¹, Tadatsune Fujishima¹, Yasutaka Mizukoshi¹, Naoki Sakamoto¹ (1. JAEA)

 10:15 AM 10:30 AM
- [3G05] Effect of Correlation between Performance Shaping Factors on Human Error Probability

*Yusuke Takao¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. OSAKA UNIVERSITY) 10:30 AM - 10:45 AM

原子力防災計画の俯瞰的・統合的な最適化を支援するリスク評価手法の構築 その1:全体計画

Development of Risk Assessment Methodology to Support the Optimization of Nuclear Disaster Prevention Planning

Part 1: Overall Plan

*牟田 仁¹, 大鳥 靖樹¹, 福江 さくら¹, 山岸 昇平², 高田 毅士³, 西田 明美³, 肥田 剛典⁴, 馬渕 倉一², 田向 剛²

1東京都市大学,2伊藤忠テクノソリューションズ,3日本原子力研究開発機構,4茨城大学

今後必要となるリスク評価手法は、より現実的に人間が状況に応じて物事を判断し、行動形成するという 前提条件を適切に取り扱い、事故への対応や避難行動が動的に変わりうることを考慮する必要がある。

キーワード: 原子力防災計画、避難計画、リスク評価、最適化

1. 緒言

本研究は、原子力発電所外のインフラ、周辺環境における地震影響及びシビアアクシデントによる放射線物質の放出状況に基づき、一般公衆の避難におけるリスク源を明らかにするリスク評価体系を開発することを目的とする。この評価体系を用いて、起こり得るシナリオ、発生頻度、影響度合いを提示することで、より安全な原子力防災計画の構築に資することを目指す。

2.提案するリスク評価体系の概要

本検討では、① 地震による原子力発電所、インフラ、周辺環境への影響評価モデル及び代表的な放射性物質の環境放出シナリオをベースとした地震起因の動的事故シナリオ評価モデルの開発、② 住民避難リスク評価モデルの開発、住民行動シミュレータの構築及びこれらをベースとした住民避難エージェントモデルの開発、③ ①及び②の統合体系のリスク評価手法および評価体系の開発を行う.

対象とするリスクに応じた従来のリスク評価手法と今後,必要となるリスク評価手法のあるべき姿を整理したものを図1に示す.従来のリスク評価手法は、原子力プラントをはじめとする原子力関連施設の状態に基づき事故が発生する可能性、あるいはその結果生じた放射性物質の放出量に応じたひばくによる急性死亡確率を求めており、あくまで現状に応じた静的なリスクを表しているに過ぎない.これに対し、今後必要と

なるリスク評価手法は、より現実的に、人間は状況に応じて物事を判断し、行動する生き物であるという前提条件をきちんと取り扱い、時間の経過や直面する状況、更には受けた情報による行動影響や他者へ及ぼす影響など、事故への対応や避難行動が動的に変わりうることを取り入れていく必要がある.

3. 結言

今後は本リスク評価体系に必要となる要素技術について各々検討を進める予定である.

従来リスク評価手法 今後あるべきリスク評価手法 ■研究が目指すリスク評価手一般公衆の避難行動リスク評価 <u>レベル3PRA</u> ・ ひばくによる急性死亡リ 各組織の意思決定, 一般公衆の 避難行動に対する制約条件(避難 経路状況, FP放出)を考慮したリス びはくによる忌性がしり スク等を評価 避難指示、避難行動の 成否によるリスクへの影響は未考慮 一般公衆の リスク 時系列による環境の状態変化の 影響、フィードバックを考慮 <u>レベル1,2PRA</u> ・ 炉心損傷, CV機能喪失 のリスクを評価 ブラント、インフラ、環境及び人間系 を統合したリスク評価 原子カプラント 発電所員の事故対応判断,操作 の成否を考慮したリスク評価 設備のリスク 人的渦誤は認知. 行動 の成否のみ考慮(=機器 時系列による状態変化の影響。 フォードバックを考慮 と同じ扱い)

図1. 従来と今後あるべきリスク評価手法,並びに本研究が目指すリスク評価手法の位置

[1] Kenji MORI, Hitoshi MUTA and Yasuki OHTORI, "Development of interaction model on the risk assessment method for nuclear facilities considering impact of external natural hazard", Journal of Nuclear Science and Technology, Published online: 14 Dec 2020

*Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹, Sakura Fukue¹, Shohei Yamagishi², Tsuyoshi Takada³, Akemi Nishida³, Takenori Hida⁴, Soichi Mabuchi² and Tsuyoshi Tamukai²

¹Tokyo City Univ., ²Itochu Techno-Solutions Co., ³Japan Atomic Energy Agency, ⁴Ibaraki Univ.

原子力防災計画の俯瞰的・統合的な最適化を支援するリスク評価手法の構築 その2:住民避難リスク評価モデルの開発

Development of Risk Assessment Methodology to Support the Optimization of **Nuclear Disaster Prevention Planning**

Part 2: Development of Risk Assessment Model on Evacuation of Residents *山岸 昇平 1, 田向 剛 1, 馬渕 倉一 1, 牟田 仁 2, 大鳥 靖樹 2, 福江 さくら 2, 高田 毅士3, 西田 明美3, 肥田 剛典4

1伊藤 忠テクノソリューションズ,2東京都市大学,3日本原子力研究開発機構,4茨城大学

今後必要となるリスク評価手法は、より現実的に人間が状況に応じて物事を判断し、行動形成するという 前提条件を適切に取り扱い、事故への対応や避難行動が動的に変わりうることを考慮する必要がある。本稿 では,「住民避難リスク評価モデル」の基本的な考え方について報告する。

キーワード:原子力防災計画,避難計画,リスク評価,最適化,サロゲートモデル,DET

1. 緒言

本検討では、次の項目について検討する。 ①SA 時での住民避難行動に関わりを持つ様々な状況について、 DETで表現可能なモデル構築。②意思決定機関の判断と一般公衆との情報伝達や避難行動を模擬する評価モ デル構築。③避難行動中の様々な状況に応じた人間行動を,人間行動原理による模擬体系構築。

2. 手法概要

2-1. ① 時系列を考慮したイベントツリー/② 一般公衆の避難リスク評価モデルの構築

①及び②を構築するにあたり、発電所内の事象進展及び住民等の避難行動を決定するための情報、状態等 を考慮した評価体系を構築する必要がある。これらを構築するため、本検討では2つの手法を用いる。1つ目 は、膨大なコストを必要とする事象進展解析について、サロゲートモデル(機械学習) [1]を用いて実施する。 これにより解析数を大幅に削減し、より多くの事象進展を考慮することが可能となる。2 つ目 STAMP/STPA 安全解析手法に基づく各エージェント(発電所、行政自治体の情報伝達、住民避難行動、及び交通網等の周 辺環境)の相互関係を考慮した多層レイヤーモデル[2]を構築し、各エージェントの状態を評価する。

2-2. ③ 住民避難シミュレーションの構築

住民の行動形成をより精緻に評価するため,過去の災害時の 避難データや、実環境下や実験環境下での実験を行って取得 し、AIによる行動予測に必要となる教師データ(知識データ) を定義し, 住民の避難状況を評価する。また, 汎用型プロセス シミュレーションソフトウェア Witness[3]を用いて仮想空間上 での住民避難行動の可視化を行う。

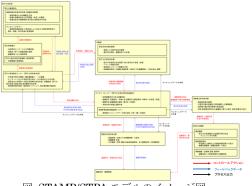


図 STAMP/STPA モデルのイメージ図

本稿では、「住民避難リスク評価モデル」の基本的な評価手法の考え方について報告した。今後はこれらの 手法を用いて、モデル構築及び住民避難シミュレーションを実施する。

参考文献

3. 結言

- [1] Kenji MORI, Hitoshi MUTA and Yasuki OHTORI, "Development of interaction model on the risk assessment method for nuclear facilities considering impact of external natural hazard", Journal of Nuclear Science and Technology, Published online: 14 Dec 2020 [2] 宇井 淳「(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開」2020年春の年会, リスク部会セッション
- [3] https://www.engineering-eye.com/WITNESS/
- *Shohei Yamagishi¹, Tsuyoshi Tamukai¹, Soichi Mabuchi¹, Hitoshi Muta², Yasuki Ohtori², Sakura Fukue², Tsuyoshi Takada³, Akemi Nishida³, and Takenori Hida⁴
- ¹Itochu Techno-Solutions Co., ²Tokyo City Univ., ³Japan Atomic Energy Agency, ⁴Ibaraki Univ.

EAL(緊急時活動レベル)発信タイミングを考慮したコホート毎のリスク評価

Risk assessment for various cohorts considering EAL transmission timing

*瀬部 芙美絵¹, 堀江 英樹¹, 竹澤 伸久¹, 田原 美香¹, 松下 郁¹ 「東芝エネルギーシステムズ(株)

原子力プラント事故時の住民のリスク評価において、避難に係るオンサイト情報とオフサイト情報の統合が 重要な課題と考えられる。本発表では、典型的な避難者属性(コホート)に対し、各々の EAL(緊急時活動レベル)発信タイミングを考慮して放射線影響を評価した結果を報告する。

キーワード:レベル 3PRA, WinMACCS, コホート, EAL, 被ばく, 避難

1. 緒言

原子力発電所の事故時にはEALに応じて住民の避難が 実施される。EAL 発信から放射性物質放出までの時間は 事故シナリオによって様々であり、住民の放射線による 健康障害リスク抑制に対する避難計画の有効性を定量化 するためには、EAL 発信タイミングと住民の避難行動を 連携した評価が必要となる。本研究では、レベル 3PRA 評 価コード"WinMACCS"を用いて、コホートに則した EAL

発信タイミングと避難行動、および健康障害リスク評価への影響が大き いパラメータ等に対して不確実さを考慮したリスク評価を実施した。

2. リスク評価方法

地域防災計画に基づく避難行動を考慮して、住民を表 1 に示す 6 つのコホートに分類し、各々の特徴的な避難行動を設定した。EAL 発信後の事故収束対応の成否で分類した 8 つの事故シナリオに対し、Peach

コホート 属性 避難行動 No. 1 PAZ^{※1}一般住民 GE^{※3}から1時間後に避難 2 PAZ一般住民 GEから2時間後に避難 _____ SE^{※4}から2時間後に<u>避</u>難 3 PAZ要支援者(在宅) 4 PAZ要支援者(施設・病院) 施設に留まる(陽圧化なし) UPZ^{※2}一般住民 5 避難しない 6 UPZ影の避難者 SEから1時間後に避難

※1 予防的防護措置を準備する区域 ※2 緊急時防護措置を準備する区域

※3 施設敷地緊急事態 ※4 全面緊急事態

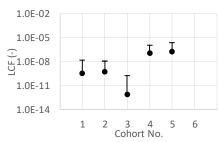


図1. コホート毎のLCF結果の例

Bottom を対象とした "MAAP"解析結果に基づくソースタームとコホート毎の避難タイミングを設定した。さらに、"WinMACCS"の入力パラメータのうち、不確実さによるリスク評価への影響が大きいパラメータおよびコホートの避難行動に関連する避難速度などのパラメータ計 14 種類について不確実さを設定した。気象データには、1 年分 1hr 毎の 8760 ケースのデータを使用した。

3. リスク評価結果

フィルタベント経由の FP 環境放出の事故シナリオについて、コホート毎の晩発性がん死亡リスク(LCF)の評価結果を図 1 に示す。不確実さ解析における平均値を丸印で、最大値をバー印で示している。本シナリオでは SE 発信から GE 発信までが約 11 時間、GE からフィルタベントによる FP 放出までが約 30 時間である。そのため、避難開始から FP 放出開始までに時間的余裕があるコホート 1、2、3 の LCF は低い。一方、コホート 4 は、陽圧化していない施設に留まったため、避難しないコホート 5 と同程度の比較的高い LCF を示した。また、コホート 6 は早期に避難開始して FP 放出までに避難が完了しているため、被ばくしていない。

3. 結論

本研究では、避難行動を考慮して分類したコホートに則した EAL 発信タイミングを考慮して、リスク評価を行った。この手法を活用することにより、避難計画の有効性を分析できることを確認した。

参考文献

[1] EAL を対象としたリスク評価手法の開発(2)EAL 深刻度評価 原子力学会 2021 春の大会

^{*}Fumie Sebe¹, Hideki Horie¹, Nobuhisa Takezawa¹, Mika Tahara¹ and Kaoru Matsushita¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

核燃料物質使用施設の高経年化リスク評価手法の開発

(2) 高経年化リスクアセスメントにおけるリスク評価手法の検討

Development of risk assessment method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material.

(2) Examination of risk assessment method in aging risk assessment.

*澤幡 哲司 ¹, 玄置 裕一 ¹, 磯﨑 涼佑 ¹, 鈴木 隆太 ¹, 赤田 雅貴 ¹, 鈴木 尚 ¹, 米澤 諒真 ¹, 藤島 雅継 ¹, 水越 保貴 ¹, 坂本 直樹 ¹ 「日本原子力研究開発機構

核燃料物質使用施設における設備機器の経年劣化に対応した保守管理を実現するため開発した高経年化リスクアセスメントについて、リスク評価プロセスを追加し、設備機器への適用性を確認した。 キーワード:リスク評価手法、運転管理、保全活動、核燃料物質使用施設

1. 緒言

「高経年化設備機器のリスクポイント評価」[1]で得た分析結果を用いたリスク評価プロセスを検討し、高経年化リスクアセスメントフローに追加した。また、「高経年化対策に係わる安全評価手法の開発(1)これまでの実績と改善計画」[2]で問題点を抽出した設備機器を対象としたリスク評価を行い、本評価手法の適用性を確認した。

2. 分析結果を用いたリスク評価

「高経年化設備機器のリスクポイント評価」[1]で具体化したリスクポイント算出フローに図1に示す通り、リスク評価プロセスを追加した。リスク分析により算出したリスクポイントとリスク基準値を比較することによって、設備機器の機能喪失時期の予測、補修・更新時期の見極め、不具合発生の防止及び保守対応の必要性・優先度を詳細に検討できるようにした。

2.1 リスク基準の設定

設備機器が経年劣化の影響により機能損失に至ると想定される値を リスクポイントの最大値とし、その値をリスク基準として設定する。リ スクポイントの最大値は以下により算出する。①設備機器に耐用年数

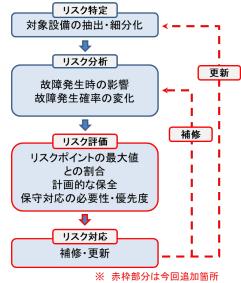


図1 高経年化リスクアセスメントフロー

を適用する場合:故障発生時の影響評価に基づき算出するリスクポイントの最小値に経年化係数の最大値を積算。 ②設備機器に耐用年数を適用しない場合:リスクポイントの最小値に補修課題の影響度の最大値を加算。

2.2 リスク評価方法

リスク分析で算出したリスクポイントと 2.1 で設定したリスク基準値を用い、以下の 2 つの方法でリスク評価を行った。①リスクポイントとリスクポイントの最大値を比較:設備の機能喪失時期を予測、補修・更新の実施時期の見極めが可能となり、設備機器ごとにリスクポイントがリスクポイントの最大値を超えないように管理することで、不具合等の発生を防止できる。②リスクポイントとリスクポイントの最大値の割合を比較:割合を用いることで設備機器の重要度によらず、保守対応の必要性・優先度を詳細に検討することが可能となった。

3. 設備機器への適用性確認

既報告 [1,2] において問題点を抽出した設備機器のうち、空気圧縮機アフタークーラー及び無停電電源設備について 2.本評価手法を適用し、適切な補修・更新の実施時期、故障の再発防止と未然防止の観点から、施設の維持管理を改善できる見通しを得た。

4. 結言

リスク評価プロセスの追加により、設備機器の機能喪失時期を予測、補修・更新の実施時期の見極め、不具合発生の防止及び保守対応の必要性・優先度を詳細に検討できるようになった。また、実際に稼働している設備機器のリスク評価を行い、本評価手法の適用性を確認することができた。今後、他の設備機器に対して本評価手法を適用することで有効性及び妥当性を確認していく。

- [1] 磯崎涼佑 他: "核燃料物質使用施設の高経年化リスク評価手法の開発(1)高経年化設備機器のリスクポイント評価",日本原子力学会 2021 年秋の年会,2G11
- [2] 坂本直樹 他: "核燃料物質使用施設の高経年化対策に係わる安全評価手法の開発(1) これまでの実績と改善計画", 日本原子力学会 2020 年春の年会, 2J06.

^{*}Satoshi Sawahata¹, Yuichi Tamaoki¹, Ryosuke Isozaki¹,Ryuta Suzuki¹,Masataka Akada¹,Hisashi Suzuki¹,Ryoma Yonezawa¹, Tadatsune Fujishima¹,Yasutaka Mizukoshi¹,Naoki Sakamoto¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

行動形成因子の相関が人的過誤確率に与える影響の評価

Effect of Correlation between Performance Shaping Factors on Human Error Probability

*高尾 悠介 ¹,竹田 敏 ¹,北田 孝典 ¹

1大阪大学

人間信頼性解析手法の一つである SPAR-H で用いられる行動形成因子 (PSF) 間には相関があることが報告されている。本研究では SPAR-H を対象とし、PSF の係数 (Multiplier) を算出する際に用いる実績データにおいて PSF 間の相関があることを想定して、この相関が人的過誤確率に与える影響を評価した。

キーワード:確率論的リスク評価、人間信頼性解析、行動形成因子、SPAR-H

1. 緒言

人間信頼性解析の1つである SPAR-Hでは人間の活動に影響を与えるような因子を行動形成因子 (PSF)と表現している[1]。SPAR-Hにおける PSF 間の定量的な相関は報告されており[2]、この相関が人的過誤確率 (HEP) に影響を与えると考えられる。よって、本検討ではこの相関が HEP に与える影響を評価した。

2. 評価方法・結果

SPAR-H で用いられている 8 つの PSF に対して、今回の検討では Stress とその他の PSF の相関が HEP に与える影響を評価した。相関を考慮した係数を求める際、PSF の係数を算出する際に用いられる多量の実績データにおいて PSF 間の相関があることを想定し、多変量正規分布の条件付期待値を用いて係数を導出した。相関の考慮による係数の変化について Stress と Complexity を例に挙げる。Complexity が高い状況において HEP が 2 倍になると想定される場合、Stress と Complexity が互いに独立であれば Complexity の係数は 2 と設定できる。一方、これらの PSF の相関がある場合は、Stress が高くなる影響も含めて HEP が 2 倍になること から、Complexity の係数は 2 よりも低くなると考えられる。本検討では全電源喪失事故が発生するシナリオを用いた[3]。このシナリオでは、Complexity、Fitness for duty(職務への適合性)、Stress が通常時よりも悪化する。Stress との相関を考慮することで、表 1 に示す係数が得られた。

	ストレスとの	レベル	係数		
PSF	相関係数[2]		調整前	相関を考慮	
Complexity	0.588	Moderately complex (やや複雑)	2	1.53	
Fitness for duty	0.593	Degraded fitness (低い適合性)	5	2.58	
Stress	1.000	High	2	1.18	

表 1 PSF 間の相関係数と係数

このシナリオの HEP を算出した結果、相関を考慮しない場合は 0.19、相関を考慮した場合は 0.05 となり、相関を考慮することで人的過誤確率は大きく低下した。これは Stress との相関係数がすべて正であり、相関を考慮することで係数が有意に低下したためである。

3. 結論

SPAR-H 手法に含まれる PSF のうち、今回は Stress とその他の PSF との相関を考慮して HEP を算出した。 評価の結果、相関は HEP に大きな影響を与えていることを明らかにした。

参考文献

[1] INL, NUREG/CR-6883. [2] Jooyoung Park et al., Nucl Eng Tech. 2020;52;87-100. [3] Shuai Chen et al., Nucl Sci Tech. 2021;10:1099-1112.

^{*}Yusuke Takao¹, Satoshi Takeda¹ and Takanori Kitada¹

¹Osaka Univ.

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

[3G06-08] Dynamic PRA

Chair: Hitoshi Muta (TCU)

Fri. Mar 18, 2022 11:00 AM - 12:00 PM Room G

[3G06] Sensitivity Analysis for CMMC Coupling Method using the Correlated Sampling Method

*Yuki Morishita¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3G07] Development of Dynamic PRA Methodology

*Yoichi Tanaka¹, Xiaoyu Zheng¹, Hitoshi Tamaki¹, Tomoyuki Sugiyama¹ (1. JAEA) 11:15 AM - 11:30 AM

[3G08] Study on the Applicability of Dynamic Level 2 PRA to Estimating Large Early Release Frequency

*Xiaoyu Zheng¹, Shogo Takahara¹, Hitoshi Tamaki¹, Tomoyuki Sugiyama¹, Yu Maruyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

3G06

CMMC カップリング手法に対する相関サンプリング法を用いた感度解析

Sensitivity Analysis for CMMC Coupling Method using the Correlated Sampling Method

*森下 裕貴 ¹,山本 章夫 ¹,遠藤 知弘 ¹

「名古屋大学

連続マルコフモンテカルロ法(CMMC法)を用いた動的 PRA に対する感度解析は、モンテカルロ法の統計誤差の影響により多くの計算コストを要する。そこで本研究では、中性子輸送計算におけるモンテカルロ法で用いられている相関サンプリング法を CMMC カップリング手法に適用し、使用済燃料プールを模擬した体系における燃料損傷頻度の感度解析を行った。

キーワード: 感度解析, CMMC カップリング手法, 相関サンプリング法, 動的 PRA

- 1. **緒言** CMMC 法のみを用いた単純な感度解析は、基準時と摂動時の入力パラメータを用いた二つの結果 の差分から出力パラメータ変動量を計算するが、摂動量が微小であればこの差分には大きな統計誤差が付随 するため、実用的でない。このため、相関サンプリング法を CMMC 法に適用した新たな感度解析手法を開発 し、使用済燃料プールを模擬した体系における燃料損傷頻度の感度解析を行った。
- 2. **手法** 相関サンプリング法は、機器の故障率や起動率の摂動によって生じる燃料損傷頻度の変化を、基準状態において CMMC 法で求めた燃料損傷頻度と、故障率や起動率の摂動から計算されるウエイトを用いて評価する手法である。安全系機器の故障率を低下する側に摂動し燃料損傷頻度が減少する場合、ウエイトを1より小さい値とし、逆に故障率が増加する場合はウエイトを1より大きな値とする。その結果、ウエイトの1からのずれが、摂動状態における燃料損傷頻度の変化に対応する。ウエイトは事故シナリオ及びタイムステップによって変化するため、CMMC 法による事故シナリオの計算と同時に故障率や起動率が摂動する場合のウエイトも求める。相関サンプリング法を用いて燃料損傷頻度の変化を求めることで、統計精度の影響を最小にしつつ感度解析を行うことが可能となる。
- 3. 適用結果 ヒートシンク喪失→消火系ポンプによる注水→故障→消防車による注水の事故シナリオを想定した。消火系ポンプが故障し消防車による注水が実施されなければ燃料損傷に至る。単一の使用済燃料プールにおける感度解析の結果を図に示す。縦軸は基準の燃料損傷頻度と機器の故障率や起動率を摂動させた場合の燃料損傷頻度の変化量である。摂動時は、消火系ポンプの0.5 [%/hr]の故障率を1%、消防車の0.5 [%/hr]の起動率を1%増加させた。CMMC 法のサンプル数は10⁴,1.5×10⁵ [-]の二つで計算した。

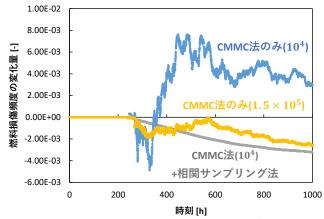


図:単一の使用済燃料プールの感度解析

図から、サンプル数が10⁴ [-]の CMMC 法のみの計算結果は統計誤差の影響で振動しているが、相関サンプリング法は適切に評価できている。また、相関サンプリング法の計算結果はサンプル数が1.5 × 10⁵ [-]の CMMC 法のみの計算結果と近いことも確認できる。さらに、構成機器が複数存在し、複数の使用済燃料プールの状態によって起動率が変化するシステムであっても、相関サンプリング法によって入力パラメータの摂動の影響について考慮可能であることを確認している。

^{*}Yuki Morishita¹, Akio Yamamoto¹ and Tomohiro Endo¹

¹Nagoya Univ.

ダイナミック PRA 手法の開発 (第3報) 主成分分析による事故シーケンスのグループ化

Development of Dynamic PRA Methodology

(3) Grouping of accident sequences using principal component analysis
*田中 洋一¹,鄭 嘯宇¹,玉置 等史¹,杉山 智之¹
¹日本原子力研究開発機構

JAEA では、ダイナミック PRA (DPRA) 手法の開発、および、DPRA を行うためのツール RAPID の開発を行っている[1,2]。本報では、DPRA により得られる多数の事故シーケンスのグループ化に主成分分析を用いることで、グループ化を効果的に行えることについて紹介する。

キーワード: ダイナミック PRA, シミュレーションに基づくリスク評価, 主成分分析, クラスタリング, レベル 1 PRA, 熱水力解析

1. 緒言

シミュレーションに基づくダイナミック PRA では、従来から行われている機器故障等の不確実さ評価に加え、事象発生時間等の不確実さも同時に取り扱うことができる。ただし、計算量が膨大になるため、事故進展に大きく寄与する機器故障や事象を直接評価することは困難であるが、事故進展の傾向が同じものをグループ化することで評価しやすくなる。グループ化を効果的に行うため、不確実さを考慮する変数に対して、相関の無い少数で全体の傾向をよく表す主成分と呼ばれる変数を導き出す手法(主成分分析)を DPRA ツール RAPID(Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics)のクラスタリングの機能に実装し、当該機能を用いてグループ化を行った。

2. 主成分分析を用いたグループ化の事例

BWR プラントを対象とした全交流電源喪失(SBO)事故について、シビアアクシデント総合解析コード THALES2 を用いたシミュレーションを行った。非常用電源の回復時間や逃し安全弁(SRV)の故障タイミング等をサンプリングにより入力値として与えて、燃料被覆管最高温度や炉内の圧力・水位等の出力結果を得た。これらの入出力変数に対して主成分分析を行い、第一主成分(分散が最も大きい主成分)と第二主成分(第一主成分と直交する主成分の中で分散が最も大きい主成分)を用いて、k-means 法によるクラスタリングを行った。図1はその結果であり、第一主成分の値によって二つのグループ(紫色と緑色)に分かれた。また、炉心冷却の成功(●点)・失敗(×点)の分布ともおおよそ一致した。さらに、第一主成分に対する各変数の重み係数(図2)より、炉心冷却への影響が大きい変数(重み係数の絶対値が大きいもの)を抽出することができた。

3. まとめ・今後の予定

SBO 事故のシミュレーション結果に対して主成分分析を適用し、少ない変数で効率的に事故シーケンスのグループ化を行った事例を示した。主成分に対する各変数の重み係数は、事故進展への寄与度を表すものであり、時間的な要素を考慮した重要度と捉えることができる。今後は、事故シナリオにおける重要度との関係性についても検討を進めていく予定である。

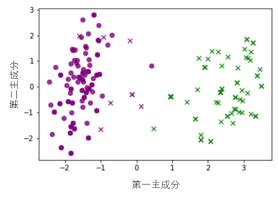


図1. 主成分を用いたクラスタリングの結果

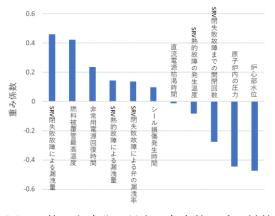


図2. 第一主成分に対する各変数の重み係数

謝辞 本報は、原子力規制庁「令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費(動的レベル1確率論的リスク評価手法の開発)事業」の成果の一部である。

参考文献 [1] 玉置 他, "ダイナミック PRA 手法の開発 (1) JAEA における開発の概要,日本原子力学会 2020 年秋の大会 [2] 鄭 他, "ダイナミック PRA 手法の開発 (2) 手法の構築及びツールの開発",日本原子力学会 2020 年秋の大会

^{*}Yoichi Tanaka¹, Xiaoyu Zheng¹, Hitoshi Tamaki¹, Tomoyuki Sugiyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

動的レベル 2PRA 手法の早期大規模放出頻度評価への適用に関する研究

Study on the Applicability of Dynamic Level 2 PRA to Estimating Large Early Release Frequency

*鄭 嘯宇¹, 高原 省五¹, 玉置 等史¹, 杉山 智之¹, 丸山 結¹

1日本原子力研究開発機構

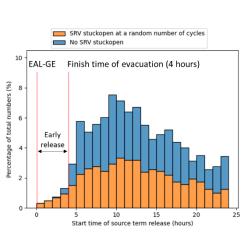
動的確率論的リスク評価(PRA)手法は、事故シーケンスの網羅性の向上や、事故影響の時間依存性のより明示的なモデリングを可能とする。動的 PRA 手法を用い、様々な事故シーケンスにおける放射性核種の環境中への放出開始時間を推定し、リスク指標として早期大規模放出頻度(LERF)を評価することにより、防災計画の策定や重要度評価プロセスの実施に際し有用な情報の提供を図る。

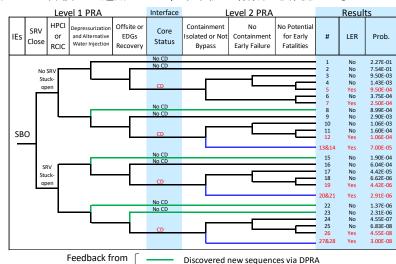
キーワード:動的 PRA, ソースターム, MELCOR2.2/RAPID, 早期大規模放出頻度

1. **緒言** 原子力規制委員会や米国 NRC の重要度評価プロセスは、リスク情報を活用し、検査の指摘事項の安全上の重要度を決定するものである。その重要度を定量的に評価する際、炉心損傷頻度 (CDF)、格納容器機能喪失頻度 (CFF) や早期大規模放出頻度 (LERF) 等のリスク指標を計算する必要がある[1]。しかし、ソースタームの特性が事故進展や時間に依存するため、LERFの計算には不確かさが含まれている。

2. LERF 評価手法の提案と実施例

- 2-1. 動的 PRA による LERF 評価手法 参考文献[2]の簡易な LERF 評価手法は、NRC の規制指針 RG1.174 に使われており[3]、Level 1 PRA の事故シーケンスを炉心損傷の有無で分類し、格納容器イベントツリー(CET)を用いて LERF を計算する。本研究で提案する手法は、Level 1&2 PRA のモデルを統合した上で、様々な事故シーケンスを生成し、シビアアクシデント(SA)解析コードを用いて放出開始時間の分布を推定する。避難完了時間よりも放出開始時間の方が早い場合には早期放出として判定し、多数の SA 解析結果から統計的に LERF を推定する。
- **2-2. シミュレーションに基づいた実施例** 選定した事故の初期条件は、BWR における「全交流電源喪失事故 (SBO) +逃がし安全弁 (SRV) 再閉失敗」である。バイパスと過圧破損の格納容器機能喪失モードを考慮し、簡易な格納容器イベントツリーを構築した。SA 解析コード MELCOR2.2 [4]と動的 PRA ツール RAPID [5]を用い、モンテカルロシミュレーションにより多数の事故シーケンスを生成し、SA 解析を行った。
- 2-3. 結果 放出開始時間の分布を図1(a)に示す。ここで、全面緊急事態(EAL-GE)宣言から予防的防護措置を準備する区域(PAZ)内の住民が避難を完了するまでの時間を4時間とした[6]。SRV 開固着のシーケンスが早期放出に占める割合が相対的に高いことが判る。各シーケンスの条件付き確率を図2(b)に示す。青線で示すシーケンスは早期炉心損傷発生及び格納容器バイパスであり、避難完了前に放出が開始されることから早期放出に分類した。また、緑線で示すシーケンスは動的PRAにより新たに抽出されたものである。
- 3. 結論 動的 PRA 手法の導入により、事故シーケンスの網羅性が向上し[5]、放出開始時間の分布を定量的に評価可能になった。時間依存性を有する LERF 評価への適用により、本手法の有効性を確認した。





(a) 放射性核種の放出開始時間の確率分布

dynamic PRA to static PRA し ____ Merged less-realistic branches after considering time 分布 (b) 動的 Level 2 PRA の結果と PRA モデルへの反映

図1 動的 PRA を用いた放射性核種の放出開始時間分布及び各シーケンスの発生確率

謝辞 原子力規制委員会原子力規制庁「令和 3 年原子力施設等防災対策等委託費(動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発)事業」で開発した RAPID ツールを活用し、JAEA の大型計算機「HPE SGI8600」を用いて得られた成果である。 **参考文献** [1] U.S. NRC, NUREG-1765 (2002). [2] W.T. Pratt, NUREG/CR-6595, Rev.1 (2004). [3] U.S NRC, RG1.174, Rev.3 (2018). [4] L.L. Humphries, MELCOR Computer Code Manuals (2018). [5] 鄭ら,日本原子力学会 2021 年秋の大会,2G14 (2021). [6] R. Summitt, Use of Severe Accident Codes to Refine LERF to Support Realism in LERF Estimates, PSA2021 (2021).

^{*}Xiaoyu Zheng¹, Shogo Takahara¹, Hitoshi Tamaki¹, Tomoyuki Sugiyama¹ and Yu Maruyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

[3G_GM] The 10th General Meeting of Risk Division

Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room G

[3G_GM] General Meeting

(Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room G)

[3G_GM] General Meeting

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

[3G_PL] Latest trends of Dynamic PRA

Chair: Toshinobu Kita (CRIEPI)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G

- [3G_PL01] Efforts for Development of Dynamic PRA methodorogy in Nuclear Safety Research Center of JAEA
 - *Hitoshi Tamaki¹ (1. JAEA)
- [3G_PL02] Display of Dynamical Behaviour of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System
 - *Takeshi Matsuoka¹ (1. Utsunomiya Univ.)
- [3G_PL03] Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard *Hitoshi Muta¹ (1. TCU)

リスク部会セッション

Dynamic PRA の最新動向 Latest trends of Dynamic PRA

(1) ダイナミック PRA 手法の構築に向けて

—JAEA 安全研究センターにおける取り組み—

(1) Efforts for Development of Dynamic PRA Methodology in Nuclear Safety Research Center of JAEA *玉置 等史 ¹

1日本原子力研究開発機構

1. 緒言

イベントツリー、フォールトツリーを用いた確率論的リスク評価(PRA)では故障等の発生するタイミングや故障に伴う熱水力等のプラント内応答を保守的に設定した評価を行うため、これらの影響を正確に反映出来ない点が同手法に基づく評価の限界であることが指摘されている[1]。そこで、時間依存性やプラント状態をより正確に取り扱うことを目指した Dynamic PRA(DPRA)手法の開発が進められている。DPRA の実施に向けて、プラントシミュレーションに基づくアプローチ、故障発生条件や機器の状態の時間依存性に着目したアプローチなど様々な評価方法の検討が行われているが、その中でも、近年のコンピュータ性能の向上に伴いシミュレーションに基づく DPRA への期待が高まっている。この DPRA では、機器故障等の従来の不確実さ評価に加え、事故進展の不確実さを同時に取り扱うことができる、評価結果に時間依存性を考慮できるという利点を鑑み、JAEA 安全研究センターでは手法の構築及び解析に必要なツールの開発に平成 29 年度より着手した。

2. JAEA における DPRA 手法の開発

構築した DPRA 手法は、故障が発生するタイミングをサンプリングする動的イベントツリー法をベースに、確率モデルに基づく事故シーケンス生成機能、生成した事故シーケンスによるシミュレーションの実施・制御機能、多ケース解析による結果からリスク情報を抽出する処理機能から成る。この評価を行うため、RAPID(Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics)の開発を進めた。RAPID の特徴として、確率論的な信頼性モデルと決定論的なシミュレーションを緊密にカップリングすることを念頭に開発したことにより、シミュレーションから得られるプラント状態が確率モデルや損傷モデルに与える影響を考慮することができることが挙げられる。その他、DPRAでは統計的に必要なケース数の解析が必要なため効率的な実施が重要となる。これを実現するため解析対象に応じたサンプリング法の拡充、シミュレーションの高速化、もしくは簡易評価モデルの利用など様々な方法を選択・組合せができるような整備[2,3]を行った。

3.RAPID による解析

RAPID を用いて BWR プラントの全交流電源喪失 (SBO) 事故シナリオへの適用を試みた[4]。解析では逃がし安全弁 (SRV) の熱的故障や再循環ポンプのシール損傷の規模への圧力や温度といったプラント状態の反映を行い、パラメータ間の相関性を考慮した評価が可能であることを示すとともに、RAPID による動的評価への適用可能性を確認した。また、RAPID の開発コンセプトを利用し簡易な熱流動モデルを利用した多数基立地での SBO 発生時の事故進展解析を行い、条件付炉心損傷確率及び大規模放出確率の導出が可能であることを示した[5]。

DPRAによる多ケース解析結果から炉心損傷頻度(CDF)等のリスク情報を抽出するため、クラスタリング技術によるグループ化機能を RAPIDに実装している。RAPIDでは得られた時系列データの類似性に基づく方法と入出力パラメータで表すベクトルの特徴量に基づくクラスタリングを可能としている。これらグループ化処理により事故進展の類似性から炉心損傷に至る故障を特定できる可能性を示した。また入出力パラメータで表すベクトルのクラスタリングのために行う前処理で得られるパラメータの重み値から炉心損傷へ

の影響を客観的に導ける可能性を示した[6]。

4.DPRA 研究の今後の展望

DPRAにより従来保守的に想定していた条件に対し、機器等の故障のタイミングとその時のシミュレーションに基づくプラント応答が明確になることから事故シーケンス解析の網羅性の向上が見込まれる。また、従来のカットセットに故障のタイミング情報や発生順序を考慮できることで重要度評価に時間的要素を反映できる。加えて、シミュレーションとの連携による評価のため、例えば熱出力の向上や事故耐性燃料の導入に対し解析モデル化が可能であれば、基事象の発生頻度や使命時間等の検討を前もって行う必要がない。一方で統計的に有意な異常状態もしくは事故状態を導出するには計算コストが非常に高くなるため効率的な実施が必要となる。安全研究センターではこのような利点を有する DPRA を行うため、評価手順の構築及び評価ツールを開発し、簡易化した SBO シナリオ解析を通じて動的評価が可能であることを示した。また、詳細な評価のための効率的な実施に向けて、シミュレーションを統計的な代替評価モデルに置き換える方法などを提案した。今後、これら提案した方法を用いて、詳細な事故シナリオへの適用や、時間・プラント依存の故障率を考慮するため、プラントパラメータと故障確率モデルとの緊密なカップリングによる評価を目指すとともに、時間的要素を踏まえた重要度評価及び検査制度への提案を目指す。

謝辞 本報告は、原子力規制庁「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(動的レベル1確率論的リスク評価手法の開発)事業」の成果を含んでいる。

- [1] G. Apostolakis, et al., "Time-depend accident sequences including human actions", J Nuc. Technol, vol. 64 pp. 115-126 (1984)
- [2]久保、他、"ダイナミック PRA のためのサンプリング手法の検討"、原子力学会 2020 年春の年会
- [3]鄭、他、"多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の開発"、原子力学会 2021 秋の大会
- [4]Y.Tanaka, et al, "Enhancement on the Treatment of System Interaction in Dynamic PRA Tool", PSAM15
- [5]X.Zheng, et al, "Simulation-based Level 2 Multi-Unit PRA Using RAVEN and a Simplified Thermal-Hydraulic Code", PSAM15
- [6]田中、他、"ダイナミック PRA 手法の開発(第3報)主成分分析による事故シーケンスのグループ化"、原子力学会 2022 春の年会

^{*}Hitoshi Tamaki¹

¹Japan Atomic Energy Agency

リスク部会 Dynamic PRA の最新動向 Latest trends of Dynamic PRA

(2)リスクモニターにおける原子カプラント状態の動的挙動の表示 -GO-FLOW 手法の応用-

(2) Display of Dynamical Behavior of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System
- Use of the GO-FLOW Methodology and Interactive Update -

*松岡 猛1

1字都宮大学地域創生推進機構

1. 序論

原子力プラント事故、特に苛酷事故では事故の推移にともないプラント構成の状況が劇的に変化していく。それに伴い、プラントの安全運転・事故進展防止のために要求されるミッションも変化していく。そのためプラント運転員はプラント状態を即座に総合的に理解し、その情報を運転判断に活用する必要がある。本発表では、リスクモニターシステムの中で GO-FLOW 手法[1]をいかに使用するかを中心に説明する。

リスクモニターは基本的にはリビング PSA に基づいている。事故に伴い動的に変化するプラント状態を実時間で解析する必要があり、現状のプラント状態から今後どのような状態になり得るか、ミッションの成功確率等を示すことが重要である。リスクモニターに向かい合っている運転員は、リスクモニターにプラントの現在の条件を入力し、現状および今後のプラントのリスク状態を相互作用的に得る。そのために GO-FLOW 解析をプラント状態の変化、ミッションの変化に柔軟に対応して実施する仕組みを検討した。

本発表では BWR プラントを取り上げ、福島第一事故[2]に基づいた仮想的な事故進展を設定した。

解析結果をリスクモニターに表示する際には、解析条件や境界条件なしに結果のみを示すことは時として 誤解釈をもたらしてしまう。また、解析結果の不確実幅も判断を下す際に重要な情報となる。

2. リスクモニター

2-1. リスクモニターシステム

リスクモニターの用語は IAEA により「プラント固有の実時間解析ツールであり、システム及び機器の実際の状態に基づいて瞬時リスクを決定する。」と述べられている[3]。リスクモニターは基本的にはリビング PSA に基づいており、リビング PSA と同じ頻度で更新され、運転員判断に使用される。最初のリスクモニターESSM は 1988 年に Heysham 2 において開発された[4]。現在ではあらゆるプラントにおいて使用されている。

ここでは、リスクを単に苛酷事故に限定するのではなく、プラント状態の異常に伴う全ての種類の危険な 状態を含むものとする。要求されたミッションの失敗は時として事故に至るので、プラントの現状から判断 して将来におけるミッションの失敗確率を提示することも重要である。また、システムのアベイラビリティ に加え、冷却水インベントリー、プラント周辺の放射線レベルも運転員にとり重要な情報となる。

2-2.信頼性解析における重要事項

動的に変化する複雑なプラントシステムの信頼性解析においては以下の項目が重要となる。

共通原因故障:もし単一の事象が複数の機器に影響を及ぼす場合、複雑システムにおける冗長性が破られる可能性がある。そのため共通原因故障が解析において適切に取り扱われていなければならない[5]。

フィズドミッション問題:事故の進展に伴い要求されるミッションは変化していく。それ故、フィズドミッションの状況も適切に取り扱う必要がある。

システム間の従属性:複数のシステム間で共通に使用されている機器がある場合は、それらのシステム間に従属性が発生する。これも適切に取り扱う必要がある。

ループ構造の影響:大規模複雑システムにおいては相互に支援し合う等のループ構造がしばしば存在して

いる。信頼性解析においてこの影響を正しく取り扱う必要がある[6]。

不確実さ:不確実さの幅に関する情報は解析結果を適切に判断するために重要である。

2-3. リスクモニターに必要な機能

動的な挙動を示すプラントのリスクモニターでは以下の機能を考慮する必要がある。リスクモニターに向かい合っている運転員は、リスクモニターにプラントの現在の状況を入力し、現状および今後のプラントのリスク状態を相互作用的に得る。そのために GO-FLOW 解析がプラント状態の変化、要求されるミッションの変化に柔軟に対応して実施される必要がある。更新された解析結果は自動的に図表の表現形式でリスクモニター画面に表示されなくてはならない。それにより運転員はリスク状態を容易に直観的に理解することができる。

3. GO-FLOW 手法

本研究では、ミッションの成功確率を GO-FLOW 手法を用いて計算した。そこで GO-FLOW 手法について 簡単に記述する。

GO-FLOW 手法は成功確率を追うシステム信頼性解析手法で、システムの信頼度、アベイラビリティを評価することができる。モデル化手法により、信号線とオペレータより構成された機器/サブシステム/システムの工学的機能を表している図(チャート)を作成する。図中の機能的な要素(オペレータ)は物理的な機器の故障・動作や論理的な機能(AND、OR等)あるいは信号発生器をモデル化している。現在14種類のオペレータが定義されている。オペレータ内での計算式は参考文献[1]に掲載されている。オペレータの出力信号線は他のオペレータの入力信号線として用いられ、作成された図がシステム全体の動作、状態変化等を表現する。特定の値(故障確率、動作確率等)が各オペレータにデータとして与えられている。

信号線は特定の物理量や情報の存在を表している。信号線の存在は、現に存在している場合に加えて、存在する可能性(下流の抵抗・障害が全て取り除かれたとき存在する場合)も含む。信号線には強度(intensity)という量が付随しており、信号の存在確率を表している。

有限の離散的な値がタイム・ポイントとして定義され、システムの時間的推移を表すため用いられる。信 号線がタイプ 35, 37, 38 のオペレータの副入力線として用いられる場合信号線強度はタイム・ポイント間の 時間経過量を表す。

解析の第一段階は対象工学システムをモデル化して GO-FLOW チャートを作成することである。この作業

は図1に示す様なGO-FLOW チャートエディターというPC上のソフトでインタラクティブに行うことができる。この時、タイム・ポイント情報、各種データも定義・割り付けて行くことができる。

解析は信号線の上流から下流への順番に行われる。エディターに組み込まれた解析プログラムが実行され、結果が得られる。GO-FLOWでは、共通原因故障、フェイズドミッション問題が実施でき、ミニマルカットセットの同定、不確実さ解析、感度解析も可能である。

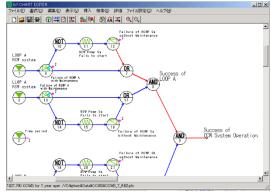


図1 GO-FLOW チャートエディター

4. 解析対象システム

本研究では、一般的な BWR システムを取り上げた。本システムには 5 つのループ構造が見られ、全体のシステム図は先行研究[7]に掲載されている。

4.1 仮想的な事故シーケンス

以下の事故シーケンスを福島第一原子力発電所事故[2]を参考に設定した。

最初、原子炉が正常に運転されている。ある時点で外部電源が喪失し非常用発電機(EDG)が起動され発電が継続される。次に2基のEDGのうちの1基が故障により停止するが発電は継続させる。その次に第二の

EDG も停止する。この時、原子炉の発電はタービン発電機を用い継続する。この状態では電力供給はループ 構造により得られている。次の段階で、原子炉を停止させる。これ以降ミッションは発電から炉心冷却へと 移る。AC 電源喪失で所内電源喪失状態となる。RCIC(隔離時冷却系)と HPCI(高圧注入系)が順次使用さ れる。両システムの使用が不可となった後、消防ポンプが主冷却系に接続され清水タンクからの冷却水を注 入し、清水枯渇後は海水を用い冷却する。このような経緯で電源回復を待つ。この状況をまとめたのが表1 である。 表1 各システムの使用状況

4.1 故障率データ

故障率は原子力学会のレベル 1PSA 標準 手順書[8]および IAEA で収集したデータ [9]に基づいて設定した。不確実さ幅は 原子炉安全性研究[10]の考えを参照した。

5. GO-FLOW モデリング

仮想的な事故シーケンスを GO-FLOW チャートを用いモデル化した。そこでは 時間経過とともに要求されるミッション、 使用される機器・システムが規定されている。本研究では 1 枚の大きな GO-FLOW

チャートを作成し、関連するシステムを全て組み込んである。 それ故、解析は一度の計算で終了し設定時間のすべての期間 にわたって変化していくミッションの成功確率が得られる。

もし異なる事故進展、条件を評価する必要がある場合は、 異なる GO-FLOW モデルで再計算を実施しなければならない。 今回作成した大きな GO-FLOW チャートでは、チャート構造 を変えることなく、作動させるサブシステム、タイミング等 をパラメータ―値の変更のみで変更することができる。図 2 は GO-FLOW 解析プログラムの入力データの一部であり、 EDG、ポンプ、HPCI、RCIC 等の作動の開始/停止時刻を規 定する部分を赤字で表現している。

この様に入力データに直接アクセスすることにより素早く 異なった事故条件、運転員対応についての評価結果を得るこ とができる。

C-14	Phases←							
Subsystems	1←	2←	3←	4←	5←	6←	7←	8←
Off Site Power	۲٦	\neg	\neg	\rightarrow	\vdash	\vdash	\neg	\leftarrow
Turbine←	4 7	۲٦	- (7	- (7	\forall	\forall	\forall	\leftarrow
EDG 1←	← ()-1	- ←	\leftarrow	\forall	\forall	4	\leftarrow
EDG 2←	← ()	/ 1	\forall	\forall	\forall	\forall	\leftarrow
RCIC←	\leftarrow	7	4	₽)-1	\forall	4	\leftarrow
HPCI←	\leftarrow	$\overline{\lor}$	\leftarrow	\leftarrow	₽) 	4	↩
Fire Pump←	\leftarrow	4	7	eg	\neg	₽)	4
Pure Water	\leftarrow	Ų.	Ų	\leftarrow	\forall	₽) ,	. 4
Sea Water	\vdash	\leftarrow	\leftarrow	\forall	\forall	\forall	₽	<u> </u>

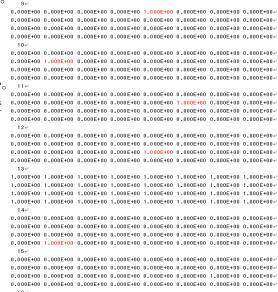


図2 GO-FLOW 解析プログラム入力データ

6. 解析結果

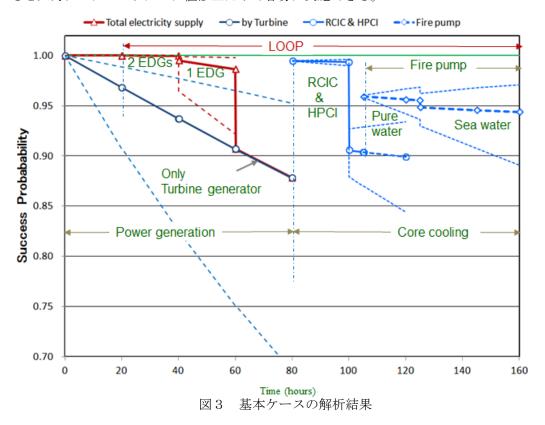
6.1 基本ケース

基本ケースとして以下のプラント状態の進展を設定した。

- 1. 定常運転が20時間経過後、所外電源喪失発生。EDG1及び2が即時起動。
- 2. 40 時間後に EDG1 停止。60 時間後に EDG2 停止。
- 3. 蒸気タービンによる発電を80時間後まで継続後停止。
- 4. RCIC 運転開始。HPCI をバックアップとして使用。
- 5. 100 時間後に RCIC 停止。HPCI をさらに 10 時間動作させる。
- 6.110時間後に消火ポンプを接続。清水を注入。
- 7. 125 時間後に海水注入に切り替える。

解析結果を図3に示す。90%不確実さ幅を点線で示してある。タービン発電機のみによる発電の60から80

時間の間、及び 100 から 110 時間の HPCI のミッションの成功確率は低くなっている。もし運転員がこのグラフを見ると、プラントリスクは少々高く他の選択肢を検討したくなるであろう。例えば、RCIC の開始時刻と消火ポンプの接続時刻を早めたらどうなるかである。この変更は今回の大きな GO-FLOW チャートのモデルを用いると入力データのパラメータ値修正だけで容易に実施できる。



6.2 基本ケースの修正および他のサブシステム不動作状態

HPCI および消火ポンプ接続を早めた場合を図4に示す。0から160時間全域にわたり比較的高いレベルのミッション成功確率が得られている。

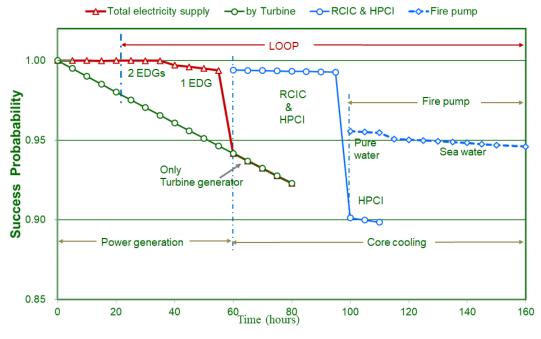
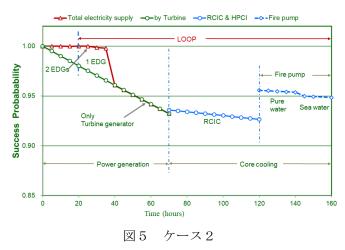
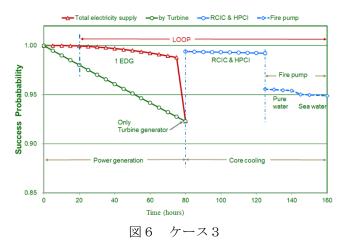


図4 基本ケースにおいて HPCI 開始、消火ポンプ接続を早めた場合



っている。全期間にわたり比較的高い信頼度が得られている。



ケース 2 においては、HPCI と EDG1 が不具合でどちらも使用不可の場合である。40 時間以降、ミッション成功確率が低い値となっている。基本ケースのデータを少し変更するだけで本ケースが計算可能である。ケース 3 では、EDG と RCIC をそれぞれできるだけ長時間使用し、HPCI はバックアップとしての使用に限

7. 議論及び結論

2 節において述べた様にリスクモニターでは更新された解析結果を自動的に図表形式で提供できなければならない。現状の GO-FLOW 解析体系[11]では解析結果を自動的に図表形式で得ることはできるが、リスクモニターとつなげるためのインターフェイスを作成する必要がある。解析例で示したように使用するサブシステムの変更、使用期間の変更等の条件を容易に解析に反映できる。

解析結果の数値(成功確率)は要求されるミッションの種類、冷却能力の違い等も考慮して 判断されるべきで、このような情報もリスクモニターには重要となる。解析条件や境界条件なしに結果のみを示すことは時として誤解釈をもたらしてしまう。また、解析結果の不確実幅も判断を下す際に重要な情報となる。

動的な事故進展に対応した実時間解析が容易に実施できる GO-FLOW 手法のリスクモニターへの活用が有用であることが示された。

- [1] Matsuoka, T and Kobayashi M. (1988). GO-FLOW A New Reliability Analysis Methodology. Nuclear Science and Engineering 98, 64-78.
- [2] Prime Minister of Japan and his Cabinet (2011). Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations –.
- [3] IAEA (1999). Living Probabilistic Safety Assessment (LPSA). IAEA-TECDOC-1106.
- [4] Holloway, N.J. (1994). Risk-Based Management of Safety Systems' Availability. NEA/CSNI/R(94)21.
- [5] Matsuoka, T. and m. Kobayashi (1997). The GO-FLOW reliability analysis methodology—analysis of common cause failures with uncertainty, Nuclear Engineering and Design. 175, 205–214.
- [6] Matsuoka, T. (2012). Generalized Method for Solving Logical Loops in Reliability Analysis. PSAM-11, Helsinki, Finland, June 25-29.
- [7] Matsuoka, T. (2016), Transition of the mission success probability under severe accident conditions: analysis by the GO-FLOW methodology and the consideration of uncertainty. International Journal of Nuclear Safety and Simulation 7(2),119-128.
- [8] Japan Atomic Energy Society (2008). A standard for Procedures of Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation (Level 1 PSA). AESJ-SC-P008.
- [9] IAEA (1989). Survey of ranges of Component reliability data for use in probabilistic safety assessment. IAEA-TECDOC-508.
- [10] U.S.NRC (1975). An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants Appendix III Failure Data, WASH-1400, NUREG-75/014.
- [11] Matsuoka, T. (2018). Dynamic Behaviour of Nuclear Power Plant State under Severe Accident Conditions: Analysis by the GO-FLOW Methodology and the Consideration of Loop Structures. In Aldemir, T (Eds.), Advanced Concepts in Nuclear Energy Risk Assessment and Management, pp.427-476, World Scientific Publishing Co Pte Ltd.

^{*} Takeshi MATSUOKA1

¹Utsunomiya Univ., Collaboration Center for Research and Development

リスク部会セッション

Dynamic PRA の最新動向 Latest trends of Dynamic PRA

(3) マルチレイヤーインタラクションモデルを用いた動的リスク評価手法

(3) Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard

*牟田 仁¹ 東京都市大学

1. 緒言

近年,原子力規制委員会の新規制基準や新しい検査制度において PRA の知見が参考にされることとなり,原子力発電所及び原子力関連施設のリスクに関する幅広い知見が必要となる.確率論的リスク評価(PRA)はリスクに関する知見の提供に大いに役立つものであると考えられ、様々な研究開発やケーススタディが行われてきている.

従来からの原子力発電所及び原子力関連施設を対象としたレベル 1 の確率論的リスク評価(PRA)手法は、 炉心損傷頻度をリスクの指標としているが、主として年平均のリスクを評価することを主眼に置いてきた. これは、最初に手法整備がなされた内的事象を対象としたレベル 1 PRA においてリスク源がランダムに発生 する安全設備を構成する機器の故障や関連する運転員の人的過誤にあるとしていることによる.

原子力発電所を対象とした内的事象レベル 1 PRA の手法開発の後に、PRA 手法は以下の三つの観点からスコープの拡大が進められてきた。

(1) 事故進展の拡張

炉心損傷を対象とするレベル 1 PRA から、格納容器の健全性に関するレベル 2PRA 及び公衆リスクを評価するレベル 3PRA

(2) 運転状態の拡張

通常運転状態から、定期検査等によるプラント停止時(低出力時を含む)

(3) リスク誘因事象の拡張

機器のランダム故障及び人的過誤から、外部自然現象(地震、火災、津波等)

しかしながら、これまでの PRA 手法開発の経緯では様々な経時的な状態変化の取り扱いに課題を抱えている. PRA で最も重要なのは事故シナリオを明確にすることであり、このためには状態変化に即した動的な PRA モデルを導入し、上記課題を解決する必要がある.

本稿では、動的 PRA モデルの分類を行うとともに、動的 PRA モデル導入の一環として筆者らが実施してきた動的 PRA に関する研究の紹介をする.

2. 動的 PRA 手法

2-1. 動的 PRA 手法の分類

前述の PRA スコープ拡大の観点(1) 事故進展の拡張においては、リスクを評価する範囲を原子炉内から格納容器内、更には発電所外の環境へ拡張していくことが主眼であるが、事故進展に応じてプラントの状態(原子炉内や格納容器内の状態)や安全設備の状態(機能喪失、復旧、従属故障、起動時間遅れ等)が変化することで起こりうる事故シナリオの幅は大きくなり、複雑さを増すことになる。また観点(2) 運転状態の拡張においては、通常運転状態は大きな変化が無いことに対し、プラント停止時はシステム、機器の点検により、待機している安全設備の状態が経時的に変化するため、この変化をモデルに組み込む必要がある。現状、プラントの状態をいくつかに分類し、その間は変化しないものとして時系列を考慮している。(3) リスク誘因事象の拡張においては、炉心損傷を引き起こす起因事象の誘因事象として、内的事象に加えて外部自然事象等

を考慮してきている、外部自然事象は、例えば、地震の後に津波や余震が発生する場合や地震によるプラン ト内部機器の損傷による内部溢水など、経時的にプラントの状態が変化することで安全設備へ影響する可能 性があり、これをモデルに組み込む必要がある.

これらを主に二つのカテゴリーに分類すると以下のようにまとめられる.

A) 物理現象の動的なモデル化

原子炉や格納容器の熱水力挙動、建屋内の火災事象、或いは FP 挙動等が該当する、解析コードによ るシミュレーションで物理現象の挙動を明らかにし,これを動的イベントツリーと組み合わせて経時 的な事故シナリオを表現する.

B) 複数の発生可能性のある事象の動的なモデル化

地震随伴津波事象、地震(本震)に対する余震の発生、或いは地震発生後の内部溢水事象等が該当す る.事象間の因果関係や相互作用を考慮し,更には人間系の意思決定や操作等も関係する.個別の物 理現象は解析コードのシミュレーションを用いるが、事象の発生は論理的にモデルを構築する.

次章では、上記の B)に関連する研究の紹介をする.

2-2. マルチレイヤーインタラクションモデルを用いた動的リスク評価手法

大規模な地震発生を想定すると、その地震規模の大きさから複数の事故が原子力関連施設やその周辺で同 時発生することが想定され、それらの事故が互いに相互作用を及ぼすことが考えられる。また、安全機能を 有する多数の設備が故障するなどにより、可搬型の設備を用いた人的操作による事故対応が多くなることが 想定され、その場合、機器故障や人的操作による事故への影響のフィードバックが生ずることが考えられ る。このため、深層防護レベル4及び5に相当する事故のリスク評価では、これらの相互作用を考慮できる 動的な定量評価手法が必要となる。しかし、従来のPRA 手法は、個々の機器の故障や人的操作の失敗に主 眼をおいた評価手法であり、静的な評価手法であるため、このようなリスク評価へ適用するには不十分であ る。また、このような相互作用を考慮した動的なリスク評価手法は、核燃料施設だけでなく、原子力発電所 においても未成熟であると考えられる。

筆者らはこのような評価、特に深層防護レベル4に対応する事故や対策に対するリスク評価を可能にする ため、Leveson が開発したSTAMP/STPA 手法を導入した。STAMP/STPA は、システム理論に基づくアクシ デントモデルであり、システムを構成する機器間の制御の相互作用の観点からリスクを分析するのに適した

方法である。ただし、STAMP/STPA は、「制御」に関する相互作用のみ を取り扱い、「物理的な影響」や 「物質の移動」といった作用につい ては考慮されていないことから、筆 者はSTAMP/STPA で考慮する相互 作用に「物理的な影響」や「物質の 移動」といった作用を加えることに より、その分析対象を拡張した。ま た、STAMP/STPAは定性的なハザー ド分析手法であるため、リスク評価 に必要な定量評価手法の構築が必要 となる。この課題に対し、筆者は STAMP/STPA に従来のPRA方法を 結びつけたインタラクション・マル チレイヤ・モデルを新たに開発し た。

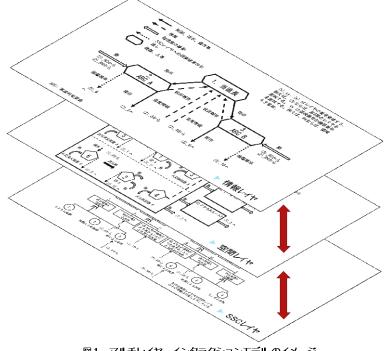


図1. マルチレイヤーインタラクションモデル のイメージ

システム構成や状態が大きく変化した場合は、変化したシステム状態に対して新しいマルチレイヤを構築する必要がある.このため、マルチレイヤの連続性を踏まえ、刻々と変化するシステム全体の構成を動的に定量評価するための枠組みを構築する必要がある.このようなシステムの変化は、状態遷移確率によって分析でき、マルコフ連鎖等に基づくダイナミックイベントツリー(DET)で表すことができるものと

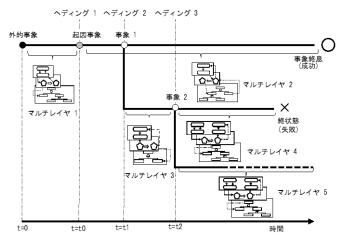


図2. 連携するダイナミックイベントツリーのイメージ

考えられる.システムの状態遷移は、状態遷移図等を用いて定性的に抽出できる.このように、インタラクション・マルチレイヤ・モデルとDETを組み合わせることで、システム全体の状態を動的に定量評価することが可能になる.

3. 結言

本稿では、ダイナミック PRA の最新動向の一例として、マルチレイヤーインタラクションモデルを用いた動的リスク評価手法の開発を紹介した。本手法は、上記で紹介した例のように深層防護レベル 4 に対応する事故や対策に対するリスク評価のみならず、原子力発電所外部の一般住民の避難に関するリスク評価にも適用可能と考えており、今学会の別セッションで紹介する予定である。

ここで紹介したリスク評価手法の今後の課題として、個々の機器や人間系の間の相互作用の動的定量評価のためのフレームワークの構築及びシステム構成の変化に対応するための動的定量評価のためのフレームワークの構築があると考えられ、継続的な研究をおこなっていく予定である.

- 1. N. G. Leveson, "Engineering a safer world, Systems thinking applied to safety," The MIT Press (2012).
- 2. N. G. Leveson and J. P. Thomas, "STPA handbook" (2018)., https://psas.scripts.mit.edu/home/get_file.php?name=STPA handbook.pdf.
- K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, "Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard," Proceedings of the 30th European Safety and Reliability Conference and the 15th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference, Venice Italy, 01-05 November 2020, 5713, ESREL2020-PSAM15 Organizers, Research Publishing, Singapore, ISBN/DOI: 978-981-14-8593-0, (2020).
- 4. K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, "Application of Interaction Model Impacting on Accidents Caused by Earthquake in Nuclear Facilities," 17th World Conference on Earthquake Engineering, 17WCEE, Sendai, Japan September 13th to 18th 2020, 8c-0044, (2020).
- 5. Kenji MORI, Hitoshi MUTA and Yasuki OHTORI, "Development of interaction model on the risk assessment method for nuclear facilities considering impact of external natural hazard", Journal of Nuclear Science and Technology, Published online: 14 Dec 2020, 58(5), pp.542-566, 2020.

^{*}Hitoshi Muta¹

¹Tokyo City University.

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

[3G09-12] Seismic Evaluation

Chair: Sunhyon Jan (Hokkaido Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:00 PM Room G

[3G09] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai¹, Yasuki Ohtori², Noa Matsumaru², Hitoshi Muta², Yoshifumi Katayama³ (1.

CRIEPI, 2. TCU, 3. Chuden Engineering Consultants CO.,LTD)

2:45 PM - 3:00 PM

[3G10] A Fremework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Noa Matsumaru¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai², Yoshifumi Katayama³ (1.

TCU, 2. CRIEPI, 3. CEC)

3:00 PM - 3:15 PM

[3G11] Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

*Katayama Yoshifumi¹, Yasuki Ohtori², Toshiaki Sakai³, Muta Hitoshi² (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM

[3G12] Importance Measure Considering Common Cause Failure

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. TCU)

3:30 PM - 3:45 PM

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク その 11: 損傷確率を指標とした非常用炉心冷却系設備に対する RI-PB 設計の適用

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part 11: Case Study on Application of RI-PB for Emergency Cooling System Considering Failure

Probability as a Performance Target

*酒井俊朗¹, 大鳥靖樹², 松丸望亜², 牟田仁², 片山吉史³ 「電中研, ²東京都市大, ³中電技術コンサルタント

抄録 本報では、RI-PB に基づく耐震設計の試検討として、原子炉非常用炉心冷却系システムに関してフォールトツリーを適用してリスクのバランス化が図られた結果を目標損傷レベルとしての与条件として、冷却系取水構造物に対して最適設計を行った結果について報告している。

キーワード: RI-PB, 最適設計, リスクプロファイル

- 1. **緒言** 地震国である我が国で耐震設計について RI-PB を適用することは有用であるが、RI-PB 設計を具現化する上で目標をどう設定するかは検討する必要がある。不確実さの大きい事象に対してはリスクのバランス化を図ることの重要さが示されており[1]、バランス化の具体的手法については ET 及び FT を用いた手法が提案されている[2]。本報では、同手法によりリスク指標としてバランス化が図られた損傷確率を目標とした場合の非常用炉心冷却系構造物の設計試算例について報告する。なお、リスクのバランス化
 - の検討結果については(その12) で報告する。
- 2. RI-PB 設計の流れ 損傷確率を 目標とする場合でも、設計自体 はあくまでも決定論的になされ る。ここでは構造物の Fragility の不確実さβを仮定して、バラ ンス化によって得られた目標損 傷確率を満足するように RC 構 造物の設計を実施することとし た。手法の特性上、βを仮定して 設計することとなるために、設 計後の構造物が目標損傷確率を

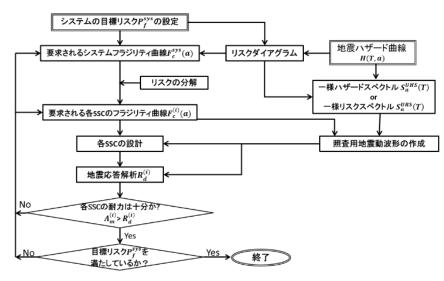


図 提案する RI-PB 設計のフロー

満足することを確認するプロセスを考慮している。

3. **結論** 本報では、原子炉冷却系システムを対象としてリスクのバランス化が図られた結果(損傷確率)を目標として冷却系構造物の耐震設計について、リスクダイアグラム^[3]を活用して実施する一連の結果を示した。この結果、リスクのバランス化を考慮した RI-PB 設計が現状において可能であることを示した。

- [1] R.J.Budnitz et al, NUREG/CR-7214, 2016.
- [2] 大鳥・他,日本原子力学会 2021 秋の年会, 2G02, 2021.
- [3] 中島・他, 電中研報告(10007),2010

^{*}Toshiaki Sakai¹, Yasuki Ohtori², Noa Matsumaru², Hitoshi Muta², and Yoshifumi Katayama³

¹CRIEPI, ²Tokyo City University, ³Chuden Engineering Consultants

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク その12:非常用冷却炉心冷却系システムのリスクのバランス化

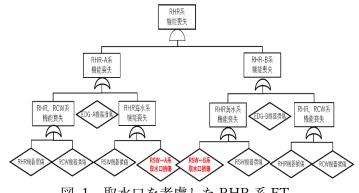
A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events Part 12: Case study on Balancing risk of Emergency Cooling System *松丸望亜¹,大鳥靖樹¹,牟田仁¹,酒井俊郎²,片山吉史³ 1東京都市大,2電中研,3中電技術コンサルタント

抄録 原子炉非常用炉心冷却系システムを対象とした RI-PB 設計手法の試検討の一環として、システム のフォールトツリーに対して FV 重要度を指標としてバランス化を行い、取水構造物の目標損傷確率の 評価を行った結果を報告している。

キーワード: RI-PB, 最適設計, リスクプロファイル

- 1. はじめに RI-PB 設計ではリスクに関するシステム全体の目標性能から個々の機器に要求される耐震性 能を算出し、断面設計を行うことを想定している。Budnitz et al.1)は、不確実な要因に対する安全性を向上さ せるためにリスクプロファイルのバランス化を行うことが重要であることを指摘している。このため、RI-PB 設計でもバランス化を行って設計することを想定している。本稿では、RI-PB 設計の検討の一環として、FT で表現される冷却系システムで Fussell-Vesely(FV)指標のバランス化による SSC の要求耐震性能の算出を行っ たので、その結果について報告する。
- 2. 非常用冷却系設備の FV のバランス化 図1に事例計算で用いた冷却系システムの FT を示す。今回の検 討用では、冷却システムの取水路は RHR-A 系と B 系で共用していると仮定した。

FV 重要度のバランス化に際しては、最適化 手法を用いておこなうため、初期値に依存 した局所的最適解に収束してしまう場合が あることから、最初に大域的最適解の探索 を行い、得られた解を初期値として局所最 適解の探索を行う2段階で行った。フラジ リティ曲線の中央値(損傷確率 0.5) におい てリスクの分解を行った結果、RHR-A系、 B 系で共用している取水口・取水炉の損傷 確率は 0.1383 で他の機器の 0.2369 に対し て高い信頼性が要求されることがわかっ



取水口を考慮した RHR 系 FT

た。同様に他の地震動レベルにおいてもリスクの分解を行い、各機器に要求されるフラジリティ曲線を算出 し、設計要求とした。

3. まとめ 本報では非常用炉心冷却系システムの FT に対して FV を指標としたリスクの分解を行い取水 路・取水口および各機器に要求されるフラジリティ曲線を算出した。

【参考文献】

[1] Budnitz et al., NUREG/CR-7214, 2016

^{*}Noa Matsumaru¹, Yasuki Ohtori¹, Hitosshi Muta¹, Toshiaki Sakai² and Yoshifumi Katayama³

¹Tokyo City Univercity, ²CRIEPI, ³ Chuden Engineering Consultants

地震 PRA における耐震多様性の評価 その 2:耐震多様性を考慮したシステムのリスク評価法

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part2: Risk assessment method of SSC system considering seismic diversity

*片山 吉史¹, 大鳥 靖樹², 酒井 俊朗³, 牟田 仁²

¹中電技術コンサルタント, ²東京都市大学, ³電中研

地震に対する機器・設備の耐震多様性の効果を炉心損傷頻度等の原子力発電所全体のリスク評価に反映させるために、耐震多様性を有するシステムのグループフラジリティ曲線評価について検討したので報告する。

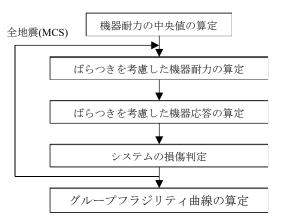
キーワード: 耐震多様性, 地震 PRA, フラジリティ曲線, 応答スペクトル, 免震

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]。著者らは、免震の導入による耐震多様性を対象として、地震動の応答スペクトルの周期特性と周期間相関に着目して、耐震多様性を有するシステムのリスク評価手法を開発し、一様ランダムな地震環境や国内 11 地点の実際の地震環境において耐震機器と免震機器を並列化した耐震多様性を有するシステムのリスク低減効果を確認した[2,3]。本検討では、耐震多様性システムの有効性を原子力発電所全体のリスク評価に反映するために、同システムのグループフラジリティ曲線の評価について検討を行った。

2. 耐震多様性システムのグループフラジリティ曲線

耐震多様性システムのグループフラジリティ曲線評価フローを図-1に示す。最初に、耐震機器と免震機器の耐力中央値をサイトの地震環境を考慮した一様ハザードスペクトル(UHS)や設計基準等により設定する。次に、機器耐力のばらつき、地震動予測モデル(GMPE)のばらつき、耐震機器と免震機器の周期間相関、機器応答のばらつきを考慮したモンテカルロシミュレーション(MCS)により、機器耐力と機器応答を算定し、耐力と応答の大小関係から機器およびシステムの損傷判定を行う。損傷判定結果を基に、地震動強度レベル毎に損傷確率を整理することでグループフラジリティ曲線を評価できる。



- ・年超過頻度 10⁻⁵(year⁻¹)の UHS や設計基準等により設定
- ・機器耐力のばらつき考慮
- ・GMPE のばらつき考慮
- ・耐震機器と免震機器の周期間相関考慮
- ・機器応答のばらつき考慮
- ·機器耐力<機器応答 ⇒ 機器損傷
- ・並列システム内の全機器損傷 ⇒ システム損傷
- · 損傷確率=損傷回数/計算回数
- ・フラジリティ曲線=地震動強度レベル毎の損傷確率

図-1 耐震多様性システムのグループフラジリティ曲線評価フロー

- [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] 大鳥靖樹,牟田仁,中島正人,田村伊一郎,蔵増真志,酒井俊朗:地震 PRA における耐震多様性の評価, 2019 年春の年会
- [3] 片山吉史,大鳥靖樹,酒井俊朗,牟田仁,安中正: RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク, その5: 原子力発電所の耐震多様性とロバストネスの評価, 2020 年秋の年会

^{*}Yoshifumi Katayama¹, Yasuki Ohtori², Toshiaki Sakai³ and Hitoshi Muta²

¹Chuden Engineering Consultants, ²TCU, ³CRIEPI

共通原因故障を考慮した重要度指標の提案

Importance Measure Considering Common Cause Failure

*大鳥 靖樹 ¹, 牟田 仁 ¹
東京都市大学

抄録 本稿では機器の重要度指標に与える地震などによる共通原因故障の影響を検討し、重要度指標に機器 損傷の相関を考慮する事を提案している。

キーワード: 重要度指標, 共通原因故障, 損傷相関、地震 PRA、FV、RAW

1. **緒言** 原子力発電所の保全の重要度や補強の優先順位の意思決定に Fussell-Vesely (FV)や Risk Achievement Worth (RAW)等のリスク指標が活用されている[1]。内的事象を対象とした場合、これらの指標の算定にあたっては Structure, System and Component (SSC)間の故障は無相関である独立多重故障と共通原因故障とを別個の故障モードとして扱い算定されている。一方、地震や津波等の自然外部事象に起因する外力に対しては、SSCの応答には常に相関が生じるため、ある SSC が損傷した際には隣接する SSC も損傷している可能性が高く、内的事象と同様の扱いはできないと考えられる。より現実に近い評価を行うためには、共通原因故障の影響を適切に考慮した重要度指標とする必要がある。本稿では、SSC の重要度指標に与える損傷相関の影響の検討を行い、共通原因故障等を対象とした場合、外的事象による損傷の相関の考慮することを提案している。

2. 重要度指標に与える損傷相関の影響

2-1. 相関を考慮した重要度指標 損傷の相関を考慮した FV (FV| $_{CCF}$) と RAW (RAW| $_{CCF}$) を以下に示す。

$$FV|_{CCF} = \left\{ P_f(CDF|\rho \neq 0) - P_f(CDF|\rho \neq 0, SSC_i = 0) \right\} / P_f(CDF|\rho \neq 0)$$

$$\tag{1}$$

$$RAW|_{CCF} = P_f(CDF|\rho \neq 0, SSC_i = 1)/P_f(CDF|\rho \neq 0)$$
(2)

ここで、 SSC_i は機器 i を示し、右辺の 1 は損傷、0 は無損傷を意味する。また、 ρ は相関係数を示し、 $\rho \neq 0$ は 損傷の相関を考慮して計算することを示している。式(1),(2)の評価は、数理確率論の和事象・積事象の公式が 適用できないため、モンテカルロシミュレーションを行い、条件付確率を求めてから算定した。

2-2. 検討結果と考察 表に 2,3,5 個の SSC で構成された直列、並列システムの重要度指標の比較を示す。応答と耐力の平均値はそれぞれ 1,500 G al, 2,000 Gal、不確実さ β はともに 0.25 を仮定した。比較の表には、共通原因故障を考慮した重要度指標を考慮しない従来の指標で除した値を示している。表

表 重要度指標の比較

	直列システム			並列システム		
	2	3	5	2	3	5
FV (ρ=0.50)/FV (ρ=0.0)	1.10	1. 22	1. 52	1.00	1.00	1.00
FV (ρ=1.00)/FV (ρ=0.0)	1. 24	1.51	2. 20	1.00	1.00	1.00
$RAW(\rho = 0.50)/RAW(\rho = 0.0)$	1.06	1.11	1.16	1.00	0.99	1.00
$RAW(\rho = 1.00)/RAW(\rho = 0.0)$	1.15	1. 25	1. 37	1.00	0.99	1.00

の比較より、直列システムの場合、相関係数および機器の数が増えるにともない比が大きくなっていることがわかる。すなわち、相関が有する場合および機器の数が増えると相関を考慮しない従来の指標では重要度を過小評価されることを示している。一方、並列システムでは、相関および機器の数の影響は少なかった。

3. 結論 本研究では SSC の重要度指標に与える損傷相関の影響について検討を行った結果、直列システムでは影響が大きく、並列システムではその影響は僅かであった。以上の結果より、地震等の自然外部事象を対象とした場合、より現実的な評価のためには、重要度指標の算定に相関を考慮する必要がある。

参考文献

嶋田善夫、宮崎孝正、日本原子力学会和文誌, Vol.5, No. 3, p167-178 (2006)

^{*}Yasuki Ohtori1 and Hitoshi Muta1

¹Tokyo City University

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

[3H01-04] Decommissioning Technology for Fukushima

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 10:35 AM Room H

- [3H01] Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Reactor Carry-out Proposal *Haruo Morishige¹, Yasufumi Kitamura² (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kitamura Co., Ltd.)
 9:30 AM 9:45 AM
- [3H02] Development of Remote Inspection Method using Advanced Super Dragon Articulated Robot Arm *Hideharu Takahashi¹, Gen Endo¹, Ikuo Wakaida², Hiroshige Kikura¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)
- 9:45 AM 10:00 AM

 [3H03] Development of Remote Inspection Method using Advanced Super Dragon Articulated Robot Arm

 *Gen Endo¹, Toshiya Nagai¹, Atsushi Takata¹, Hiroshige Kikura¹, Hideharu Takahashi¹ (1. Tokyo Institute of Technology)

 10:00 AM 10:15 AM
- [3H04] Research on hydrogen recombination catalyst arrangement in fuel debris storage canister for decommissioning of 1FD

 *Tadasuke Yamamoto¹, Sougo Iwata¹, Sayaka Masaki¹, Tatuya Aida¹, Takurou Aotani¹, Tomoaki Kita¹, Daiju Matumura², Ernst Arndt Reinecke³, Hirohisa Tanaka¹ (1. Kwansei Gakuin Univ, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Forschungszentrum Juelich GmbH)

 10:15 AM 10:30 AM

福島第一発電所原子炉回収工法提案

Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Reactor Carry-out Proposal

*森重 晴雄1, 北村 康文2

1福島事故対策検討会、2㈱きたむら

福島第一発電所において燃料デブリ回収の次に原子炉の撤去回収が重要な課題である。筆者は四国電力㈱伊方発電所1号機で致死線量を持つ炉心構造物を一体で交換した経験を持つ。フクイチは運転床が大きく損傷している。これらの状況のなかで原子炉を安全に一括にして保管容器に入れ搬出する工法を検討した。

キーワード:福島第一発電所、原子炉解体、廃炉

1. 緒言

原子力規制委員会と東京電力㈱の調査[I][2]では、爆発時の衝撃や熱変形によって1号機から4号機まで原子炉建屋は大きく損傷し、運転床は使用済み燃料を貯蔵するピットや炉心の壁を除いて全損評価となっている。ピットや炉心の壁も半壊状態であるが、遮蔽版や保管容器を設置することは可能である。しかし、揚重設備はタービン建屋解体後の跡地から支柱を立てた片持ち吊りをせざるを得ない。

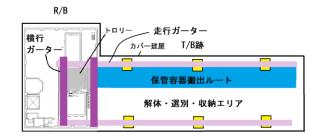
2. 原子炉回収工法

2-1. 最大搬送重量

原子炉は蓋を開放せず、ペデスタル上部や接続配管を切断し内装物を含め保管容器に収納し一体で搬出する。3号機原子炉は内径5.6m長さ22m,重量500t,外側線量10Sv/hとし、炉心込みで1000tを想定した。保管容器は構内輸送基準1mSv/hat1mを満たすためにDF4とし厚さを鋼鉄20cmと試算され、約1000tの重量をもつ。合計最大重量は約2,000tとなる。

2-2. 搬送ルート及び解体収納ヤード

原子炉建屋周辺は既存建屋に囲まれており原子炉 搬出だけでなくその後に続く建屋内解体のためにも



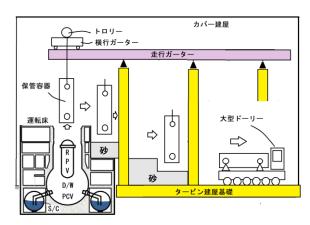


図-1 3 号機原子炉搬出図

搬出ルートと解体・選別・収納ヤードが不可欠である。そこでタービン建屋解体後の跡地を利用する。保管容器はキャスクの落下基準9mを適用し搬出ルートにはサンドバンカーを高さ9m毎に設置する。

2-3. 揚重設備

場重設備は図1に示すようにタービン跡地に建てたコンクリート柱に上架した片持ち型天井クレーンであり、横行、走行もでき、吊り重量は2,000 t している。 片持ち部走行ガーター部は約420 t 、最大吊り込み時の先端たわみが約2cmとなる。クレーン総重量は約2,000tと計算される。支承は免振支承を採用する。

3.結論

原子炉搬出の可能性を見出した。FDR2022で詳細を発表しさらに論文を掲載しその可能性を広く問いたい。

- [1] 原子力規制委員会 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 第13回会合 資料
- [2] 東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所 3 号機,4 号機原子炉建屋の耐震性評価について 2020年3月16日

^{*}Haruo Morishige1 and Yasufumi Kitamura,2

¹Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group., ²Kitamura Co., Ltd..

拡張型スーパードラゴン多関節ロボットアームによる遠隔探査手法の開発 (1)全体概要と計測手法開発

Development of Remote Inspection Method using Advanced Super Dragon Articulated Robot Arm

(1) Project Outline and Measurement Method Development

*高橋 秀治¹,遠藤 玄¹,若井田 育夫²,木倉 宏成¹ 「東京工業大学,²日本原子力研究開発機構

東京電力 HD 福島第一原子力発電所の廃炉の加速化のためには炉内構造物や燃料デブリの状況把握が重要となるため、ペデスタル上部に位置する圧力容器底部の状況把握を可能とする技術の実現を目指して、本研究では、遠隔探査手法を開発しており、その評価試験の成果や将来展望等を報告する.

キーワード:福島第一原子力発電所、廃止措置、遠隔技術、計測、ロボット

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉に関しては、未だ、様々な技術的な課題が残されている。その中の大きな課題の一つとして、炉内状況の把握がある。福島第一原子力発電所事故後、号機によっては、圧力容器底部に穴が開いていると報告されている。著者らは、2019年度より、「拡張型スーパードラゴン多関節ロボットアームによる圧力容器内燃料デブリ調査への挑戦」[1-2]と題して、研究プロジェクトを立ち上げ、炉内開口部より侵入し、①穴を見つける、②昇る、③調べるの3つの段階的なアプローチの提案に向けた基礎研究開発・概念検討を行っている(図1)。

2. 全体概要[1-2]

東京電力 HD 福島第一原子力発電所の廃炉の加速化のためには炉内構造物や燃料デブリの状況把握が重要となるため、ペデスタル上部に位置する圧力容器底部の状況把握を可能とする技術の実現を目指して、本研究では、その基礎フェーズとして、長尺の多関節ロボットアームにより、手先の位置姿勢の制御をしながら、カメラの SfM(Structure from Motion)技術および超音波計測技術により構造物の状況把握を行うとともに、レーザー

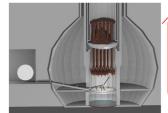




図1 遠隔探査手法開発

を用いた LIBS (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy) 技術により物質の分布状況把握を行う遠隔探査手法を 開発しており、その評価試験の成果や将来展望等を報告する.

3. 計測手法開発[1-2]

本研究では、ロボットアーム開発(グループ発表(2))とともに、ロボットアームに実装するための、カメラの SfM 技術および超音波計測技術によりアーム先端部の自己位置を把握しつつ炉内構造物の状況把握を行う技 術開発を行うとともに、レーザーを用いた LIBS 技術により物質の分布状況把握を行う遠隔探査手法のアームへの実装技術を開発しており、計測手法開発の現状と展望について、発表において概説する.

- [1] 拡張型スーパードラゴン多関節ロボットアームによる圧力容器内燃料デブリ調査への挑戦(委託研究), JAEA-Review, 日本原子力研究開発機構, 2020-040, (2021)
- [2] 拡張型スーパードラゴン多関節ロボットアームによる圧力容器内燃料デブリ調査への挑戦(委託研究), JAEA-Review, 日本原子力研究開発機構, 2021-045, (2022), (To be published)

^{*}Hideharu Takahashi¹, Gen Endo¹, Ikuo Wakaida² and Hiroshige Kikura¹

¹Tokyo Tech., ²JAEA

拡張型スーパードラゴン多関節ロボットアームによる遠隔探査手法の開発 (2) 多関節ロボットアームの開発

Development of Remote Inspection Method using Advanced Super Dragon Articulated Robot Arm

(2) Development of an Articulated Robot Arm with Telescopic Structure

*遠藤 玄¹, 永井 敏也¹, 髙田 敦¹, 木倉 宏成¹, 高橋 秀治¹ 『東京工業大学

福島第一原子力発電所の圧力容器底部の調査を目的として、回転型多関節アームの先端に直動型多関節アームを取り付けた,全長15mのロボットアームを構成し,基本的動作を実現したのでこれを報告する.

キーワード: 福島第一原子力発電所,廃止措置,遠隔技術,ロボットアーム,計測器搬送

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉加速化のためには炉内構造物や燃料デブリの状況把握が重要である.ペデスタル上部に位置する圧力容器底部の状況把握を可能とする技術の実現を目指して、長尺の多関節ロボットアームにより、手先の位置姿勢の制御をしながら、カメラの SfM(Structure from Motion)技術および超音波計測技術により構造物の状況把握を行うとともに、レーザーを用いた LIBS (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy)技術により物質の分布状況把握を行う遠隔探査手法を筆者らは開発している.本稿では回転型多関節アームの先端に直動型多関節アームを取り付けた全長 15mのロボットアームの構成と,動作実験について報告する.

2. 機構構成

ワイヤ干渉駆動型多関節ロボットアーム Super Dragon [1]は全長 10m, 直径 0.2m, 全質量 300kg であり手先部で 10kg の可搬質量がある. 圧力容器底部に到達するためには,格納容器内を水平にペデスタルまで進入しさらに垂直上方に計測機器を搬送する必要がある. そこで質量 10kg 以下で収縮時におよそ 2m, 展開時に 6m となるワイヤ駆動による 3 段の直動多関節アームを開発し[2], これを Super Dragon の先端に取り付けた.

3. 動作実験

直動アームを収縮した状態で、最先端の回転関節を制御することで垂直状態に立てられることを確認した. 次に直動アーム部を垂直に保持したまま、鉛直上方に 2.8m (2 段) 伸展した.



図1 拡張型 Super Dragon アーム

次に回転型多関節アーム部を駆動してアーム全体を持ち上げ、空中に水平保持した。その結果、この姿勢が機構的に実現可能であることを確かめた(図 1)。このとき延べ長さは 13.7m である。先端部に装備したカメラにより周囲環境を撮影することに成功した。15m(3 段)への伸展動作は今後の課題である。

4. 結論

Super Dragon を拡張し、直動型多関節アームを新たに付加することで全長 15m のアームを開発した.

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 JPJA19P 19210348 の助成を受けました.

- [1] 遠藤, 髙田, 堀米, ワイヤ干渉駆動型超長尺多関節アーム Super Dragon の開発, 日本機械学会論文集, 19-00075, 2019
- [2] 鄭他, 原子炉圧力容器調査のための軽量テレスコピックブームの開発, JSME ROBOMECH 2021, 2A1-O02, 2021

^{*}Gen Endo¹, Toshiya Nagai¹, Atsushi Takata¹, Hiroshige Kikura¹, Hideharu Takahashi¹

¹Tokyo Institute of Technology

1FD の廃炉に向けた燃料デブリ収納缶内の水素酸化触媒配置の研究

Research on hydrogen recombination catalyst arrangement in fuel debris storage canister for decommissioning of 1FD

*山本 忠亮 ¹、岩田 宗悟 ¹、正木 清香 ¹、相田 樹哉 ¹、青谷 拓朗 ¹、喜多 知輝 ¹、 松村 大樹 ²、Ernst Arndt Reinecke ³、田中 裕久 ¹

^{1.} 関西学院大学、^{2.} 日本原子力研究開発機構、^{3.} Forschungszentrum Juelich

抄録

福島第一原子力発電所の廃炉に向け、燃料デブリを収納缶に保管する際、放射線によってデブリに含まれる水が分解され、水素が発生する。本研究では水素酸化触媒として自動車排ガス浄化用のモノリス型インテリジェント触媒を使用し、収納缶内の水素濃度を管理することを目的としている。

キーワード: 廃炉、収納缶、触媒

1. 緒言

自動車排ガス触媒を応用して、燃料デブリ収納缶内で発生する水素を、酸素と再結合し水に戻す研究を進めている。今回、実際に検討されている収納缶を模擬した実験装置を作成し、想定される最悪の状況下(大気中での触媒保管や水素発生量 1.1 L/h)において、触媒の配置によって効率よく水素を処理できる条件を検討した。

2. 研究概要

使用触媒

モノリス型インテリジェント触媒 (φ30×10 mm)

触媒配置条件

N: 触媒なし : 容器開放
 A: 触媒を容器内に配置 : 容器密閉
 B: 触媒を容器内に配置 : 容器開放
 C: 触媒を排気に配置 : 容器開放

ガス条件

測定開始前 : 収納管内を N2 で置換

測定開始~1時間 : H_2 :5 ml/min , O_2 :3 ml/min 1 時間~2 時間 : H_2 :10 ml/min , O_2 :5 ml/min 2 時間~3 時間 : H_2 :15 ml/min , O_2 :7.5 ml/min 3 時間~4 時間 : H_2 :20 ml/min , O_2 :10 ml/min

実験手順

収納缶を模擬した実験装置に酸化前処理をした触媒を設置し、反応ガスを流した。 容器内の水素濃度の変化を測定した。

3. 結論

触媒を設置せず、収納缶のベント弁を開放した条件Nで測定をした。結果、容器内に水素が滞留し、水素濃度が上昇した。実験開始後140分で収納缶内の水素濃度が3.5%になった。次に、条件Aで触媒を収納缶に入れたまま放置し、水素濃度を測定したところ1.0%以下を維持し、最も良好な結果が得られた。

今回使用した触媒は実際に検討されている触媒の大きさの、1/50 程度である。それでも十分な性能を有していることが明らかになった。

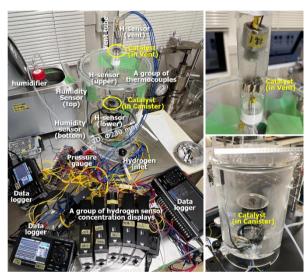
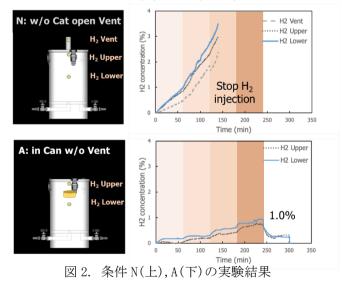


図1. 実験装置と触媒の配置



参考文献

[1] S. Guptal , et.al, 「MAIN OUTCOMES AND LESSONS LEARNED FROM THAI PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER EXPERIMENTAL RESEARCH AND RELATED MODEL DEVELOPMENT WORK」

*Tadasuke. Yamamoto¹, Sogo. Iwata¹, Sayaka. Masaki¹, Tatuya. Aida¹, Takuro. Aotani¹, Tomoaki. Kita¹

Daiju. Matsumura², Ernst Arndt Reinecke³, Hirohisa. Tanaka¹

¹Kwansei Gakuin Univ, ² Japan Atomic Energy Agency, ³Forschungszentrum Jülich GmbH

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

[3H05-10] Technologies for Dismantling, Decontamination and Evaluation

Chair: Hideharu Takahashi (Tokyo Tech)

Fri. Mar 18, 2022 10:35 AM - 12:15 PM Room H

[3H05] Laser spectrosopy for atoms and fine particles generated during laser cutting

*Masabumi Miyabe¹, Tomonori Yamada^{1,2}, Takuya Shibata¹, Chikara Ito¹, Hiroyuki Daido³, Shuichi Hasegawa⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The Wakasawan Energy Research Center, 3. Institute for Laser Technology, 4. The University of Tokyo)
10:35 AM - 10:50 AM

[3H06] Development of Removal Technique for Solid Contaminants with Ultra-Fine Bubbles for Decommissioning

*Masaumi Nakahara¹, Sou Watanabe¹, Shuya Kimura¹, Misaki Sasaki², Hiromitsu Inagaki³, Tetsuji Moriguchi² (1. JAEA, 2. Kyutech, 3. Chubu Electric Power) 10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part5)

*Seigo Kai¹, Hideharu Takahashi¹, Hayato Taniguchi², Akihiko Kawashima², Hiroshi Takahashi³, Keisuke Jinza⁴, Hiroshige Kikura¹ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.Ltd., 4. Fuji Electric Co., Ltd.) 11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of a cavity ringdown spectroscopic apparatus for DC glow discharge plasma

*Yusuke Maruyama¹, Ryohei Terabayashi¹, Kaoru Inoue¹, Masabumi Miyabe³, Hiroyuki Daido², Tomonori Yamada^{3,4}, Chikara Ito³, Takuya Shibata³, Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo, 2. ILT, 3. JAEA, 4. WERC)

11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of Sr-90 analytical system based on highly sensitive laser absorption spectroscopy utilizing molecular isotope shifts

*Ryohei Terabayashi¹, Masahiro Sakurai¹, Kaoru Inoue¹, Yusuke Maruyama¹, Masabumi Miyabe², Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

[3H10] Development of general-purpose clearance radioactivity concentration measurement

*Masato Watanabe¹, Kouji Hayashi², Ryouji Mizuno², Tomoo Horie³ (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI, 3. Techno Chubu)

11:50 AM - 12:05 PM

レーザー切断時に生じる原子・微粒子のレーザー分光

Laser spectroscopy for atoms and fine particles generated during laser cutting *宮部 昌文 ¹, 山田 知典 ¹², 柴田 卓弥 ¹, 伊藤 主悦 ¹, 大道 博行 ³, 長谷川 秀一 ⁴ ¹ 原子力機構、² 若狭湾エネルギー研究センター、³ レーザー技術総合研究所、⁴ 東京大学

廃炉ではレーザー切断技術の利用か期待されているが、切断時に発生するヒューム等による環境汚染が懸念されている。そこでヒューム中の原子や微粒子の生成機構やその特徴を明らかにし、その核種組成を迅速分析するため、レーザーアブレーションに伴う原子発光分光や、発生した微粒子を光フラグメンテーションにより原子化する実験を行なったので報告する。

キーワード: レーザーアブレーション、共鳴吸収分光、フラグメンテーション、微粒子、LIBS

- 1. **はじめに** レーザーアブレーションで発生する原子種は、アブレーション後、数 10 μs~数 ms の間に、分子やナノクラスター、微粒子へと成長し、消滅する。アブレーションからある程度時間が経過してから微粒子を分解して原子分光[1]が行えれば、レーザー切断等で生じるヒュームからオンライン分析が可能となるほか、アブレーションで生じる荷電粒子等の影響が減り、分析性能の向上も期待される。そこで、本研究では微粒子に強いパルスレーザー光を照射して再原子化(フラグメンテーション)する方法を用いて、微粒子由来の原子による吸収分光を試みた。また原子から微粒子への成長機構を調べるためにプルームの発光や吸収分光を行った。
- 2. 実験 Nd:YAG レーザーの 2 倍高調波(532nm, 10Hz)を、減圧 He 雰囲気のチャンバー内に設置した回転ステージ上のセメント圧縮ペレットに照射してプルームを発生させた。また Ca の基底状態原子を励起する 422.792nm の CW 光を外部共振器半導体レーザーで発生させ、試料表面から約 2mm 上方でプルームに照射し、透過光を高速フォトダイオードで計測した。さらに、もう1台の Nd:YAG レーザーの 2 倍高調波を、他の 2 本のレーザーと直交させてプルームに照射して微粒子を再原子化した。2 つのパルス光の時間差はディレイパルサーによって調整した。
- 3. 結果と考察 半導体レーザーを ⁴⁰Ca の共鳴吸収 波長に同調させ、透過光強度の時間変化をオシロスコープで観測した(図 1)。アブレーション後、数ミリ秒で原子の消滅に伴い透過光強度が回復する様子が観測された。さらに 50 ミリ秒後にフラグメンテーションレーザー光を、試料に当たらないよう注意しながらプルームに照射すると、図 1 のように再び原子吸収による透過光のパルス状の減衰が観測された。アブレーション光を遮断し、フラグメンテーション光のみを照射するとこの減衰パルスは消失することから、この信号が分解された微粒子由来の信号であることを確かめた。これに

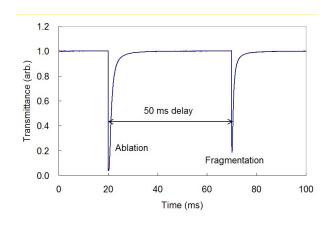


図1Ca原子の吸収信号の時間変化

より、レーザー切断等で発生する微粒子の再原子化によるオンライン分析の可能性が示された。

謝辞 本研究の一部は JAEA「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」(体系的番号 JPJA18B18072148) によって得られた成果です。

[1] 宮部他 「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)(2)高分解能遠隔核種分析法の開発」日本原子力学会 2021.3.18 2J13 online

^{*}Masabumi Miyabe¹, Tomonori Yamada^{1,2}, Takuya Shibata¹, Chikara Ito¹, Hiroyuki Daido³, Shuichi Hasegawa⁴

^{1.} JAEA, ²The Wakasa Wan Energy Research Center, ³Institute for Laser Technology, ⁴The Univ. of Tokyo

廃止措置に向けたウルトラファインバブルを用いた固体汚染物質の除去技術開発

Development of Removal Technique for Solid Contaminants with Ultra-Fine Bubbles for Decommissioning *中原 将海¹, 渡部 創¹, 木村 修也¹, 佐々木 美咲², 稲垣 博光³, 森口 哲次² ¹日本原子力研究開発機構,²九州工業大学,³中部電力

原子力施設の廃止措置に伴い発生する二次廃棄物の低減を目指してウルトラファインバブルを用いた新しい 固体汚染物質の除去技術を提案し、本技術の適用性を評価した。

キーワード:廃止措置,除去技術,二次廃棄物低減,ウルトラファインバブル,コバルト酸化物

1. 緒言

原子力施設の廃止措置において、物理的除染や化学的除染が実用化されているものの、除染作業に伴い発生する大量の二次廃棄物が懸念されており、これをできる限り抑えることが重要である[1]。一方、一般産業界においてナノオーダーのバブルであるウルトラファインバブル (UFB) が持つ優れた洗浄特性が注目されており、半導体等の分野において様々な応用がなされている[2]。本研究では、UFB が持つ洗浄効果に着目し、この特性を固体汚染物質の除去に適用することで廃止措置に伴い発生する二次廃棄物の低減を目指した新しい除去技術を提案した。一連の研究開発において、UFB を用いた除染プロセスの開発、UFB を製造する UFB 発生装置の耐放射線評価等を実施し、本技術の原子力施設の廃止措置への適用性を評価した。本報告では主に UFB を用いた除染プロセスの開発について述べる。

2. 実験

UFBによる固体汚染物質の除去効果を確認するため、コバルト酸化物を模擬の固体汚染物質としたコールド試験を実施した。ステンレス鋼表面に酢酸コバルト水溶液を滴下し、加熱処理によりコバルト酸化物を析出させた試験片を作製した。このコバルト酸化物を UFB によりステンレス鋼から除去することを試みた。 UFB は UFB 発生装置 (ナノクイック、ナノクス製) を用いて調製を行った。本試験では一般産業界でも利用されている超音波照射による UFB の洗浄効果の促進を試みた。バイアル瓶に試験片と UFB を含んだ精製水を入れ、60 分間超音波照射を行い、洗浄前後の試験片の比較評価を実施した。

3. 結果

図に60分間超音波照射を行ったUFB水による洗浄処理前後の試験 片の外観を示す。UFBによる洗浄処理を行うことで表面に析出させ たコバルト酸化物が除去された様子が観察された。超音波照射により UFBが振動することで表面の析出物を効率的に除去できたと思われ る。本研究により、超音波照射下においてUFBが表面付着物を除去 できることを確認した。今後は、UFBによる除去効果を最大限に発揮 するために条件の最適化等を進める計画である。





図 試験片の外観 (左) 洗浄前, (右) 洗浄後

参考文献

- [1] 村上督 他, 試験研究炉等廃止措置における除染技術実証試験, デコミッショニング技報, 40,11-22 (2009).
- [2] 寺坂宏一, ファインバブル技術のトレンドと課題, 化学工学, 78(9), 580-584 (2014).

※本報告は、中部電力原子力安全技術研究所の公募研究「原子炉の廃止措置を考慮した固体廃棄物の除染と減容」の成果の一部である。

^{*}Masaumi Nakahara¹, Sou Watanabe¹, Shuya Kimura¹, Misaki Sasaki², Hiromitsu Inagaki³ and Tetsuji Moriguchi²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kyushu Institute of Technology, ³Chubu Electric Power Co., Inc.

小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究(その5)

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 5)

*甲斐 晟豪¹, 高橋 秀治¹, 谷口 隼人², 川島 彰彦², 高橋 浩³, 神坐 圭介⁴, 木倉 宏成¹

1東京工業大学, 2新東工業株式会社, 3富士古河 E&C 株式会社, 4富士電機株式会社

廃止措置における除染作業用の乾式ブラスト除染装置による,小口径配管の除染メカニズムの解明を目的 とし,本報では小口径配管に対するブラスト研磨機構の除染領域の調査を行った結果を報告する.

キーワード:廃止措置,除染,ブラスト,バレル,小口径配管

1. はじめに

新型転換炉「ふげん」の廃止措置において、小口径配管にバレル研磨機とショットブラストを複合した乾式のブラスト除染装置を使用することで、輪切り切断の状態で線量が低下することが確認されている[1]. 本報では除染装置のメカニズムを調査するため、小口径配管を用いた擬除染試験を行った結果について報告する.

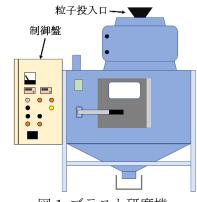


図1 ブラスト研磨機

2. 実験装置および方法

試験には図 1 に示すインペラ式のショットブラスト研磨機を使用した. 模擬試料として, ステンレス配管 $(\phi 8 \text{ mm}, \text{L}: 40 \text{ mm})$ を用いた. ブラスト試験は投射距離 400 mm, 速度 60 m/s で粒子を投射し, 配管を投射角に対して $0 \sim 90 \text{ deg}$. に設置し, ブラスト研磨を行った. 配管角度 $[^{\circ}$]

3.結果と考察

試験結果を図 2 に示す. 試験結果からブラスト機構により投射された粒子は、配管の端口の射影部分および反射した配管内面に接触し、接触した部分において除染の効果があることを確認した. ブラスト機構による除染範囲は幾何学的なモデルにおける除染範囲とほぼ一致することが判明した. 一方で、配管を固定した場合には、除染領域は配管内部の限定された領域に留まることが確認された.

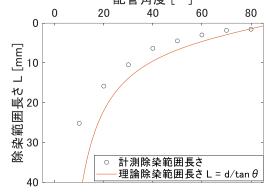


図2 ブラスト研磨機による除染範囲

4. まとめ

乾式除染装置のメカニズム解明に向けて、ブラスト研磨機を単独で稼働させ、小口径の金属配管に対する 模擬除染試験を行った。実験の結果から、小口径の配管に対して、ブラスト機構の投射粒子の汚染部への衝 突よる除染効果と、バレル機構の回転運動による除染範囲の拡大効果による、小口径配管の基礎的な除染モ デルを推定した。

参考文献

[1] 土田大輔,高橋浩,『小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発』,日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C15, 2016.

^{*}Seigo Kai¹, Hideharu Takahashi¹, Hayato Taniguchi², Akihiko Kawashima², Hiroshi Takahashi³, Keisuke Jinza⁴and Hiroshige Kikura¹

¹Tokyo Institute of Technology, ²Shintokogio Ltd., ³Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.Ltd.,

⁴Fuji Electric Co., Ltd.

直流グロー放電プラズマを対象としたキャビティリングダウン分光装置の開発

Development of a cavity ringdown spectroscopic apparatus for DC glow discharge plasma *丸山 友輔 ¹, 寺林 稜平 ¹, 井上 薫 ¹, 宮部 昌文 ³, 大道 博行 ², 山田 知典 ^{3,4} 伊藤 主税 ³, 柴田 卓弥 ³, 長谷川 秀一 ¹

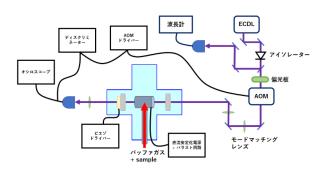
1東京大学、2レーザー技術総合研究所、3日本原子力研究開発機構、4若狭湾エネルギー研究センター

原子力施設の廃止措置において、発生する廃棄物中の放射性核種の種類や量を把握することが求められる. 本研究では、試料中対象の原子化および励起を直流グロー放電により行い、高感度レーザー吸収分光である キャビティリングダウン分光によりその量的な情報を取得する分析手法の開発を行っている。今回は、構築 した分光システムを用いた実験結果を報告する.

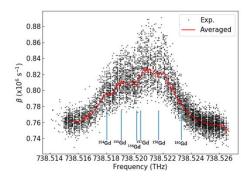
キーワード: レーザー分光法, グロー放電プラズマ

福島第一原子力発電所の廃炉において放射性廃棄物の分析が必要となる。本研究では試料の前処理が比較的容易で微量物質検出を可能としているキャビティリングダウン分光法[1]に注目し、直流グロー放電を組み合わせることで固体試料を含め全相の試料に対して分析を行うことのできるシステムを開発している[2].

前回発表にて、試料をセル内部に導入可能なホローカソードセルを開発し、真空中でのリングダウンタイムの測定が可能であることを報告した^[3]. その後、アルゴンガスフローを導入し、直流グロー放電プラズマを発生させた状態で、リングダウンタイムの測定を行う実験を行った。結果、グロー放電中であってもリングダウンタイムの大きな変動はなく、本システムでのキャビティリングダウン分光が可能であることが明らかになった。また、Fig.1で示す実験系を構築し、吸収スペクトル取得実験の試料としてツリウム標準溶液とガドリニウム板を用いて直流グロー放電-キャビティリングダウン分光をそれぞれ行い、下準位が基底状態である遷移と励起状態である遷移それぞれについて、ホローカソードセルで発生させるグロー放電の電流とその信号強度についてデータを取得し比較を行った。さらに、Fig.2で示すようにガドリニウムにおいてはドップラー広がりによって吸収信号が重なっているものの、同位体シフトを確認することが出来た。本発表ではこれらの結果について報告する。



(figure 1) 実験系の概要



(figure 2) Gd の吸収信号

- [1] D. Romanini, A.A. Kachanov, N. Sadeghi, and F. Stoeckel, Chem. Phys. Lett. 264, 316-322 (1997).
- [2] D. Ishikawa and S. Hasegawa, J. Spectrosc., 7491671 (2019).
- [3] 丸山他, 2021 年日本原子力学会秋の大会要旨集, online, Sep 8-10, 2C17 (2021)

^{*}Yusuke Maruyama ¹, Ryohei Terabayashi¹, Kaoru Inoue¹, Hiroyuki Daido², Tomonori Yamada^{3,4}, Masabumi Miyabe³, Chikara Ito³, Takuya Shibata³, Shuichi Hasegawa¹

¹Univ. of Tokyo, ²Inst. Laser Tech., ³JAEA, ⁴WERC

分子の同位体シフトを利用した高感度レーザー吸収分光に基づく Sr-90 迅速分析法の開発

Development of Sr-90 analytical system based on highly sensitive laser absorption spectroscopy utilizing molecular isotope shifts

*寺林稜平¹, 櫻井政宏¹, 井上薫¹, 丸山友輔¹, 宮部昌文², 長谷川秀一¹ 東京大学, ²JAEA

抄録: 難分析放射性核種の一つである ⁹⁰Sr のより簡便かつ迅速な分析法として、⁹⁰Sr を含む分子の同位体シフトをターゲットとした、光共振器強化型高感度レーザー吸収分光(キャビティリングダウン分光法: CRDS)に基づく手法を提案している。今回はこのための基礎検討として、Sr を含んだターゲット分子の選定及び、発光分光による分子振動回転遷移の評価について報告する。

キーワード:ストロンチウム 90、レーザー分光、キャビティリングダウン分光法、微量分析、分子分光

1. 諸言

半減期 28.8 年の β 崩壊核種であるストロンチウム 90 (90 Sr) は、福島第一原子力発電所事故で環境中に放出された主要な放射性核種の一つであり、Ca と同じアルカリ土類金属であるため、人体に取り込まれた際に骨に沈着しやすいといった特性を持つ。 90 Sr の標準的な分析法としては娘核種であるイットリウム 90 (90 Y) から放出される β 線を計数する放射線計測による手法があるが、分離精製のための化学的前処理を含めると結果を得られるまでに一か月程度の時間を要する。一方、質量分析に基づく手法は同重体や安定同位体による干渉を受け感度が制限されるため、干渉抑制のための前処理が不可欠である。これに対し我々は、レーザー共鳴イオン化による 90 Sr 分析法の開発を進めてきた。レーザー共鳴イオン化では原子固有のエネルギー準位を利用し、準位差に相当するエネルギー(波長)を持ったレーザーを用いることで対象核種を選択的にイオン化することが可能である。しかし、このためには通常、複数本のレーザー光源を同時に数 MHz 程度で高精度制御する必要があるうえ、その他の質量分析法と同様に超高真空装置が不可欠である。そこで本研究では、異なるアプローチによる迅速 90 Sr 分析法として、高感度レーザー吸収分光法に着目し、Sr 分子の同位体シフトを利用することで 90 Sr を選択的に分析する手法を提案する。

2. 高感度レーザー吸収分光による 90Sr 分析法

キャビティリングダウン分光法(Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS)は超高反射率ミラーで構成された光共振器内の光の多重反射を利用した高感度レーザー吸収分光法である。Fig. 1 にその概要を示す。光共振器機構をガスセル内に配置し、プローブレーザー光を入射する。多重反射したのち漏れ出てきた透過光を光検出器により検出する。この時、光スイッチを用いて素早く入射レーザーを遮断すると、透過光強度は指数関数的に減衰し、その減衰率 β (=1/減衰時定数 τ) は、ガスセル中の光吸収物質の量を反映する。したがって、ターゲット分子をガスセル内に導入し、分析対象である 90 Sr を含む分子の吸収線に波長を合

わせたレーザー光を用いることで、対象分子の定量、すなわち ⁹⁰Sr の定量分析が可能となる。本研究ではまず、安定 Sr 同位体を含む分子を CRDS により分析することでその原理を実証し、本手法の ⁹⁰Sr 分析可能性について評価することを目指す。

今回は、赤外域(800 nm-1000 nm)に振動回転エネルギー遷移、および大きな同位体シフトの存在が報告されている SrO をターゲット分子と設定し、Sr 固体試料にパルスレーザーを照射し、生じた発光スペクトルを分光器で測定することで、SrO の振動回転遷移を実験的に観測する基礎実験を行った。

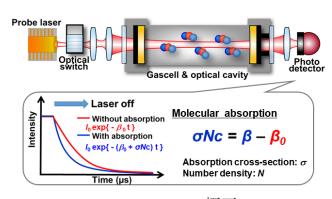


Fig. 1 CRDSの概要

謝辞 本研究の一部は、中部電力公募研究、および科研費若手研究(20K15205)の助成を受け実施されました。

*Ryohei Terabayashi¹, Kaoru Inoue¹, Masahiro Sakurai¹, Yusuke Maruyama¹, Masabumi Miyabe² and Shuichi Hasegawa¹ Univ. Tokyo, ²JAEA

3H10 2022年春の年会

汎用的なクリアランス測定評価手法の開発 (1) 規則 274 核種の核種選定における課題の調査

Development of general-purpose clearance radioactivity concentration measurement evaluation method

(1) Investigation of issue in nuclide selection from Rule 274 nuclides

*渡邉 将人¹, 林 幸司², 水野 良治², 堀江 朋生³

¹中部電力 (株), ² (株) 中電シーティーアイ, ³ (株) テクノ中部

運転中及び廃止措置に伴って発生する撤去物をクリアランスするための放射能濃度の測定評価手法を開発する にあたり、ORIGEN コードを用いた放射化計算によって評価対象核種の放射能を出力できるか否かを調査した。

キーワード: クリアランス, BWR, 放射能濃度, 放射化, 二次的な汚染, 起源元素, 核種選定

1. 緒言

クリアランス規則が改正され、原子力発電施設において液体・気体を除く固体状のもの全てが確認対象になった。ただし、評価に用いる放射性物質の選定について、旧規則の確認対象とした金属くず、コンクリートの破片及びガラスくず(ロックウール及びグラスウールに限る。)以外は、旧規則 33 核種からではなく新規則 274 核種から放射線量を評価する上で重要なものを選定する必要がある。

そこで、沸騰水型原子炉(BWR)における放射化汚染と二次的な汚染を対象に、放射能濃度または核種組成比を ORIGEN コードにて計算し、新規則 274 核種から評価対象核種を選定する際に課題になる事項を調査した。

2. 放射能濃度の計算手法の設定

下記に示す条件で、起源元素の種類ごとに放射化計算を行い、新規則274核種の生成量を求めた。

種類	(1)放射化汚染	(2)二次的な汚染
使用コード	ORIGEN-S (Scale 6.1 : ENDF/B-VII)	ORIGEN2.2-UPJ (JENDL 4.0)
照射条件	主蒸気配管位置(199群スペクトル)	炉心位置(BWR STEP2 40%)

3. 計算結果

新規則 274 核種のうち、下記の核種が ORIGEN コードで出力されないことが判明した。

Be-7, <u>F-18</u>, Ti-44, V-48, <u>Mn-51</u>, Mn-52, <u>Mn-52m</u>, Mn-53, <u>Fe-52</u>, Co-55, Co-56, Co-57, <u>Co-62m</u>, Ge-68, Mo-90, *Tc-96m*, Ir-190, Au-195, Tl-200, Tl-201, Tl-202, Pb-203, Bi-206, Bi-207, <u>Po-203</u>, <u>Po-205</u>, Po-207, <u>At-211</u>, Ra-227, Pa-230, <u>Pu-234</u>, <u>Pu-235</u>, Cf-246, Cf-248, <u>Fm-254</u>, <u>Fm-255</u>

※下線付の核種: ORIGEN-S 及び ORIGEN2.2-UPJ の両方で出力されないもの

下線無の核種: ORIGEN2.2-UPJ では出力されないが、ORIGEN-S では出力されるもの

斜体の核種 (Tc-96m のみ): ORIGEN2.2-UPJ で出力されるが、ORIGEN-S では出力されないもの

4. 結言

ORIGEN-S で出力できない核種は、いずれも短半減期核種(14分~20時間)であるため、放射能濃度の評価日までには減衰するので影響は小さい。一方、ORIGEN2.2-UPJ で出力できない核種には Ti-44(63 年),Mn-53(3.7M年),Bi-207(32 年)などの長半減期核種も含まれる。これらの核種の起源元素が多く含まれる材質の場合、核種選定に影響する可能性がある。今後、これらの核種の生成パスを調査して、生成量が有意か否かを評価する予定である。

^{*} Masato WATANABE¹, Kouji HAYASHI², Ryoji MIZUNO², Tomoo HORIE³

¹ Chubu Electric Power Co., Inc., ² Chuden CTI Co., Ltd., ³ Techno Chubu Co., Ltd.

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3H_PL] "Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS" Activity reports of subcommittees

Chair: Hiroshi Miyano (Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS) Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Radioactive Waste Management

*Satoshi Yanagihara¹ (1. Univ. of Fukui)

[3H_PL02] Robotics

*Takashi Yoshimi¹ (1. Shibaura Inst. of Tech.)

[3H_PL03] Risk analysis and evaluation

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[3H_PL04] Structural Integrity of components

*Shunichi Suzuki¹ (1. UTokyo)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"

Activity reports of subcommittees

(1) 廃棄物検討分科会

(1) Radioactive Waste Management *柳原敏 福井大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) の廃炉に係る中長期ロードマップでは、新型コロナウイルス感染拡大の影響で燃料デブリの取り出し開始が1年程度遅延したものの、2022年には始まることになる。これは1F施設を解体撤去し、放射能汚染したサイトを修復して、サイトの新な利用を目指すゴール(エンドステート)に向けた第一歩であるが、発生する大量の放射性廃棄物を着実に処理・処分することが必須の要件となる。廃棄物検討分科会では、燃料デブリ取り出しで発生する廃棄物の処理・保管・処分を含め、長期的な展望に立って廃炉工程で発生する廃棄物の取り扱いや管理に係るあり方を様々な視点で検討している。

2. 中間報告 (昨年度までの活動)

国際機関における廃炉・サイト修復に係る検討内容の調査、また、わが国の廃棄物管理に係る現状の調査を実施した。さらに、これまでに発生した廃棄物の物量、性状、処理・保管状況の調査を進めるとともに、今後発生すると予想される廃棄物量の推定結果などに基づき、エンドステートを視野に入れた廃炉とサイト修復の方針及び廃棄物管理シナリオを検討した。これらの検討結果を中間報告として公開した。

3. 廃棄物管理に係る検討

1Fの廃炉工程で発生する廃棄物を安全で合理的に取り扱うための検討には廃棄物の特性(物量、性状、放射能特性など)の予測が必要であり、その結果に基づいて、処理、保管、処分を含む廃棄物管理の様々なシナリオを検討することになる。廃棄物の発生は、事故発生から廃炉工程のエンドステートまでを(1)事故対応・安定化、(2)燃料デブリ取出し、(3)施設解体、(4)環境修復に分類することが出来る。今年中に開始される燃料デブリ取り出しでは、発生する廃棄物の特性(放射能及び物理特性)に係る検討が重要な課題である。

4. 燃料デブリ取り出しで発生する廃棄物の管理

1F 廃炉の全工程における主要マイルストーンを定めて作業を進める事は必須の要件であるが、燃料デブリ取り出しにおいても、その達成目標(中間エンドステート)を明確にした計画作成が求められる。特に、取り出された解体物の処理、保管、処分に係る技術的及び制度上の位置付けに係る検討は重要である。発生する廃棄物は、例えば、主に溶融燃料が固化したもの、燃料と構造物が混合して溶融固化したもの、構造物に溶融燃料や核分裂生成物が付着したもの、などに分類でき、取り出し方法によって解体物の形状や寸法が異なる。これらの廃棄物管理に関しては、切断・分別・処理に係る技術的検討は勿論であるが、輸送容器(構内輸送)、保管容器、処理施設、保管施設の設計・建設・運用を含む詳細な検討が重要である。

5. 今後の活動

世界の事故炉の廃炉及びサイト修復に係る経験のレビューを進めるとともに、1F 廃炉のエンドステートに向けた取り組みで発生する廃棄物の特性を推定し、その特性に応じた管理(分別、処理、保管、廃棄体化、処分)に係る課題の抽出及び合理的な廃棄物管理シナリオの検討を継続する。当面の活動としては、燃料デブリ取り出し方法なども考慮して、発生する解体物の物量や性状を予測するとともに、長期的な保管及び処分方法に係る技術的及び制度上の課題や可能性に係る検討を進めている。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。 原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Satoshi Yanagihara

University of Fukui

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"

Activity reports of subcommittees

(2) ロボット分科会

(2) Robotics *吉見 卓 芝浦工業大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、ロボット技術の貢献が期待されている。廃炉作業へのロボット適用には、ロボットと原子炉、両方に関する高度な知識、経験、技術力が必要であり、日本原子力学会(AESJ)と日本ロボット学会(RSJ)との緊密な連携が期待されている。これを受けて、日本原子力学会 廃炉検討委員会 ロボット分科会は、2015年1月に、「日本ロボット学会との連携により、廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリの取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジ」を目的として設立された。日本ロボット学会側では、「廃炉遠隔操作ロボットに関する、関連学会との連携、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方の検討・提言」を目的として設立された、廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会であり、これらは、両学会の共同設置の形態で設置された。それぞれ異なる名称、目的を持つものの、構成する委員は共通であり、両学会に所属し、原子力ロボットの研究開発に関わる技術者、研究者が連携して、その目的達成に向けた活動を展開するとともに、廃炉に向けて、両学会がどのように連携できるか、またそのための課題は何かを明らかにするために、共同でさまざまな検討・活動を実施してきた。

2. これまでの活動

これまでロボット分科会は、RSJ 主催のシンポジウム、オープンフォーラムとして、「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」を6回開催し、双方の学会員からの情報提供の発表、パネル討論等を行ってきた。また、日本原子力学会大会の廃炉委企画セッションやシンポジウムにおいて、活動報告や技術講演等を実施してきた。さらに、分科会 WG が、「ロボットへのニーズ、環境条件、作業条件等」をまとめ、廃炉に利用できる技術やアイデアを広く募集するコンペの企画実施を提言したことを受けて、2016 年度にはロボット技術提案公募「廃炉のためのロボット技術コンペーあなたの技術・アイデアに基づく新しい廃炉のためのロボット技術提案一」を日本原子力学会と日本ロボット学会の共同企画で実施した。廃炉のためのロボットの開発は、基本的にはIRIDを中心とする事業者とメーカーが担当しており、学術界には新しいアイデア、広い視野からの技術提供、人材の広がりが期待されている。そこで、ロボット分科会は、IRIDや廃炉の機器開発を担っているメーカーの技術者等から、廃炉のロードマップに基づき、各フェーズでのロボットやロボット技術に対する課題、検討項目、学会への期待、等を定期的に発信いただくとともに、学会(学会員)は、それらの情報に基づき、シーズ技術を提案する仕組みづくり、場の提供を目的として、学会 HP、学術講演会フォーラム等を活用した情報交換活動を地道に日常的に継続して実施してきた。これらの活動は、福島第一原子力発電所の廃炉作業に関して、ロボット技術の面から貢献してきたものである。

3.2021 年度の活動

新型コロナウィルス感染拡大の影響で、2019年度末からロボット分科会の活動が停止状態となっていたが、2021年度はコロナ禍の影響を少しずつ脱却し、徐々に分科会活動を再開してきており、廃炉作業の最新状況に関する情報の学会員への提供、それらの情報に基づく学会員からのシーズ技術提案の仕組みづくり、場の

提供を目的とした情報交換活動を進めている。

まず、6月12日(土)に開催された日本原子力学会第5回シンポジウム「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉10年目の課題と展望ーより安全な廃炉に向けて一」において、分科会の大隅久委員(中央大)が「福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題」と題して講演を行った。また、内閣府原子力委員会の上坂充委員長からの依頼を受けて、上記シンポジウムの講演内容を、大隅委員から同委員会の各委員へ説明した。さらに、2020年度に実施が見送られていたオープンフォーラムについては、今年度 RSJ2021で開催されることとなり、第39回日本ロボット学会学術講演会(オンライン開催)会期中の9月8日(水)に、オープンフォーラム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題6」を開催した。宮野廣 廃炉検討委員会委員長が「原子力学会の廃炉委の活動と自動化の論点」について、大隅委員が「福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題」について、川端邦明分科会委員(JAEA)が「廃炉のための遠隔操作関連技術研究開発の取り組み」について、中村紀吉 NDF 廃炉戦略企画室次長兼技術グループ長が「福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」について、それぞれ講演を行い、オンラインを通してではあったが、活発な質疑応答が行われた。

4. 今後の活動

分科会内において、現在、幹事会を中心に、「ロボット分野で、学会は、そして当該分科会は、本格的にデブリ取り出しのフェーズを迎える廃炉作業にどのような形で関わり、貢献していくのか。」についての議論を進めている。分科会内での議論の結果や IRID 等の関係者との議論に基づき、これまでの分科会の活動をさらに継続発展させていく。我々の分科会活動を実際の廃炉プロジェクトに役立てるために、プロジェクトに直接かかわる技術者等からの定期的な情報発信を受けて、シーズ技術の提案等の活動を進めていきたいと考えており、そのための仕組みづくり、場の提供を念頭においた活動を、分科会全体で企画実施していく。具体的な実施内容は、今後の議論の結果を待つことになるが、現段階の案として、デブリ取り出しに関わる学会員への情報提供と、それらの情報に基づく学会員からのシーズ技術提案の場としてのシンポジウム、講演会等の開催の企画実施とともに、デブリ取り出しに関わるロボット技術提案公募の実施も検討を進めている。これらの活動を通して、ロボット分野での福島第一原子力発電所の廃炉作業に貢献していく。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。 原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj fukushima/fukushima-decommissioning

*Takashi Yoshimi

Shibaura Institute of Technology

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"

Activity reports of subcommittees

(3) 廃炉リスク評価分科会

(3) Risk analysis and evaluation subcommittee *高田 孝¹, 竹田 敏², 山本 章夫³ ¹東京大学, ²大阪大学, ³名古屋大学

1. はじめに

リスク情報は、廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための意思決定に利用することが期待されており、またそれが可能であると考えられる。そのためには、廃炉作業時のリスクだけでなく、現状におけるリスクと比較するためのリスク評価手法が求められる。そこで廃炉リスク評価分科会では、現在計画されている燃料デブリ取り出し作業に関し、上記リスク情報の活用目的に適った定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、2018~2019年にわたり、リスク分析手法への要求事項を取りまとめるとともに、具体的な分析手法および今後の課題に関する検討を行った[1]。

2. 分析手法の検討

リスク評価では、リスクトリプレットと呼ばれる「シナリオ」、「発生頻度」及び「その影響」の各要素が 重要となる。リスク分析手法への要求事項としては、廃炉における各工程におけるプラント状況、作業及び 工法の特徴や違いを踏まえた事象進展シナリオの抽出及びシナリオ間の差異を特定できること、また、事象 進展シナリオの定量化において、上記の特徴や違いが頻度や影響に与える要因を特定し、その特徴や違いを 頻度又は影響の定量化に反映できることとした。また、リスクトリプレットに対応する、シナリオ抽出、頻 度の定量化並びに影響の定量化について検討結果の概要を以下に示す。

2-1. シナリオ抽出

シナリオの抽出では、頻度や影響が小さいと想定されるものであっても最初から除外せず、できる限り網羅性を目指すことが重要である。そのためには、体系的な手法の活用や評価の前提条件の提示によって抽出 過程の明確化や論理性を示す必要がある。

体系的な分析手法としては、Master Logic Diagram (MLD)、Hazard and Operability Study (HAZOP) 及び Failure Mode and Effects Analysis (FMEA)等がある。MLD は放射性物質が放出されるための要因分析を実施することにより、事象進展シナリオを抽出するトップダウン的な手法であり、HAZOP や FMEA は系統設備の機能喪失やプラントパラメータの変化から、リスク源が環境へ放出される事象進展シナリオを抽出していくボトムアップ的な手法であり、これらを組み合わせた手法が有効となることが確認された。

図1に例を示す。まず、MLDを用いて図1を構築し、主要なシナリオを推定する。HAZOP等では、個々の機器や機能におけるパラメータの変化に伴う影響を網羅的に検討するため、事故に至らないものも含めシナリオを広範囲に捉えることができる。MLDから構築したシナリオに HAZOP等からのシナリオの充足性を見ることで、シナリオの見落とし等を防ぐことが可能となる。

2-2. 頻度の定量化

頻度の定量化に関しては、上記で抽出されたシナリオをもとにイベントツリーを作成し、その分岐確率を 評価する必要がある。分科会で検討されたイベントツリーの一例として、地震を誘因事象とし、起因事象「窒素封入システムの機能喪失」により水素燃焼が発生するシナリオを検討したものを図2に示す。

廃炉における各分岐確率の評価では、運転中の発電所と同様にフォールトツリーで評価出来るものもあるが、フォールトツリーによる詳細化が困難で、工学的判断により決定する必要もある。分科会での議論において、評価する物理現象(例えば水素燃焼)の物理モデルと工学的判断を組み合わせることが有効であるこ

とが議論された。

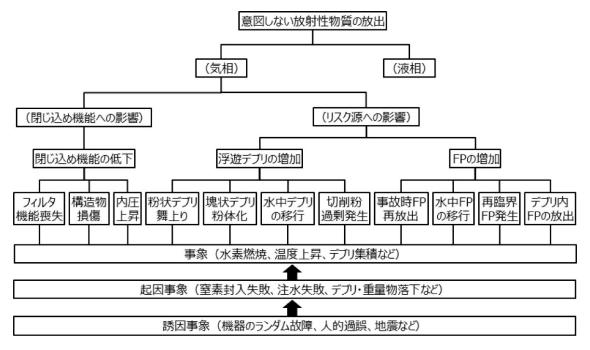


図 1 放射性物質の気相放出に至るシナリオの例

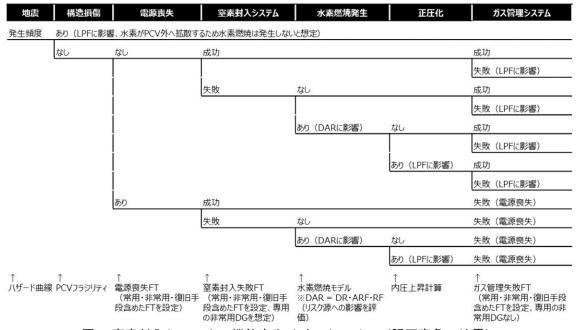


図 2 窒素封入システムの機能喪失イベントツリー(誘因事象:地震)

2-3. 影響の定量化

廃炉作業における影響の定量化は、基本的に放射性物質放出量の定量化がポイントとなる。廃炉作業では 不確かさが大きいため、以下の五因子法による概算評価が基本となる。

【放射性物質放出量】=
$$[MAR] \times [DR] \times [ARF] \times [RF] \times [LPF]$$
 (1)

ここで、MAR (Material At Risk)は事象によって影響を受ける可能性のある放射性物質の総量、DR (Damage Ratio)は総量の内影響を受ける割合、ARF (Airborne Release Fraction)はそのうち雰囲気中に放出する割合、RF (Respirable Fraction)は肺への吸入性微粒子の割合、LPF (Leak Path Factor)は環境中に漏えいする割合である。

分科会ではこれらの因子の設定の考え方、設定方法について検討された。MAR については、リスク源の位

置、性状を踏まえて設定する必要があるが、不確かさが大きく、感度評価が重要となる。DR、ARF 及び RF については、核燃料サイクル施設における事故事例等、関連する知見の参照や、関連する物理モデルからの評価(相関関係の検討も含む)が有効となる。LPF については、本来、放射性物質の放出経路や流路面積・流量等の情報を基に評価されるが、廃炉作業ではプラント内部の詳細な放出可能経路に不確かさが大きく、工学的判断による評価が主となることが考えられる。このため、感度解析等による設定値の影響評価が重要となる。

3. 今後の課題

分科会での議論として、以下の点が今後の課題として摘出された。

現状のリスク評価の実施:「現状のリスクと作業時のリスクの比較」は、廃炉リスク評価の主たる目的の一つであり、その工程におけるリスクも重要であるが、現状でのリスクからの変化も重要となる。従って、ベースラインとして 現状のリスクの評価結果が必要となる。

廃炉作業者に対するリスク評価:本検討では、リスク指標として廃炉作業者の被ばくを対象としていない。 ただし、廃炉作業を進めていく上では、「公衆及び環境に対するリスク」及び「廃炉作業者に対するリスク」 の両者を踏まえた意思決定が必要になると考えられる。両者のリスクを組み合わせたリスク情報を用いた意 思決定については今後の重要な課題である。

経年劣化に対する評価:福島第一原子力発電所における廃炉作業は、極めて長期間の工程が考えられる。そのため、長期的なリスク評価の実施にあたっては、コンクリートや燃料デブリ等の経年劣化を考慮する必要がある。これらは、構造物のフラジリティや燃料デブリの性状変化を通じてリスクに反映することが可能であり、こられの最新知見を踏まえたリスク分析が重要となる。

燃料デブリ等リスク源の状態:燃料デブリや放射性物質等のリスク源の分布や性状は、五因子法の MAR に関わる情報であり、リスク評価を実施する上でベースとなる重要な情報である。現状では、これらについて得られている情報は限られているため、様々な仮定の下にリスク評価を実施することになる。今後、内部調査や分析結果等を踏まえて情報を入手し、リスク評価に反映していくことが重要である。また、不明確な情報の中でリスク分析を進めるための手法や新知見の反映方法も検討課題である。

また、リスク評価全般に関する課題として、分科会においてもリスク分析手法に対する要求事項をまず検討したが、リスク評価の活用(説明性としての情報公開も含む)では、前提条件の明確化が重要となる。

加えて、本検討では原子力安全に直接関わるリスクを対象としたが、廃炉プロジェクト全体を考えた時のリスクは多種多様であり、リスク情報を活用した統合的意思決定(Integrated Risk Informed Decision Making, IRIDM)[2]が必須となるが、廃炉プロジェクトにおける具体的な考え方(方法論)については未だ確立されておらず、今後の重要な課題である。

4. おわりに

廃炉リスク評価分科会では、定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、リスク分析手法への要求事項を取りまとめるとともに、具体的な分析手法および今後の課題に関する検討を行った。

リスク評価は、最適評価に不確かさを含めた評価が基本となる。最適評価を実施する上では、常に最新の知見を反映することが重要であり、今後の内部調査や分析結果等を踏まえて入手した情報の適切なリスク評価への反映が重要となる。

一方、リスク評価の利点として、不確かさに対する感度解析が可能であり、感度解析によって、不確かな情報のうちリスクへの影響が大きい情報を特定することが可能となる。このような知見は、今後の内部調査や分析を計画する上で有益な情報を提供するものと考えられる。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

参考文献

[1] 廃炉リスク評価分科会 報告書, https://www.aesj.net/aesj fukushima/fukushima-decommissioning (2019).

[2] 日本原子力学会標準, AESJ-SC-S012:2019 (2019).

^{*}Takashi Takata¹, Satoshi Takeda² and Akio Yamamoto³

¹Univ. of Tokyo, ²Osaka Univ., ³Nagoya Univ.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"

Activity reports of subcommittees

(4) 強度基準検討分科会

(4) Structural Integrity of components

*鈴木 俊一 ¹
東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会(以下、廃炉委)では、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。廃炉委には、個別検討課題に取り組む分科会が設置されており、その一つである強度基準検討分科会(以下、本分科会)の活動状況を報告する。

東京電力福島第一原子力発電所事故(以下、1F 事故)以前から設置されている設備の特徴として、1F 事故前後で設備の使用環境や要求機能が変化していること、アクセスが困難なため設備状態を十分に把握できていないことが挙げられる。長期に亘る廃炉作業において、これら設備が持つ要求機能の確保可否を確認すること、また確保できないと想定される場合には事前に対策を用意しておくことは、廃炉作業を進める上で重要なことである。要求機能の確保可否を確認する方法の一つとして強度評価が挙げられるが、1F 事故以前から設置されている設備に対する強度評価の結果は通常炉より不確かさが大きいこと、また 1F 事故前後で要求機能が変化していることを考慮する必要がある。そのため、通常炉とは異なる 1F における強度評価の考え方が必要であり、本分科会で検討を進めてきた。

以下では、本分科会において検討してきた 1F における強度評価の考え方に関する体系化 (フロー) の検討状況を説明する。

2. 体系化(フロー)の検討における基本的な考え方

体系化(フロー)の検討における基本的な考え方として、以下の4点を設定した。

- ①事故炉においても、原子力安全(放射線の有害な影響から環境と人を守る)が求められることは変わらない。
 - →各設備が損傷した際の環境と人への影響有無を確認し、影響を与える設備を特定する必要がある。
- ②放射線の有害な影響から環境と人を守るためには、各設備が持つ要求機能の確保可否を確認する必要 がある。
 - →1F 設備に求められる要求機能の整理が必要である。
 - →要求機能の確保可否の判断基準が必要である。
- ③地震等により要求機能が確保できないと想定される場合には、その対策が必要である。
 - →耐震強化等の発生防止対策が可能ならば、その対策が有効である。
 - →発生防止対策が困難な箇所への対応を検討する必要がある。
- ④1Fの設備状態は、廃炉作業の進捗と共に変化する。
 - →継続的(設備状態変化毎)に評価し、対策を見直すことが、安全性向上のための必須条件である。

3. 体系化(フロー)の検討結果

検討結果を図1、図2に示す。図1(管理状態評価フロー)に示す様に、初めに対象設備が損傷した場合の 環境又は人身災害への影響が許容できるかを確認し、許容できない場合には、設備が持つ機能(支持機能等)

が要求機能を満足しているかを判断する。この判断は図 2 に示すフローを用いて判断する。具体的には、「検査」、「評価」、「補修」の観点と「想定を越える事象の拡大防止等対策」の有無の確認結果から判断する。本フローの特徴は、検査が可能な設備と困難な設備では強度評価結果の不確かさが大きく異なることを考慮し、検査困難な設備については強度評価結果が問題ない場合にも「想定を越える事象の拡大防止等対策」を要求している点である。また、「想定を越える事象の拡大防止等対策」には、損傷した場合の破損シーケンスを事前に検討し、設備・機器単体としての対策だけでなく、システム全体としての対策も含まれている点も特徴である。例えば水の漏えいが発生した場合の対策として、取水ポンプを用意することが挙げられる。

図 2 に示すフローの判断結果から、管理状態 A (対象設備の状況が望ましい姿に合致している状態) と評価された場合には、現状の対策を継続し、また、継続的な改善を実施していくことを要求している。一方、管理状態 B (対象設備の状況が望ましい姿に合致しない状態) と評価された場合には、異常検知の可否を確認することとしており、異常検知が可能な場合には機動的対応による対処等を要求している。これは、事象の進展が遅いと考えられる 1F の特徴から異常を検知することで機動的対応による対処が可能と考えられるためである。また、異常検知が出来ない場合には、根本的な対策の検討が必要としている。

なお、設備状態の変化等が発生した場合には、本フローを用いて再度評価し、対策を見直すことを要求している。

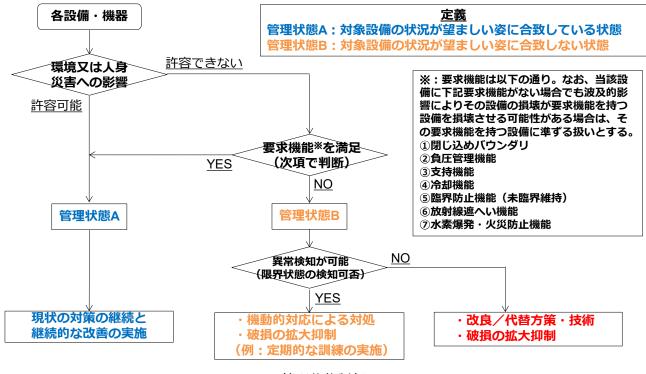


図1 管理状態評価フロー

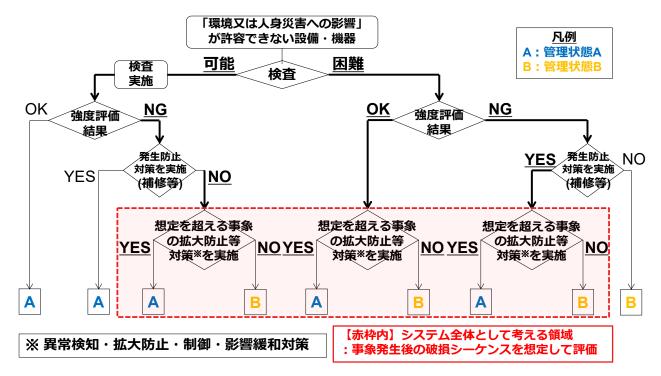


図2 管理状態 A、B の判断方法

4. ケーススタディ

検討したフローのケーススタディとして、3 号機サプレッションチェンバー (S/C) を選定し、評価した。 3 号機 S/C は 1F 事故後、満水状態となっている。東京電力ホールディングス株式会社では、震災後 20 年 (2031 年まで)の劣化を考慮して耐震評価を実施しており、最も厳しい部位においても求められる機能 (閉じ込めバウンダリ機能) が維持されることが確認されている。現在、長期的なリスク低減の観点から、震災後 20 年までに実施可能な耐震性向上策として、S/C の水位低下が計画されている 1)。

上記フローで 3 号機 S/C を評価した結果を図 3 に示す。判断「環境又は人身災害への影響」については、判断基準が明確になっていないため、今回の評価で「許容できない」とした。次の判断「要求機能を満足」については、「強度評価結果」は前述の通りであり、また「想定を超える事象の拡大防止等対策を実施」については図 3 に示す対策が取られていることから、要求機能を満足していると判断され、管理状態 A と評価される。つまり、現状の対策を継続と継続的な改善の実施していくこととなる。

また、S/C に対して「改良・代替方策・技術」が必要になった場合に考えられる方策・技術を検討した。その検討結果を図4に示す。4方策・技術が考えられ、①に示すトーラス室底部に「砂利を入れる」方法は、緊急対応的に影響緩和を図れる工法であり、破壊制御・荷重点再配分による損傷後の対応時間の延長も期待される。また②、③は、IRID において既に現場適用に向けた評価された工法であり、④は究極の改善策となる。

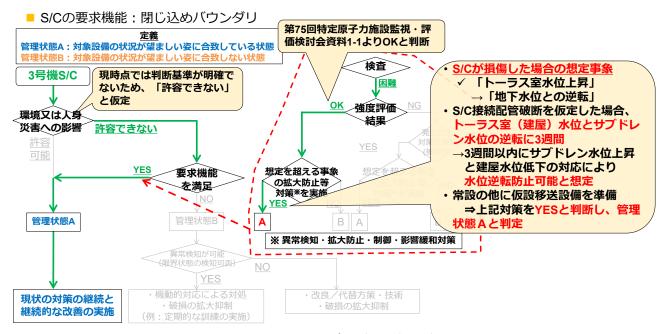


図 3 ケーススタディ (3 号機 S/C)

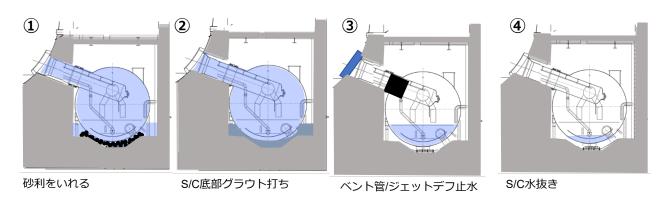


図 4 S/C の改良・代替方策技術

5. 今後の課題

今後は、フローの各判断項目について要求機能を具体化するとともに、対策が必要な部位に対する優先順位の考え方を整理し、併せて、新たな強度評価方法や検査・モニタリング技術を検討する予定である。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。 原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj fukushima/fukushima-decommissioning

参考文献

1) 第75回特定原子力施設監視·評価検討会 資料1-1

^{*}Shunichi Suzuki1

¹The University of Tokyo

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

[3H11-14] Decommissioning Sites and Project Management

Chair: Haruo Morishige (Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group) Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:00 PM Room H

[3H11] A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

*Yukihiro Iguchi¹, Daisuke Kawasaki¹, Satoshi Yanagihara¹ (1. UNIVERSITY OF FUKUI) 2:45 PM - 3:00 PM

[3H12] Organization and solution measures for technical issues of decommissioning

*Kazuhiro Tanabe¹, Satoshi Yanagihara², Yukihiro Iguchi³, Daiichiro Oguri⁸, Yuto Awatani³, Kouji Saruta⁴, Isao Narikawa⁵, Akihiro Yanagida⁶, Shingo Ozawa⁷ (1. Kanden Plant, 2. Univ. of Fukui, 3. JAEA, 4. Takenaka, 5. Tokyo Energy &Systems, 6. Nissin Kiko, 7. CTC, 8. JAPC) 3:00 PM - 3:15 PM

[3H13] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

*Yuta Miyamoto¹, Hiroki Iwai¹, Norimasa Mori¹ (1. JAEA) 3:15 PM - 3:30 PM

[3H14] Construction of waste transportation route by building penetration for decommissioning

*Yuto Awatani¹, Kenta Aratani¹, Haruhiko Kadowaki¹, Yasuyuki Nakamura¹, Masahiro Ishiyama¹, Masashi Tezuka¹ (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究 (1)最適化に係る重要要素の抽出

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities

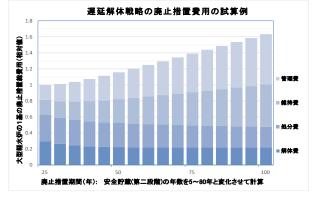
(1) Extraction of important factors for the optimization

廃止措置の最適化に係る構成要素を分類するとともに、基本的な情報を整理した。これらの要素を適切に 組み合わせて指標を設定し評価を行うことが可能となった。予備的な評価により、構成要素のうち重要なも のを定量的に明確にすることができた。

キーワード: 原子力施設、廃止措置、最適化、リスク、不確実性、費用、放射性廃棄物

- 1. **緒言**: 現在、国内外で多数の原子力施設の廃止措置が実施されており、既に完了したものも 20 基近くに上る。国内では、JPDR の完了経験はあるが、現状 26 基の発電用原子炉施設の廃止措置が行われつつある。しかしその工程は種々の要因で数 10 年の遅延解体となっている。国際的には、廃止措置は即時解体戦略が好ましいとされており、国内の廃止措置方針は必ずしも最適なものとは言えない。このため、廃止措置工程、廃棄物戦略、安全性などの要素を評価し、最適な廃止措置戦略を総合的に評価する手法を構築する必要がある。
- 2. 評価の構成要素: 廃止措置は、基本的に利益を生まない活動であり、費用を最小化することが求められる。

このため、工程の短縮、廃棄物の最少化による最適化等があり、被ばくリスク(安全性)の要件を満たすことも最適化に影響する。特に、処分場の有無は、工程に直結する。さらには、人材の確保、知識の維持・継承など、プロジェクト管理やマネジメントに関連する条件等にも展開される。これらの各構成要素については、個別に定量的あるいは定性的な評価が行われてきた[1-4]。また、廃棄物管理を含む総費用について、複数のシナリオを比較分析した事



例もある[5]。本研究では、これらの評価手法を統合し、統合的な最適化評価手法を構築していくこととした。

- 3. **評価手法**: 評価ベースとして、国内の原子力発電所の現行の廃止措置計画の平均的工程を設定し、引当金制度で示される解体費用、廃棄物処理処分費用だけでなく、マネジメントなどの管理費、施設の維持費についても運用実績等から推定した費用変動について、処分場の立地の遅れによる工程の変化などを考慮に入れるとともに、廃棄物の区分別に放射性物質の減衰も考慮して、不確実性を含めた評価方法を構築した。
- **4. 評価の事例**:上記の計算手法で、遅延解体戦略の成立性を検討した結果、放射性物質の自然減衰に伴う処分費及び解体費の低減もあるが、安全貯蔵期間の維持費、管理費が大きな割合を占め、このため、少なくとも国内では即時解体が無条件で有利という結果が明確となった。
- 5. 考察と今後の展開:上記に示す最適化に関する構成要素については、当然ながら種々の不確実性及びリスクを伴う。例えば規制上のリスクがある他、処分場の立地は社会的な受容に係るため、大きな不確実性が考えられる。今後は、これらの要素についても評価に取り入れて検討を進め、廃止措置の最適な戦略及びどのような不確実性の解消に注力すべきかについて、定量的に明確にしていくこととする。

参考文献:

- [1] 川崎他, 2015 年秋の大会, G05, [2] 奥出他, 2016 年春の年会, 2E07, [3] 五十嵐他, 2019 年秋の大会, 2C07,
- [4]小松他, 2020 年秋の大会,3D12, [5] Naoko Watanabe, et al., ICONE26-82572 (2018)
- * Yukihiro Iguchi¹, Daisuke Kawasaki¹ and Satoshi Yanagihara¹
- ¹University of Fukui.

廃止措置の技術課題の整理と解決方策

Organization and solution measures for technical issues of nuclear decommissioning

*田邉一裕¹,柳原敏²,井口幸弘³,栗谷悠人³,猿田康二⁴,成川薫⁵, 柳田顕宏⁶, 小澤慎吾⁻,小栗第一郎⁸¹関電プラント、²福井大学、³JAEA、⁴竹中工務店、⁵東京エネシス、⁶日進機工、⁷千代田テクノル、⁸日本原電

廃止措置及び運転保守の工事現場で直面する課題及び技術の適用事例等を調査し、課題解決の方策 を検討した。この結果、既存技術の改良や工法選択の考え方の整理などで課題の解決が可能となった。 キーワード:廃止措置、現場の課題、技術伝承、解体、除染、廃棄物処理

1. 緒言

わが国では現在 26 基の原子力発電所において廃止措置が進行しているが、近い将来には廃止措置工事の準備期間(第1段階)を終了して機器・構造物の解体作業(第2段階以降)が本格化するプロジェクトが幾つか在る。廃止措置工事を安全で効率に進めるためには、現場で直面する課題を明らかにし、その解決策を予め検討することが重要である。原子力デコミッショニング研究会では、廃止措置や施設保守作業の経験を有する会社(会員)に対してアンケート調査を行い、現場の課題を抽出するとともに、適用可能な技術の特性及び適用経験を調査して整理し、課題の解決方法を検討した。

2. 方法

廃止措置工事の経験を有する企業(ゼネコン、施工会社など)を対象にアンケート調査を行いその 内容を整理した¹。 続いて、現場工事に携わる事業者・施工会社などの工事実績などの調査(適用技術、 使用場所、期間、製品名、適用理由、状況など)を行った。これらの結果を総合して、課題解決を図 るうえで重要な工法選択の考え方や技術の適用に係るノウハウなどを整理した。

3. 結果と考察

現場の課題に係る調査では 176 件の課題を抽出することが出来た。このうち技術に特化した物は 70 件であった。また、現場の課題への対策案となり得る技術や工法に係る調査では、使用実績調査シート 37 事例の使用実績、23 の切断技術、24 の放射線測定技術について

表1 課題と解決策の例

No.	課題	解決策
例 1	・熱的切断時の汚染拡大防止のために、ヒュームの発生を抑制したい。	・熱的切断の中でもヒュームがほとんど発生しない溶断用水素混合ガス/ハイドロカットを適用。
例 2		・母材-ライニング間の結合を熱破壊し 被膜を除去する、電磁誘導加熱式被 膜除去装置を適用。

整理することが出来た。これらの結果から、課題の解決に係る内容を専門家の間で議論し、その解決策を見出した。表1は課題とその解決策の一例である。例えば、切断作業におけるヒューム等の発生を抑えるためには(例1)、適切な切断技術を選択することが重要であり、ハイドロカットなどの選択が有効となる。また、ライニングの剥離を効率的に実施するためには(例2)電磁誘導加熱式の被膜除去装置が有効である。これらは、現場での実際の適用例から得られた教訓である。

4. 結論

廃止措置の現場でこれまでに課題とされたものの多くは、広く現場の経験や技術を適用する際の工夫(ノウハウ)などにより解決できる。これらの課題や対応策の具体的な内容は、関係者の間で共有することにより廃止措置工事の安全で効率的な推進とコスト削減を図ることが重要と思われる。

参考文献:田邉、他;廃止措置の作業現場における課題の分析, 原子力学会 2020 年春の年会

*K. Tanabe¹, S. Yanagihara², Y. Iguchi³, Y. Awatani³, K. Saruta⁴, I. Narikawa⁵, A. Yanagida⁶, S. Ozawa⁷, D. Oguri⁸

¹Kanden Plant Corporetion, ²Fukui University, ³Japan Atomic Energy Agency, ⁴Takenaka Corporation, ⁵Tokyo Energy & Systems INC., ⁶Nissin Kiko Co.,LTD., ⁷Chiyoda Technol Corporation, ⁸Japan Atomic Power Company,

「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証 (3)原子炉側部からの試料採取状況

Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(3) Current Status of Sampling for Reactor Core from Lateral *宮本 勇太¹,岩井 紘基¹,森 教匡¹

¹JAEA

「ふげん」は、原子炉本体の遠隔解体及び放射性廃棄物の処理・処分に向けて、原子炉構造材からの試料採取を実施している。本件では、原子炉側部に接続されている供用を終了した既設配管を活用した炉心タンクからの試料採取モックアップ試験及び実試料採取作業状況について報告する。

キーワード:廃止措置、ふげん、試料採取

1. 緒言

「ふげん」の原子炉本体の解体に向け、安全かつ効率的な遠隔解体装置の設計製作及び放射性廃棄物の処理・処分に資するためには、放射能量を精度良く把握することが重要である。このため、放射化計算による原子炉本体の放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、原子炉構造材から試料を採取し、分析を実施してきている[1]。複雑で狭隘な原子炉構造材からの試料採取は、原子炉本体の構造を考慮して開発・製作した試料採取装置を原子炉下部及び側部に接続された既設配管から挿入して行う。

2. 原子炉側部からの試料採取

2-1. モックアップ試験

原子炉側部からアクセスする炉心タンク試料採取のモックアップ試験(図 1)は、2019年に実施した原子炉下部からの圧力管試料採取で得られた知見や経験を反映して実施した。試験では、作業員の操作習熟を図るとともに、作業時間や遠隔操作での位置決め方法、照射硬化を考慮し材料の機械的物性や引張強度が異なる模擬材の切削による試料採取条件の変化等の確認を行い、得られた知見や経験を装置の改良や作業手順に反映し、実試料採取作業に着手した。

2-2. 炉心タンク試料採取作業

実試料採取においては、作業員の被ばく低減のため、装置を挿入する配管に遮へい扉を設置する等の対策を行った上で、作業を実施した。その上で、試料採取装置を原子炉側部の既設配管から挿入し、装置先端に具備された刃物(図 2)による機械的な工法にて、炉心タンクから外径 8mm×厚さ 25mm の円柱状の試料を採取し、回収機構を用いて容器に回収した。採取試料の表面線量は、ポリ容器内に封入した状態で約 59mSv/h であり、線量評価結果(図 3)と C/E 値約 1.2 で一致した。

3. 今後の計画

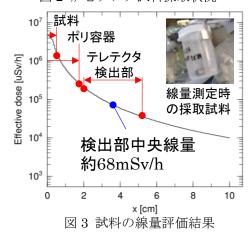
採取した炉心タンクの試料は、機構外の分析施設にて、放射能インベントリ評価上で重要と考えられる核種を対象とした核種分析を行う。この分析結果と 2019 年に採取した圧力管の試料の分析結果から放射化計算によるインベントリ評価精度の妥当性を確認するとともに、必要に応じて、その他の原子炉構造材からの試料採取を実施する計画である。



図1モックアップ試験



図2 炉心タンク試料採取状況



参考文献

[1] JAEA 副島 吾郎 他、「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証 子力学会 2019 年秋の大会 2C12

(1) 炉内試料採取及び分析計画 日本原

^{*}Yuta Miyamoto¹, Hiroki Iwai¹ and Norimasa Mori¹

¹Japan Atomic Energy Agency

原子炉施設廃止措置における建屋貫通による解体物搬送ルート整備

Construction of waste transportation route by building penetration for decommissioning *粟谷 悠人 ¹,荒谷 健太 ¹,門脇 春彦 ¹,中村 保之 ¹,石山 正弘 ¹,手塚 将志 ¹ JAEA

原子炉建屋で発生する解体撤去物をクリアランスや廃棄体化処理を行うタービン建屋に効率的に搬送するため、隣接する原子炉建屋とタービン建屋間に貫通口を設置し、両建屋を通して管理区域内で搬送が完結する解体物搬送ルートを整備した。本件では、解体物搬送ルートの整備に向けた課題とその対応及び効果等について報告する。

キーワード: ふげん、廃止措置、解体撤去

1. 緒言

「ふげん」は国内で唯一の重水減速沸騰軽水冷却の圧力管型の原子炉であり、現在、原子炉建屋内において原子炉本体の解体撤去に先立ち、干渉する約 2,000 トンの原子炉周辺設備の解体撤去を進めている。これらの解体撤去物について、クリアランスや廃棄体化処理を行うタービン建屋への従来の搬送ルートは建屋外を経由する非効率なルート計画であったため搬送作業が解体撤去工事のボトルネックとなり、廃止措置工程に影響することが懸念された。

このため、上記の解体撤去物を隣接するタービン建屋に効率的に搬送するため、原子炉建屋とタービン建屋を貫通している主蒸気配管室を活用し、コンクリート壁(縦:約4m,横:約3m,奥行:約4m)を撤去した上で、内面の補強及び建屋間管理区域を維持するため二重シャッターの設置を行う搬送ルート整備を実施した。

2. 原子炉施設における建屋貫通による搬送検討

建屋貫通による解体物搬送ルート整備の課題として、設置許可や廃止措置計画等で要求される耐震安全性、負圧維持機能の担保等があった。

耐震安全性の担保に当たっては、今後の廃止措置の進展を踏まえて、原子炉建屋では原子炉遠隔解体のための解体用プール等設置に伴う約1,000トンの追加荷重条件を考慮した開口時の耐震評価を行い、簡易補強を必要とする評価結果を元に、施工性等を踏まえ全面薄鋼板施工を採用した。

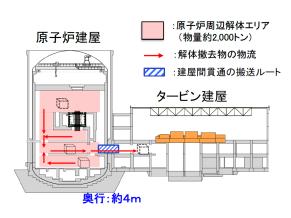


図1 解体物搬送ルート図

また、負圧保持機能の担保にあたっては、両建屋の換気設備の性能比較等を事前に行い、風量バランスの差異による換気設備への影響を解決するため、開口部の両側に重量シャッターを設けて成立させた。

3. 効果

隣接する建屋間に貫通口の搬送ルートを整備したことにより、管理区域内で搬送が完了でき、また、屋内 経路で搬送できるようになったため、その都度の搬出手続きの省力化や天候に左右されず安定した運搬が可 能になった。特に屋外経路時に必要であった汚染拡散防止対策及びこれに係る人員配置が不要となり、1 日 当たりの運搬効率が約 4 倍となるため、大幅な作業効率改善が図られるとともに、安全性やコスト低減にも 貢献した。

^{*}Yuto Awatani¹, Kenta Aratani¹, Haruhiko Kadowaki¹, Yasuyuki Nakamura¹, Masahiro Ishiyama¹ and Masashi Tezuka¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[3101-03] Separation Behavior

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)

Fri. Mar 18, 2022 9:50 AM - 10:45 AM Room I

[3101] Complexation of actinides and lanthanides with water-soluble amides and carboxylic acids and their tetrad effect

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Yasutoshi Ban¹, Daiki Nomizu², Yusuke Tsuchida², Masahiko Nakase Matsumiya², Masahiko Nakase Nakase³, Kenji Takeshita³, Takahiro Shimosaka⁴, Tatsuya Suzuki⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Nagaoka University of Technology)

9:50 AM - 10:05 AM

[3102] Design and performance evaluation of microchannel for packing with aion-exchange resins

*Kazuki Ouchi¹, Takehiko Tsukahara², Aileen Brandt², Yoshiki Muto², Nozomi Nabatame³, Yoshikazu Koma¹, Yoshihiro kitatsuji¹ (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. Ibaraki Univ.) 10:05 AM - 10:20 AM

[3103] Examination of solvent extraction with ionic liquid TOMAC/OMITf₂N and fluorous extractant TBP-C₄F₀

*Masaru Yokouchi¹, Yuya Kuroki¹, Ryoma Sunakawa¹, Toshiyuki Inazu¹, Noriko Asanuma¹ (1. Tokai University)

10:20 AM - 10:35 AM

3101 2022年春の年会

水溶性アミド及びカルボン酸のアクチノイド及びランタノイドに対す る錯形成及びテトラド効果

Complexation of actinides and lanthanides with water-soluble amides and carboxylic acids and their tetrad effect

*佐々木祐二¹、金子政志¹、伴康俊¹、野水大輝²、土田裕介²、松宮正彦²、中瀬正彦³、 竹下健二³、下坂隆裕⁴、鈴木達也⁴

1原子力機構、2横浜国大、3東工大、4長岡技科大

化学挙動の類似した3価アクチノイドとランタノイドの分離比拡大の一環として、10種類の異なるアミド及びカルボン酸系水溶性配位子のマスキング効果の比較を行った。Ln14元素をLa-Nd, Sm-Gd, Gd-Ho, Er-Lu に分類して、錯形成能力の違いを抽出実験と化学計算の両面から調査した。

キーワード:ランタノイド、アクチノイド、相互分離、アミド、カルボン酸

1. 緒言 3 価ランタノイド (Ln)、アクチノイド (An) の相互分離には、TALSPEAK 法のように水相、有機相共に試薬を添加して分離比拡大する方法が検討されている。一方、マスキング剤の性能を詳細に比較し、特徴を把握する研究は少ない。ここでは、EDTA, DTPA や DGA 骨格を持つアミド、アミド酸、ジカルボン酸等を含めた水溶性マスキング剤 10 種を用いての性能調査を行った。対象金属は Ln, An で Ln14 元素を 4 分割し、スロープアナリシスによる反応の特徴や Am がどの Ln と類似する挙動を取るのか調査した。

2. 実験方法 TODGA 抽出剤 (0.1 M) を含む有機相と、硝酸、有機酸、及び錯形成剤 (図 1) を溶解した水相 (イオン強度: 1 M) を使って溶媒抽出を実施した。密度汎関数法で錯体構造の平衡構造探索及び錯生成反応エネルギーを算出し、安定度定数実験値との相関式に基づいて Eu 錯体の安定度定数を予測した。

3. 結果 同じ抽出条件で、より低い分配比を示す配位子のマスキング性能は高い。水相pH 2以下の条件で、同じ骨格を持つマスキング剤同士で分配比の大小を比較したところ、マスキング性能はDTBA > DTPA, EDTAm > EDBA > EDTA, DGA(C2) > DGAmc > DGAc となった。この条件でアミド化合物はカルボン酸系よりも高い性能を持つことが分かった。この条件でアミド化合物はカルボン酸系よりも高い性能を持つことが分かった。この挙動を化学計算で確かめるため、安定度定数予測値を用いて、水溶液中における様々な錯体種の割合を見積った。その結果、錯

体における金属:配位子の化学量論比がEDTAm>EDBA>EDTAとなり、実験によるマスキング性能の傾向と一致した。講演では、スロープアナリシスを用いて4分割したLn間の錯形成反応の違いやその他配位子での化学計算結果について言及する。

本研究は JSPS 科研費 JP20K15210 の助成を受けて一部実施したものです。

*Yuji Sasaki¹, Masashi Kaneko¹, Yasutoshi Ban¹, Daiki Nomizu², Yusuke Tsuchida², Masahiko Matsumiya², Masahiko Nakase³, Kenji Takeshita³, Takahiro Shimosaka⁴, Tatsuya Suzuki⁴

¹Japan Atomic Energy Agency. ²Yokohama National University, ³Tokyo Institute of Technology, ⁴Nagaoka University of Technology

3102 2022年春の年会

陰イオン交換樹脂を充填するためのマイクロチャンネルの設計と性能評価

Design and Performance Evaluation of Microchannel for Packing with Aion-Exchange Resins *大内 和希 ¹, 塚原 剛彦 ², Aileen Brandt², 武藤 由樹 ², 生田目 望 ³, 駒 義和 ¹, 北辻 章浩 ¹ JAEA, ²東工大, ³茨城大

放射性廃棄物分析における被ばくリスクや二次廃棄物の低減のため、微小スケール分離に適した陰イオン交換樹脂充填用マイクロチャンネルを設計した。マイクロチャネルの深さ及び幅方向に約 10 個以上の樹脂を配列することで適正なウラン分離性能が得られ、一般的なカラムサイズの約 1/5000 の微小化に成功した。

キーワード:マイクロチップ,樹脂充填マイクロチャンネル,ウラン分離,ICP-MS,海水

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置をはじめとする放射性廃棄物の分析では、高い被ばくリスクや多量の二次廃棄物の発生などが問題となっている。本研究では、これらの課題に対し分離スケールの微小化による解決を着想し、微小スケール分離に適した陰イオン交換樹脂充填マイクロチャンネルの設計とそのウラン分離性能を評価した。

2. 実験

陰イオン交換樹脂は平均粒径 11 mm のものを使用し、マイクロチャンネルはチャンネルの断面積を同程度 とし外周の長さを変化させた 2 つの形状を設計した。マイクロチャネル 1 は、チャンネル外周を大きくした、深さ $30\pm1.5\,\mu\text{m}$ 、幅 $1000\pm50\,\mu\text{m}$ の矩形断面、外周 $2060\pm70\,\mu\text{m}$ 、断面積 $3.0\pm0.2\times10^4\,\mu\text{m}^2$ (深さ方向 2 個、幅方向約 90 個の樹脂が配列、長さ $8\,\text{mm}$)とした。マイクロチャネル 2 は、チャンネル外周を小さくしした、内径 $300\pm30\,\mu\text{m}$ の半円形断面、外周 $771\pm33\,\mu\text{m}$ 、断面積 $3.5\pm0.5\times10^4\,\mu\text{m}^2$ (深さ方向約 13 個、幅方向約 30 個の樹脂が配列、長さ $11\,\text{mm}$)とした。ウランの吸着・溶出条件はそれぞれ $9\,\text{M}$ 、 $0.1\,\text{M}$ 塩酸とした。

3. 結果と考察

樹脂を充填したマイクロチャネル 1 のウラン吸着率は約 60 %で、吸着したウランの溶出率は 30 %と全体のウラン回収率は 20 %と低かった。一方、マイクロチャネル 2 の吸着率、溶出率、回収率はすべて 95 %以上と定量的な吸着・溶出が可能であった。よって、95 %以上の分離性能を得るにはマイクロチャンネルの深さ及び幅方向にイオン交換樹脂を 10 個以上配置することが望ましい。また、マイクロチャネル 2 を福島第一原子力発電所の原子炉建屋滞留水[1]と同程度の濃度のセシウムを添加した海水試料に適用したところ、ウラン濃度として 2.85 ± 0.07 ppb が得られ、認証値(2.81 ± 0.16 ppb)とよく一致した。また、このフラクション中のセシウム濃度は初期濃度の 1/1000 以下まで低減できた。

4. 結論

陰イオン交換樹脂を充填するためのマイクロチャンネルは、その深さ及び幅方向に約10個以上の樹脂を配列することが望ましいという設計指針を得た。また、このマイクロチャネルは一般的なカラムサイズの約1/5000まで微小化し、操作時間を2~13倍速く、二次廃液量を100~800倍低減可能である。

参考文献

[1] Examination status for alpha nuclide removal, Compilation prepared by Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO), https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/01/index.html.

^{*}Kazuki Ouchi¹, Takehiko Tsukahara², Aileen Brandt², Yoshiki Muto², Nozomi Nabatame³, Yoshikazu Koma¹, and Yoshihiro Kitatsuji¹ JAEA., ²Tokyo Tech, ³Ibaraki Univ..

イオン液体 TOMAC/OMITf₂N とフルオラス抽出剤 TBP-C₄F₉による溶媒抽出試験 ~混酸中 Ce(IV)と FP 主要元素の抽出挙動検討~

Examination of solvent extraction with ionic liquid TOMAC/OMITf₂N and fluorous extractant TBP-C₄F₉ ~Extraction behavior of Ce(IV) and FP major elements in mixed acid~

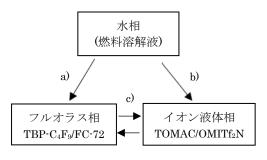
*横内 優¹, 黒木 裕也², 砂川 凌摩², 稲津 敏行², 浅沼 徳子² ¹東海大学・院, ²東海大学

イオン液体とフルオラス溶媒を核燃料再処理における抽出媒体として使用することを検討している。これまでに Th(IV)の模擬元素として Ce(IV)を使用し、硝酸水溶液中の分配挙動などについて報告した。本研究では使用済みトリウム燃料の溶解液を想定し、フッ化ナトリウム含有硝酸水溶液から Ce(IV)と核分裂生成物 (FP)の主要元素の分配挙動についてデータを取得するとともに再処理への適用性について議論し報告する。

キーワード: OMITf₂N, フルオラス溶媒, 溶媒抽出, Ce(IV)

1. 緒言

イオン液体は常温常圧の電解質媒体であり、金属錯体の溶解性に優れる。またフルオラス溶媒は構成分子が高度にフッ素化されており、安定性が高い特性をもつ。これらを抽出媒体として再処理に適用するために、水相、フルオラス相、イオン液体相を組み合わせた3相系(図 1)による溶媒抽出試験を行った。本研究ではイオン液体に1-Octyl-3-methylimidazolium bis(trifluoromethanesulfonyl)imide(OMITf₂N)(図 2-A))を使用し、抽出剤として第四級アンモニウム塩のMethyltrioctylammonium chloride(TOMAC)(図 2-B))を用いた。またフルオラス相には、抽出剤としてリン酸トリブチル(TBP)をフルオラス化した TBP-C4F9([CF3(CF2)3(CH2)3O]3PO)(図 2-C))を、希釈溶媒としてFluorinertTMFC-72を用いた。



- a) 水相→フルオラス相抽出
- b) 水相→イオン液体相抽出
- c) フルオラス相・イオン液体相間分配

図 1.3 相系による溶媒抽出の検討

2. 実験方法

模擬燃料溶解液として Ce(IV)濃度が $0.1M(M=mol/dm^3)$ になるように $Ce(NH_4)_2(NO_3)_6$ を分取し、3M HNO_3 で溶解した。またこの溶液に FP 模擬元素として Sr(II), Zr(IV), Pd(II), Cs(I), Nd(III)の硝酸塩をそれぞれ 1mM となるように添加した。さらに模擬トリウム燃料溶解液として、4mM NaF を含むものも用意した。 $TOMAC/OMITf_2N$ または $TBP-C_4F_9/FC-72$ を抽出相として、模擬燃料溶解液と等体積になるようにそれぞれ 遠沈管に入れ、 $25^{\circ}C$ で 30 分間振とうした。水相に含まれる金属イオン濃度を ICP 発光分光分析装置または 原子吸光光度計で測定し、抽出率を求めた。

3. 結果及び考察

模擬トリウム燃料溶解液中の金属イオンの抽出率を図 3 に示す。 $TOMAC/OMITf_2N$ 抽出系では Pd(II)が、 $TBP-C_4F_9/FC-72$ 抽出系では、Zr(IV)が Ce(IV)と共に抽出されることが分かった。また、Pd(II)よりも Zr(IV)の方が Ce(IV)に同伴する割合は低かった。一方、Sr(II), Cs(I), Nd(III)はいずれの溶媒においても有意な濃度変化は認められなかった。この結果を踏まえ、水相からフルオラス相(図 1-a))を介してイオン液体相へ(図 1-c))抽出を行うことにより、Ce(IV)のみを回収できると考えられる。

本研究は、JSPS 科研費 JP18K19047 の助成を受けたものである。

CH₃ (OMI+) ■ 0.5M TBP-C₄F₉/FC-72 ■ 0.5M TOMAC/OMITf₀N 80 **3** 60 (Tf_2N^-) (ĊH₂)₇CH₃ A).イオン液体 OMITf₂N (CH₂)₇CH₃ 20 -(CH₂)₇CH₃ (CH₂)₇CH₃ 0 B).TOMAC 抽出剤 $Sr(II) \quad Zr(IV) \quad Pd(II) \quad Cs(I) \quad Ce(IV) \ Nd(III)$ 抽出元素

> [HNO₃]=3M, [NaF]=4mM, [Ce(IV)]₀=0.1M, [Sr(II),Zr(IV),Pd(II),Cs(I), Nd(III)]₀=1mM, [TOMAC]=0.5M/OMITf₂N, [TBP-C₄F₉]=0.5M/FC-72

図3. 模擬トリウム燃料溶解液に対する抽出率

*Masaru Yokouchi ¹, Yuya Kuroki², Ryoma Sunakawa², Toshiyuki Inazu², Noriko Asanuma²

¹Graduate school, Tokai Univ., ²Tokai Univ.

C).TBP-C₄F₉

[CF₃(CF₂)₃(CH₂)₃O]₃PO

図 2. 構造式

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

[3104-07] Development of Extractant

Chair: Masahiko Nakase (Tokyo Tech)

Fri. Mar 18, 2022 10:45 AM - 12:00 PM Room I

[3104] Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

Takumi Mizumachi¹, Minami Sato¹, Masashi Kaneko², Tomoyuki Takeyama¹, Satoru Tsushima^{3,1}, *Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech, 2. JAEA, 3. HZDR)

10:45 AM - 11:00 AM

[3105] Cis/trans Isomerization of Uranyl Nitrate Complex Induced by Bis(2-pyrrolidone) Derivative Bearing Two Asymmetric Centers

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

11:00 AM - 11:15 AM

[3106] Photochemical Synthesis of Uranyl(VI)-Peroxo Complexes with Bis(phosphine oxide) Linker Ligands

*Yuta Okumura¹, Tomoyuki Takeyama¹, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Tech) 11:15 AM - 11:30 AM

[3107] Evaluation of HSAB principle in complexation behavior of uranyl(VI) ion with N₃O₂-, N₂O₃-, N₂O₂S₁-type planar pentadentate Schiff-base ligands

*Tomoyuki Takeyama¹, Satoru Tsushima^{1,2}, Koichiro Takao¹ (1. Tokyo Institute of Technology,

2. Institute of Resource Ecology, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR))

11:30 AM - 11:45 AM

ウラニル錯体化学に基づくテーラーメイド型新規海水ウラン吸着材開発 (2) ウラン選択性平面 5 座配位子の開発と性能評価

Development of Advanced Adsorbent for Uranium Recovery from Seawater Based on Uranyl Coordination Chemistry

(2) Development and Performance Evaluation of Uranium-Selective Pentadentate Planar Ligands 水町 匠,¹ 佐藤みなみ,¹ 金子政志,² 竹山知志,¹ 津島 悟,¹,³ *鷹尾 康一朗¹¹東工大ゼロカーボン研,²JAEA,³HZDR

ウラニルイオンが他の金属イオンにはまず見られない平面 5 座配位を好むという特徴に基づいて海水条件下でも安定なウラン捕集用新規平面 5 座配位子を開発し、ウラニル錯体の安定度定数および海水中に存在する他の夾雑イオンに対する分離係数の観点からそれらの性能評価を定量的に行った。

キーワード: 錯体化学, 海水ウラン回収, 安定度定数, 分離係数

- **1. 緒言** 海水からのウラン回収は、将来世代にわたる長期的核燃料資源確保のための有力なオプションである。日本を中心とした長年の研究開発に加え、米国 DOE による近年の取組みでも見られるように、海水ウラン回収技術開発は現在でも高い注目を集めている。アミドキシム基およびその誘導体を導入した有機高分子が海水ウラン吸着材として既に開発されているが、海水 pH (~8)付近での急激な吸着能低下、官能基利用効率の低さ、海水中の夾雑イオンに対するウラン選択性の低さなどの課題が依然として残る。本研究では、他の金属イオンにはまず見られない平面 5 座配位を好むというウラニルイオン(\mathbf{UO}_2^{2+})の錯体化学的特徴に基づいて海水条件下で安定なウラン捕集用新規平面 5 座配位子を開発し、その性能評価を行った。
- **2. 実験** サリチルアルデヒドとジエチレントリアミンの還元的 アミノ化反応により、平面5座配位子 H_2 saldian (図1)を合成した。 エタノール中における H_2 saldian と $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ の反応により得られた $UO_2(saldian)$ 錯体について、単結晶 X 線回折,元素分析および IR により同定を行った。模擬海水溶液(0.5 M NaCl+2.3 mM HCO_3^-/CO_3^{2-} , pH 8.00 ± 0.03 , 25° C)中における H_2 saldian と UO_2^{2+} の錯形成反応について、紫外可視吸収滴定により検討した。
- 3. 結果と考察 錯体合成の結果、 $UO_2(saldian)$ の黄橙色粉末が83%の収率で得られた。単結晶 X 線回折から得られた $UO_2(saldian)$ の分子構造を図 2 に示す。この結果より、 $saldian^{2-}$ が期待通り平面5座配位子として UO_2^{2+} に配位することが明らかとなった。元素分析およびIR もこの錯体構造および組成を支持する。模擬海水中での $UO_2(saldian)$ の安定度定数 $(log \beta_{II})$ は 27.5であり、過去に報告されているアミドキシム系配位子の値を $10\sim14$ 桁も上回る。また、海水中に共存する主要夾雑イオンに対



図 1. 新規平面 5座配位子 H₂saldian の構造式.

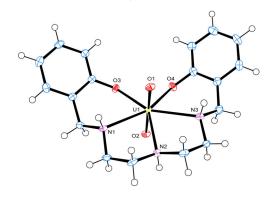


図 2. UO2(saldian)の ORTEP 図.

する分離係数は $10^3 \sim 10^8$ であり、高い UO_2^2 選択性を示すことを明らかにした。

本研究は、文科省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として東工大が実施した「ウラニル錯体化学に基づくテーラーメイド型新規海水ウラン吸着材開発」の成果です。

Takumi Mizumachi, Minami Sato, Masashi Kaneko, Tomoyuki Takeyama, Satoru Tsushima, Satoru Tsushima, Koichiro Takao Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech, Japan Atomic Energy Agency, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf

3105 2022年春の年会

2 つの不斉中心を持つ架橋 2-ピロリドン誘導体による硝酸ウラニル錯体の cis/trans 異性

Cis/trans Isomerization of Uranyl Nitrate Complex
Induced by Bis(2-pyrrolidone) Derivative Bearing Two Asymmetric Centers

*小野 遼真 ¹, 鷹尾 康一朗 ¹

ューエ大ゼロカーボン研

trans-1,2-シクロヘキシル基によって架橋されたビス(2-ピロリドン)配位子のラセミ体および(1R,2R)光学異性体を硝酸水溶液中で UO_2^{2+} と反応させた。その結果、ラセミ体を用いた場合は trans-型、(1R,2R)体を用いた場合は cis-型のエカトリアル面を持つ硝酸ウラニル配位高分子がそれぞれ得られた。

キーワード: 硝酸ウラニル, 錯体化学, 使用済み核燃料再処理, 結晶構造

1. 緒言

硝酸ウラニルの錯体化学は使用済み核燃料の再処理において基盤をなすために重要である。硝酸ウラニル錯体のエカトリアル面における配位構造は、キレート配位を示さない配位子との錯体では専ら trans-型を示すことが知られている。本研究では、2 つの不斉中心を持つ架橋2-ピロリドン誘導体(DHNRP)のラセミ体および(1R,2R)体(図 1)を用いることにより発現する硝酸ウラニル錯体構造の cis-/trans-異性の詳細について報告する。

2. 実験

架橋部位が trans-1,2-シクロヘキシル基である L_{\pm} (ラセミ体)と L_{RR} (1R,2R 体)を既報に従って合成した(図 1(a))。硝酸水溶液中で各 DHNRP と UO_2^{2+} をモル比 1:1 で混合し、得られた黄色結晶について単結晶 X 線構造解析を行った。

3. 結果と考察

各硝酸ウラニル錯体[UO2(NO3)2L2] $_n$ (L=L $_\pm$, L $_{RR}$)の結晶構造を、図 1(b), (c)に示す。どちらの場合も同じ組成を持つ 1 次元配位高分子が形成されることを確認した。一方、UO $_2$ 2+のエカトリアル面が[UO2(NO3)2L $_\pm$] $_n$ (図 1(b))の場合は trans-型であるのに対し、[UO2(NO3)2L $_{RR}$] $_n$ (図 1(c))の場合は cis-型であった。U-O $_L$ 結合距離を比較すると、L $_\pm$ の場合 2.387(3)-2.391(3) Å、L $_{RR}$ の場合 2.370(5)-2.384(5) Å であり \pm 0.021 Å の範囲で一致した。すなわち、U-O $_L$ の

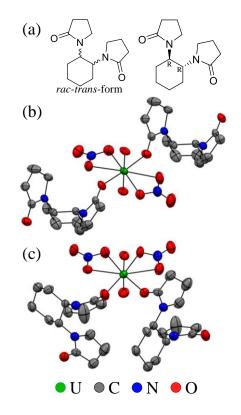


図 1 本研究で用いた(a) DHNRP (L_{\pm}, L_{RR}) および $[UO_2(NO_3)_2L]_n$ $(L = (b) L_{\pm}, (c) L_{RR})$ の分子構造.

結合の強さに大きな差異はなく、ここで見られた cis/trans 異性化は配位結合の強さに起因するものではないと考えられる。現時点で詳細は定かではないが、cis/trans 異性化の原因は $[UO_2(NO_3)_2L_{\pm}]_n$ で形成される各エナンチオマーが交互に充填するような結晶構造を $[UO_2(NO_3)_2L_{RR}]_n$ では取れないことに関係すると予想される。

本研究は JSPS 科研費国際共同研究強化(B) (20KK0119)の助成を受けたものです。

^{*}Ryoma Ono¹, Koichiro Takao¹

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech.

ビスホスフィンオキシドリンカー配位子を用いた ウラニル(VI)-ペルオキソ錯体の光化学的合成

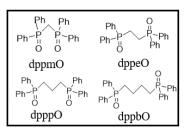
Photochemical Synthesis of Uranyl(VI)-Peroxo Complexes with Bis(phosphine oxide) Linker Ligands
*奥村 優太, 竹山 知志, 鷹尾 康一朗

東工大ゼロカーボン研

ウラニル(VI)イオンが光照射により酸素分子を活性化し、2 核ウラニル(VI)-ペルオキソ錯体を形成する反応について、U···O···U 間距離に対応したリンカー型ビスホスフィンオキシド配位子を導入することによりウラニル(VI)-ペルオキソ錯体の意図的な合成を試みた。

キーワード: 錯体化学、ウラニル(VI)イオン、ペルオキソ錯体、光反応性

- **1. 緒言** 近年、ウラニル(VI)ーペルオキソ錯体は、錯体化学的な関心のみならず、核燃料サイクルとの関連も含め広く興味の持たれる物質となっている[1]。それらの有機溶媒中における自発的な生成には光照射により生じるウラニル(VI)イオンの励起状態が関与しているとされ、古くから知られるウランの光応答性とも密接に関連する[2]。既報のウラニル(VI)ーペルオキソ錯体は室内光の下で偶然結晶化したものも多く、配位子の構造制御により意図的に合成された例はほとんどない。本研究では、適切な分子設計を施したリンカー型ビスホスフィンオキシド配位子を用いることでウラニル(VI)ーペルオキソ錯体の選択的光化学合成を試みた。
- **2. 実験** 図 1 に示す架橋アルキル鎖の炭素数が 1-4 のリンカー型ビスホスフィンオキシド配位子を対応するジホスフィンの酸化によりそれぞれ合成した。エタノール溶媒中、1.5 M $UO_2(ClO_4)_2$ 水溶液と各種リンカー配位子および 2 種類の単座配位子(Ph_3PO , $CyPh_2PO$, 図 1)の組み合わせについて、錯体の合成を室内光下もしくは暗所にて行った。
- 3. 結果と考察 エチレンで架橋された dppeO 配位子を用いた場合にのみ室内光下でウラニル(VI)-ペルオキソ錯体 $[(UO_2)_2(O_2)(dppeO)_2(L)_2](ClO_4)_2$ ($L=Ph_3PO$, $CyPh_2PO$)の結晶が析出した。単結晶 X 線構造解析により得られた $[(UO_2)_2(O_2)(dppeO)_2(CyPh_2PO)_2]^{2+}$ の分子構造を図 2 に示す。 dppeO 配位子が μ - O_2 ²⁻を跨いで 2 つのウラニル(VI)イオンを架橋するように配位した構造となっており、当初の狙い通りウラニル(VI)-ペルオキソ錯体を意図的に合成することに成功した。また、今回合成した各 $[(UO_2)_2(O_2)(dppeO)_2(L)_2]^{2+}$ はアセトニトリル重溶媒中でもその構造を保持していることを $3^{1}P$ NMR スペクトルにより確認した。



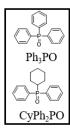


図1. 使用した配位子

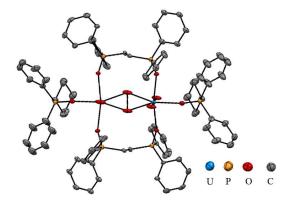


図 2. [(UO₂)₂(µ-O₂)(dppeO)₂(CyPh₂PO)₂]²⁺
の分子構造

References.

- [1] X. Guo, A. Navrotsky, et al., Proc. Natl. Acad. Sci. USA, 2014, 111, 17737.
- [2] S. Thangavelu, C. Cahill, Inorg. Chem. 2015, 54, 4208-4221
- *Yuta Okumura, Tomoyuki Takeyama, Koichiro Takao

Laboratory for Zero-Carbon Energy, TokyoTech,

3107 2022年春の年会

N₃O₂-, N₂O₃-, N₂O₂S₁-型平面 5 座シッフ塩基配位子と ウラニル(VI)イオンの錯形成挙動における HSAB 則の検証

Evaluation of HSAB principle in complexation behavior of uranyl(VI) ion with N_3O_2 -, N_2O_3 -, $N_2O_2S_1$ -type planar pentadentate Schiff-base ligands *竹山 知志 1 , 津島 悟 1,2 , 鷹尾 康一朗 1 東工大ゼロカーボン研, 2 HZDR

本研究では、 N_3O_2 -, $N_2O_2S_1$ -型平面 5 座シッフ塩基配位子を有する UO_2^{2+} 錯体の構造および溶液中における安定度定数の観点から HSAB 則の効果について検討した。

キーワード: ウラン, 錯形成反応, 錯体化学, HSAB 則

1. 緒言

Pearson によって提唱された HSAB 則は、経験則であるにも関わらず、金属イオンの選択的分離抽出剤の設計指針をたてるにあたり極めて有用である。HSAB 則によれば、ウラニル(VI)イオン(UO_2^{2+})は「硬い酸」に分類されるため、N や O などの「硬い塩基」と親和性が高く、S などの「軟らかい塩基」とは強く相互作用しにくいと思われる。しかしながら、構造的に類似した配位環境下における U-N、U-O、U-S 結合の強さについて検証した報告例は見当たらない。本研究では、これらの結合の強さについて UO_2^{2+} 錯体の構造および溶液中における安定度定数の観点から議論し、HSAB 則の効果について評価することを目指した。

2. 実験

Figure 1 に示すような N_3O_2 -, N_2O_3 -, $N_2O_2S_1$ -型平面 5 座シッフ塩基配位子を有する UO_2^{2+} 錯体(UO_2 (MeOsaldien-X); X = NH(1), O(2), S(3)) を合成し、X 線構造解析により分子構造を明らかにした。また、エタノール中における MeO-saldien- X^2 -と UO_2^{2+} の錯形成反応の安定度定数(β)を求め、各錯体の安定性を評価した。

3. 結果と考察

単結晶 X 線構造解析の結果、U-X 結合の結合長は U-O (2) < U-NH (1) < U-S (3) の順に長くなることが分かった。これは、U-X 結合が U-S (3) < U-NH (1) < U-O (2) の順で強くなることを示唆しており、X 原子の UO_2^{2+} に対する親和性が Pearson の HSAB 則に従うことを示している。また、各錯体のエタノール中における $\log \beta$ は 3 < 1 < 2 の順で大きくなることが明らかになった。このことは、U-X 結合の強さが UO_2 (MeO-saldien-X) の安定性に反映されることを示唆している。

$$X = NH (1)$$

$$X = O (2)$$

$$X = S (3)$$

$$UO_2(MeO-saldien-X)$$

Figure 1. Schematic structures of $UO_2(MeO-saldien-X)$ complexes (X = NH (1), O (2), S (3)).

^{*}Tomoyuki Takeyama, 1 Satoru Tsushima, 1,2 Koichiro Takao 1

¹Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech, ²Institute of Resource Ecology, HZDR

General Meeting

[3I_GM] The 42nd General Meeting of Reprocessing and Recycle Technology Division

Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room I

[3I_GM] General Meeting

(Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room I)

[3I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

[3I_PL] International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

Chair: Atsunobu Masuno (Hirosaki Univ.) Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[3I_PL01] Current status and future prospects of vitrification technology development at Japan Nuclear Fuel Limited

*Yuuki Oota¹ (1. JNFL)

[3I_PL02] Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI

*Haruka Tada¹ (1. IHI)

[3I_PL03] The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter

*Toru Sugawara¹ (1. Akita Univ.)

再処理リサイクル部会セッション [バックエンド部会共催]

国際ガラス年 2022 再処理プロセスにおけるガラスの役割と将来展望 International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

日本原燃におけるガラス固化技術開発の現状と展望

Current status and future prospects of vitrification technology development at Japan Nuclear Fuel Limited *太田 祐希 ¹, 相馬 諒 ¹, 大和久 耕平 ¹, 笹原 亮 ¹, 石尾 貴宏 ¹, 塚田 毅志 ¹ l 日本原燃

1. はじめに

再処理工場において、使用済燃料を再処理する過程で発生した高レベル放射性廃液はガラスと混合・溶融 し、地層処分される計画である。本稿ではこれまで当社で進めてきたガラス固化技術の開発経緯と今後の展 望について報告する。

2. これまでの経緯

六ヶ所再処理工場は、2006年3月に使用済み燃料を使用したアクティブ試験を開始し、ガラス溶融炉において白金族元素の沈降・堆積や低粘性流体が発生して試験を一時中断した。

上記の原因究明および対策検討を実施するため、ガラス溶融炉メーカである(株)IHI をはじめ、原子力、溶融炉、鉄鋼、ガラス分野に関する専門家、有識者、研究機関と協力を行い、実規模モックアップ溶融炉(KMOC)での試験等を実施した。KMOC 試験よりガラス溶融炉の安定運転条件を設定し、六ケ所再処理工場で 2013 年までにガラス固化試験を行い「安定した運転ができること」及び「処理能力が確保されていること」を確認した。現在、使用前事業者検査に向けた準備を実施している。

3. ガラス固化技術の高度化

ガラス溶融炉は定期的に更新する必要があることから、アクティブ試験で確認された課題等について更なる改善を行うため、アクティブ試験時における原因究明時の協力体制に加え、大学や更なる有識者などとともにガラス固化技術の高度化を行った。

2013年11月から2015年5月にかけて新型ガラス溶融炉モックアップ試験を行い、炉底部構造、炉底部加熱方法等の改善により、白金族元素の沈降・堆積を抑制し、流下性が向上すること等を確認した。

4. 新技術の開発

上述のアクティブ試験で確認された課題・知見や高度化開発に加え、日本の原子力業界の発展に貢献するべく、多様な廃液種への対応技術の開発を資源エネルギー庁委託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」において、(株)IHI、日本原子力研究開発機構、電力中央研究所および各社再委託先の原子力環境整備促進・資金管理センター、埼玉大学、中部電力(株)、東京都市大学、東京工業大学、東北大学、秋田大学、八戸工業高等専門学校、愛媛大学、九州大学、岩手大学、弘前大学、熊本大学、立命館、茨城大学、芝浦工業大学、東海国立大学機構らと進めている。

また、当該業務で培った知見、体制を活用し、処分場面積やコストを低減させる研究開発や実機運転のコスト削減開発等を継続しており、その中で多成分系ガラスの複雑な現象の理解を更に進めている。

謝辞

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業 (JPJ010599)」および「使用済燃料再処理事業高度化補助金」により実施した成果の一部である。

^{*}Yuuki Oota¹, Ryo Souma¹, Kohei Owaku¹, Akira Sasahara¹, Takahiro Ishio¹, Takeshi Tsukada¹

¹Japan Nuclear Fuel Ltd.

再処理リサイクル部会セッション [バックエンド部会共催]

国際ガラス年 2022 再処理プロセスにおけるガラスの役割と将来展望 International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

IHI におけるガラス固化技術開発の現状と展望

Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI *多田 晴香¹,鬼木 俊郎¹,薄井 康史¹ IHI

1. はじめに

当社は使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル放射性廃液(以下、高レベル廃液)のガラス固化処理、および処理によって発生するガラス固化体の貯蔵技術の開発と関連する施設の建設・保守を実施してきた。特にガラス溶融炉メーカーとして、国内で唯一高レベル廃液のガラス溶融炉の開発、製作に携わっており、六ケ所再処理工場に納入し、国内での高レベル廃液の商業的な安定処理の確立に向けて取り組んでいる。ガラス固化による高レベル廃液の処理技術は確立されてきているものの、さらなる安定運転や将来的な高レベル廃液の変動を考慮したガラス固化設備に求められる技術は、継続して向上させていくことが求められることから、ガラス溶融炉の高度化や新たな原料の開発を日本原燃㈱と共に協力して取り組んでいる。また、高レベル廃液のガラス固化によって培われた技術のさらなる展開として、低レベル放射性廃棄物への適用性を検討している。

2. 高レベル廃液のガラス固化技術高度化

前述の通り、高レベル廃液のガラス固化による処理方法 は確立されてきているものの、より安定的なガラス溶融炉 の運転や放射性廃棄物の減容を目的としたガラス固化技 術の高度化研究として、2018年度までに放射性廃液成分 の高充填化が可能なガラス原料の開発に取り組んできた。

また、将来的な核燃料サイクルの推進により、高燃焼度燃料等の再処理によって、高レベル廃液の濃度や組成などの変動が予想される。そのため、放射性廃棄物の減容に係る開発で得られたガラス固化技術を基軸として、高レベル廃液の変動に対する高度化研究に 2019 年度から取り組んでいる。

図1 放射性廃棄物の処理の概要

3. 低レベル廃棄物に対するガラス固化技術の適用

一方で、原子力発電所、再処理施設などで発生する低レベル放射性廃棄物は、国内では、① 焼却 ② 圧縮 ③ セメント固化が一般的であり、ガラス固化技術は導入されていない。しかし、今後、原子力発電所、再処理施設の操業・廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル廃棄物(除染廃液など)に対する処理技術が必要であることから、放射性廃棄物の低減、安全性の高い最終処分確立の観点からも、低レベル廃棄物に対するガラス固化技術の適用に取り組んでいる。

謝辞

本報告は経済産業省「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)」および経済産業省「平成 29~平成 30 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」の成果を含む。

*Haruka Tada¹, Toshiro Oniki¹, Yasufumi Usui¹

¹IHI.

再処理リサイクル部会セッション [バックエンド部会共催]

国際ガラス年 2022 再処理プロセスにおけるガラスの役割と将来展望 International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

ガラス溶融炉におけるモリブデンの反応挙動: 最近の研究の進展

The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter: Recent progress *菅原 透¹, 大平 俊明¹, 大和久 耕平²、塚田 毅志²¹秋田大学, ²日本原燃

1. はじめに

高レベル放射性廃液のガラス固化に用いるガラスビーズには、20 種類以上の核分裂生成元素(FP)に対する高い溶解性が要求される. FP 成分の中では特にモリブデン(Mo)の含有量に注意する必要があり、廃液の充填率を高めようとするとガラス中に水溶性のイエローフェーズ(YP)が析出しやすくなる. ガラス固化体の化学的耐久性を担保するためには、ガラス溶融炉内における Mo の振る舞いをよく理解する必要がある. ここでは、それらに関連して我々が取り組んできた最近の研究の成果を紹介する.

2. 仮焼層における YP 生成メカニズム

イエローフェーズは溶融炉上部の仮焼層で析出するが、モックアップ試験の後で回収される仮焼層試料は組織が不均質であるため、反応過程を考察することが難しい。そこで、ガラスビーズと廃液仮焼物の混合物をルツボに入れて $660\sim1000$ でまでゆっくりと昇温したのち急冷する「仮焼層合成実験」を行った。 それらの結果から、660 でから 700 でまでの反応初期には廃液中の硝酸ナトリウム由来の Na がガラスビーズの縁に向かって選択的に拡散したのち融解する「融食反応」が生じていることが分かった。このとき廃液側では数 μ m サイズの Na_2MoO_4 の液滴が形成されており、700 では液滴がガラスビーズの隙間に集合しながら数 100 μ m サイズの YP 粒子に成長していた。 800-900 でになるとガラスの粘度が低下し溶融が進行するものの、モリブデン酸塩メルトとケイ酸塩メルトの分相のために YP 粒子は溶融ガラスに溶け込むことがなく、集合しながら数 mm サイズまで成長することが分かった。

3. ケイ酸塩メルトへのモリブデン溶解度

仮焼層で生成した YP は、1000℃以上になると温度が増加するにつれて次第にガラスに溶け込んで縮小する。このときの YP の縮小速度はガラス融体の MoO_3 溶解度に依存し、溶解度の高いガラスであるほど YP の析出を抑制できると考えられる。そこで、ガラス組成と MoO_3 溶解度の関係を相平衡実験により明らかにした。これまでに実施した約 90 種類の異なる組成に対する実験結果をまとめると、 MoO_3 溶解度は、ガラスの Si/B 比と Al 量が低いほど、また網目修飾成分(Na, Ca, Li)が多いほど増加した。さらにそれらの量比が一定の時には Na を Ca や Li で置換するほど、増加することが分かった。これらの相平衡実験の結果を熱力学的に解析し、ケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの分相関係を定式化した。これまでに、 SiO_2 を 37-63wt%、 B_2O_3 を 11-30wt%、 Na_2O を 4-16wt%含む 8 成分系のメルトに対する 1000-1200℃の MoO_3 溶解度を、約 ± 2 wt%の精度で予測することができる熱力学データベースを構築済みであり、任意の組成のガラスに対する YP の溶解性を評価できるようになっている。

4. 将来展望

ガラス成分の水に対する浸出率は Si/B 比と Al 量が増加するにつれて低下することが知られている。これは上記の MoO_3 溶解度の組成依存性とは逆の傾向であり、溶解度が高いガラスは一般に耐水性が低いことになる。しかしながら、ガラスビーズの組成と浸出率の関係や表面保護層の形成については実験データが不十分であり不明な点も多い。高い MoO_3 溶解度と耐水性を兼ね備えたガラスを作るためには、ガラス固化体の水に対する溶出挙動についても、今後より詳細な調査が必要であると考える。

謝辞:本発表は放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)の成果の一部である.

^{*} Toru Sugawara¹, Toshiaki Ohira¹, Kohei Owaku², Takeshi Tsukada²

¹Akita Univ., ²Japan Nuclear Fuel Ltd.

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

[3108-12] Isotope Enrichment and Mass Spectrometry

Chair: Shuichi Hasegawa (UTokyo)

Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room I

[3108] Calcium isotope separation by DC18C6 crown-ether for neutrinoless double beta decay

*Anawat Rittirong Rittirong¹, Pantiwa Kumsut¹, Takaaki Yoshimoto¹, Ryuta Hazama¹, Tadafumi Kishimoto², Toshiyuki Fujii², Yoichi Sakuma³, Satoshi Fukutani⁴, Yuji Shibahara⁴, Ayaki Sunaga⁴ (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ., 3. Tokyo Tech, 4. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3109] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Mai Fukumori¹, Yuki Takemura¹, Makoto Hasegawa¹, Takashi Tsunada², Kenya Tanaka², Tadafumi Kishimoto³ (1. ATOX, 2. Pesco, 3. Osaka Univ.) 3:00 PM - 3:15 PM

[3I10] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

*Tadafumi Kishimoto¹, Izumi Ogawa², Kenji Matsuoka¹, Takao Fukumoto¹, Hironobu Shiraishi³, Tomohiko Kawakami³, Mai Fukumori⁴, Yuki Takemura⁴, Makoto Hasegawa⁴, Takehiko Tsukahara⁵ (1. Osaka University, 2. Fukui University, 3. Kaken, 4. ATOX, 5. Tokyo Institute of Techonology)

3:15 PM - 3:30 PM

- [3111] Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

 *Naoki Horiguchi¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yoshihiro Kitatsuji¹, Mai Fukumori², Yuki Takemura²,

 Makoto Hasegawa², Tadafumi Kishimoto³ (1. JAEA, 2. ATOX, 3. Osaka Univ.)

 3:30 PM 3:45 PM
- [3112] Measurement of iodine-129 in low radioactive liquid waste by inductively coupled plasma mass spectrometry with collision reaction cell technique *Yu Saegusa¹, Masahiko Yamamoto¹, Satoshi Inada¹, Takehiko Kuno¹ (1. JAEA) 3:45 PM 4:00 PM

Calcium isotope separation by DC18C6 crown-ether for neutrinoless double beta decay *Anawat Rittirong¹, Pantiwa Kumsut¹, Takaaki Yoshimoto¹, Ryuta Hazama¹, Tadafumi Kishimoto², Toshiyuki Fujii², Yoichi Sakuma³, Satoshi Fukutani⁴, Yuji Shibahara⁴, Ayaki Sunaga⁴

¹Osaka Sangyo Univ., ²Osaka Univ., ³Tokyo Tech, ⁴Kyoto Univ.

This study aimed to investigate the isotope separation and enrichment of calcium via liquid-liquid extraction (LLE) using DC18C6 crown-ether. This experiment aims to find a cost-effective way to enrich calcium-48 (⁴⁸Ca). The liquid-liquid extraction was carried out to find an appropriate isotope separation and enrichment condition. The measurement of calcium isotope composition was performed by reaction-cell ICP-MS. The maximum separation factor of ⁴⁸Ca/⁴⁰Ca was 1.007±0.004 in the aqueous phase under the presence of 12M HCl at the sixth iteration stage. The advantage of LLE was that the feed concentration is higher than other methods, resulting in the appropriate condition for mass production.

Keywords: Isotope Separation, Calcium, Crown-ether, Enrichment

1. Introduction

Neutrinoless double-beta decay $(0\nu\beta\beta)$ has been studied to demonstrate lepton number non-conservation [1]. The CANDLES (Calcium Fluoride for Neutrino and Dark Matter Studies by Low Energy Spectrometer) project employs calcium-48 (⁴⁸Ca), one of the natural double beta decay nuclides with the highest Q-value (4.27 MeV) for $0\nu\beta\beta$ study [2]. Nevertheless, ⁴⁸Ca has a natural abundance of 0.187%. The enrichment of ⁴⁸Ca is possible only by the magnetic separator, becoming a costly material. This research aims to improve the calcium isotope separation by crown-ether through liquid-liquid extraction system for cost-effective enrichment and mass production.

2. Methodology

0.07M of DC18C6 crown-ether in 100 mL chloroform prepared as an organic phase solution. The aqueous phase solutions were 5mL (30% w/w) CaCl₂, (aq) and CaCl₂, (HCl). Organic and aqueous solutions with the volume ratio of 10/1 were mixed in an Erlenmeyer flask using a magnetic stirrer for 1 minute and allowed for 10 minutes before the separation. The loaded solvent in the organic phase was back-extracted with the 10 mL pure water. The same procedure was performed using the aqueous solution from the previous extraction for the sixth multistage iteration. All extraction processes were performed at room temperature. The aqueous phase concentration was measured by AAS (Shimadzu AA-6800) and isotopic analysis by reaction-cell ICP-MS (Agilent 7900) with an additional H₂ gas as a reaction gas. Careful correction for the calculation of separation factor was employed to avoid the mass bias from the measurement using the bracketing technique.

3. Results

The results of multistage iteration under the presence of HCl acid found that the distribution coefficient and separation factor was increased in the aqueous phase. The distribution coefficient of the HCl system was ranged from 0.1579 ± 0.0007 to 0.0079 ± 0.0002 at the first and the sixth iteration. The maximum separation factor of the aqueous phase ($^{48/40}\alpha_{aq}$) was 1.007 ± 0.004 ($\epsilon=0.007$) at the 6th stage (Figure 1). This finding indicated the enrichment feasibility of the heavier isotopes of calcium via liquid-liquid extraction. The aqueous solvent on multistage iteration is in progress.

4. Conclusion

The advantage of LLE compared to other chemical enrichment methods was that the high concentration of calcium (3 – 4M) could be engaged. Moreover, the enrichment coefficient (ϵ) was higher than the resin chromatographic method (ϵ = 0.02 – 0.03) [3], resulting in the appropriate method for isotope enrichment and mass production. Regardless of the calcium recovery, the iteration stage required to achieve ten times ⁴⁸Ca enrichment was approximately 2122. Further research on the designed cascade for mass production is required.

References

- [1] M. J. Dolinski et al. (2019), Annual Review of Nuclear and Particle Science, 69, 219-251.
- [2] S. Ajimura et al. (2021), Physical Review D, 103(9), 092008
- [3] S. Umehara et al. (2018), Journal of Nuclear Science and Technology, 55(12), 1473-1480.

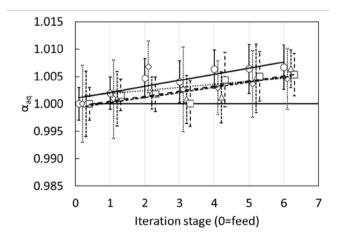


Figure 1. The separation factor of calcium isotopes in the aqueous phase (α_{aq}) to the iteration stage.

$$\bigcirc = {}^{48}\text{Ca}/{}^{40}\text{Ca} (\longrightarrow), \, \diamondsuit = {}^{48}\text{Ca}/{}^{42}\text{Ca} (\dots), \\ \triangle = {}^{48}\text{Ca}/{}^{43}\text{Ca} (----), \, \Box = {}^{48}\text{Ca}/{}^{44}\text{Ca} (----)$$

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発 (1) 開発の概要

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(1) Outline of Technology Development

麻衣¹, 竹村 友紀¹, 長谷川 信¹, 綱田 宜司², 田中 健哉², 岸本 忠史³ 1株式会社アトックス、2株式会社ペスコ、3大阪大学

PWR 一次系冷却水の pH 調整に使用される LiOH は、被ばく管理の観点から Li-7 同位体を濃縮して使用 する必要がある。しかし、既存の水銀アマルガム法では経済面、環境面で課題があり、既存法に代わる方法 として、マルチチャネル向流電気泳動(MCCCE)法[1]による Li-7 の同位体濃縮方法について検討した。

キーワード: MCCCE、Li-7、PWR、ロシア

1. 緒言

PWR プラントでは反応度制御のために一次冷却水にホウ酸を添加するが、液性が酸性になると系統構成 材料の腐食を進めるため、LiOH を添加し pH 制御を行っている。ここで、Li には天然に 2 つの同位体が存 在するが、Li-6 は中性子吸収剤であるため、被ばく低減の観点から Li-7 を濃縮する必要がある。

2. Li-7 供給状況

Li-7の供給はロシアのほぼ独占状態となっており、日本もロ シアからの輸入に依存している現状である。これは安全保障及 び安定供給の観点からは課題と言える。また、ロシアが採用し ている水銀アマルガム法は、世界的に取り扱いが厳しくなって いる水銀を用いるため、環境面でも課題である。これらのリス クを回避するためには、将来的には経済面及び環境面を考慮し た新たな国内供給体制の構築が必要である。

3. MCCCE 法の概要

本報告では、水銀アマルガム法に代わる新たな濃縮技術とし て MCCCE 法に着目した。MCCCE 法は電気泳動のキャピラ リー法と向流法を組み合わせた手法で、熱伝導率の高い絶縁物 で作られた泳動路に電場を印加し、電気泳動により物質を移動 させる一方で、向流する溶液を流すことで目的の同位体を濃縮

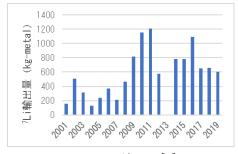


図 1.ロシアの Li-7 輸出量[2]

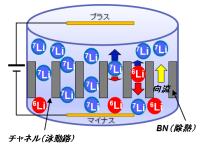


図 2.MCCCE 法による同位体濃縮イメージ する方法である。MCCCE 法の Li-7 を濃縮する最適なパラメータ(電場、水流、温度の均一性等)の検討を行

謝辞

本研究成果は、令和3年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。

参考文献

[1] T. Kishimoto, K. Matsuoka, T. Fukumoto, S. Umehara "Calcium isotope enrichment by means of multi-channel counter-current electrophoresis for the study of particle and nuclear physics" (2015)

[2] Обзор рынка редких металлов в России – 2019

い、既存法と同等の分離係数を得ることができた。

Rare Metals in Russia: Production, Market and Forecast (2nd edition) October, 2019: INFOMINE Research Group

^{*}Mai Fukumori¹, Yuki Takemura¹, Makoto Hasegawa¹, Takashi Tsunada², Kenya Tanaka², Tadafumi Kishimoto³ ¹ ATOX, ² Pesco, ³ Osaka Univ.

3110 2022年春の年会

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発 (2) **濃縮試験の状況**

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(2) Current status of Experiment

*岸本 忠史¹, 小川泉²、松岡健次¹、福本敬夫¹、白石 啓宜³、川上 智彦³, 福森 麻衣⁴, 竹村 友紀⁴, 長谷川 信⁴, 塚原 剛彦⁵ ¹大阪大学、²福井大学、³㈱化研、⁴㈱アトックス、⁵東京工業大学

MCCCE 法は電気泳動法を基礎に、向流法とキャプラリー法の利点を組み合わせた濃縮法である。高い熱 伝導率をもつ絶縁物という相反する性質をもつ素材で泳動路を作ることで実現した。この装置を用いて濃縮 7Li の製造に向けた基礎実験を進めている。現在進めている実験の詳細と将来に向けての装置の改良計画に ついて概説する。

キーワード: MCCCE、Li-7、ハーゲン・ポアズイユ流、移動度

1. 緒言

大量に同位体を濃縮するには主に遠心分離法が使われている。有効な方法であるが、ガスの化合物が存在する元素に限られる。MCCCE 法は電気泳動法の向流法とキャピラリー法の問題点を解消しながら統合した方法で、高い熱伝導率を持ちながら絶縁体である BN で泳動路を作ることで、高い電場で向流法を実現した。

2. 実験

図 1 にテストに使用した装置の概念図を示す。中心部の BN は厚さ 20mm で、 40ϕ の円に 0.8ϕ の泳動路が 69 個あるコンパクトなもので、冷却系を含めてテーブルトップに納まる。 向流速度に釣り合う泳動速度を与え、向流速度分布と泳動速度分布を釣り合わせるように各種パラメーターを制御した。

3. 結果と今後

図 2 に得られた Li-7 の濃縮度を示す。この結果に先行する 実験では向流を層流 (ハーゲンポアズイユ流) で 3%の濃縮度 が得られており、本結果では脈動で 5%への向上が見られた。 一性等)の検討を行い、既存法と同等の分離係数を得ることが できた。現装置は制御の難しい点がある、現在改良版の次期 装置の制作中である。その概要も紹介する。

謝辞

参考文献

本研究成果は、令和3年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。また科研費の支援も受けています。

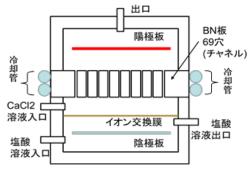


図 1.装置の概念図

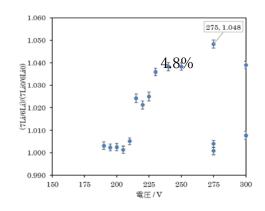


図 2.MCCCE 法による Li-7 濃縮度

[1] T. Kishimoto, K. Matsuoka, T. Fukumoto, S. Umehara "Calcium isotope enrichment by means of multi-channel counter-current electrophoresis (MCCCE) for the study of particle and nuclear physics" (2015), PTEP, 033D03, 2015

^{*}Tadafumi Kishimoto¹, Izumi Ogawa², Kenji Matsuoka¹, Takao Fukumoto¹, Hironobu Shiraishi³, Tomohiko Kawakami³, Mai Fukumori⁴, Yuki Takemura⁴, Makoto Hasegawa⁴, Takehiko Tsukahara⁵

¹ Osaka Univ., ² Fukui Univ., ³ Kaken, ⁴ ATOX, ⁵ TIT

MCCCE 法を用いたリチウム-7 濃縮技術開発

(3) 単チャンネル試験による脈動流の評価と数値シミュレーション

Li-7 Enrichment Technology Development by MCCCE Method

(3) Experiment and Numerical Simulation of Pulsation Flow in Single Channel *堀口 直樹 ¹,吉田 啓之 ¹,北辻 章浩 ¹,福森 麻衣 ²,竹村 友紀 ²,長谷川 信 ²,岸本 忠史 ³ 1日本原子力研究開発機構,2株式会社アトックス,3大阪大学

Li-7 濃縮実験装置の単チャンネル内のイオン挙動の把握を目的とし、流動試験により、流路内にポンプの 駆動周波数よりも高周波の脈動が生じることを確認した。また、数値流体力学(CFD)に基づくイオン挙動 数値シミュレーション手法を構築し、脈動流中を移動するイオン挙動を再現した。

キーワード: MCCCE, Li-7, 脈動, 数値シミュレーション, CFD

1. 緒言

軽水炉冷却材の水質管理において、安全保障や環境問題を考慮した Li-7 濃縮技術の開発が重要である。こ れらの面で革新的なマルチチャンネル向流電気泳動 (MCCCE) 法を実用化するためには、流路内のイオン挙 動を把握する必要がある。本報では、濃縮実験装置の一部である単チャンネルに着目して、内部のイオン挙 動の把握を目的とした流動試験と数値シミュレーションを実施した結果を述べる。

2. 流動試験及び数値シミュレーション

2-1. 流動試験及び流速計測方法

マルチチャンネル実機流路の単チャンネルを模擬し、矩形流路 $(0.7 \, \text{mm} \times 0.7 \, \text{mm})$ とし、上流・下流にバッファを設けた。この 流路を濃縮実験装置を簡易模擬した配管系に設置し、水を模擬流体 として PIV[1]により流速データを取得した。濃縮実験と同じダイヤ フラムポンプを用い、矩形波 (周波数 0.5 Hz で ON・OFF 繰返) に設定し、平均流速約1mm/sとなるよう上流のバルブで調節した。

2-2. 数値シミュレーション方法

JAEA で開発する TPFIT-LPT[2]を用いて、濃縮試験にて電場が 付与されて運動するイオンを、相当する付加速度が与えられる微粒 子として追跡した。流路は実験と同じであり、入口条件に試験の流 速データを用いた。

0.5 Hz: ポンフ 5000 ·OFF繰返 約10 Hz 4000 3000 2000 1000 0 100 10 Frequency [Hz]

図 1.流速計測に基づく脈動周波数

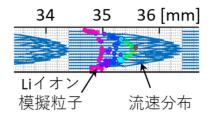


図 2.脈動流中イオン挙動の再現例

流動試験により流路内にポンプの駆動周波数よりも高周波の脈 動の発生を確認した(図 1)。また CFD 手法を元にイオン挙動数値シミュレーション手法を構築し、脈動流 中を移動するイオン挙動を再現した(図2)。

謝辞

3. 結果

本研究成果は、令和3年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一部として実施されたものです。また、日 本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものです。

参考文献

[1] 可視化情報学会, PIV ハンドブック (2018), [2] H. Yoshida, et al., ICONE2020-16393(2020).

*Naoki Horiguchi¹, Hiroyuki Yoshida¹, Yoshihiro Kitatsuji¹, Mai Fukumori², Yuki Takemura², Makoto Hasegawa² and Tadafumi Kishimoto³ ¹JAEA, ²ATOX, ³Osaka Univ.

コリジョンリアクションセル搭載型誘導結合プラズマ質量分析装置による 低放射性廃液中の ¹²⁹I 測定

Measurement of iodine-129 in low radioactive liquid waste by inductively coupled plasma mass spectrometry with collision reaction cell technique

*三枝 祐 ¹、山本 昌彦 ¹、稲田 聡 ¹、久野 剛彦 ¹

「日本原子力研究開発機構

コリジョンリアクションセルを搭載した誘導結合プラズマ質量分析装置を用いて、共存成分の影響を調査 し、低放射性廃液中の ¹²⁹I の定量を試みた。

キーワード: コリジョンリアクションセル、誘導結合プラズマ、質量分析、低放射性廃液、ヨウ素 129

1. 緒言

本研究では、廃棄体・廃棄物の処理処分において濃度測定ニーズが高い 129 I について、コリジョンリアクションセル搭載型誘導結合プラズマ質量分析装置(CRC-ICP-MS)を利用することで同重体の影響を排除した高感度分析技術の開発を行っている。これまで、 129 I の同重体であるプラズマ由来の 129 Xe+に対して、CRC-ICP-MS に O_2 ガスを導入し、 129 Xe+と O_2 の電荷移動反応を利用することで 129 Xe+の影響を受けない東海再処理施設の廃液処理施設から採取したョウ素吸着フィルター中の 129 I の測定に成功した[1]。本件では、低放射性廃液(LLW)の元素組成(Na を主成分とする 26 元素)を模擬した試料(模擬廃液)を用いて、試料中の共存成分の測定への影響を調査した上で、実際の LLW 中の 129 I を定量したので、その結果を報告する。

2. 実験

CRC-ICP-MS には PerkinElmer 製 NexION350D、 O_2 ガスには ATOX 製高純度 O_2 ガス(純度:99.999%)を使用した。ヨウ素標準溶液(安定同位体である 127 I を含有)は関東化学製ヨウ化カリウムを 1%亜硫酸アンモニウム溶液で溶解・定容して調整した。 129 I 標準溶液はフランス LMRI 製放射性同位元素標準を 1%亜硫酸アンモニウム溶液で適宜希釈して調整した。模擬廃液、実 LLW は、1%亜硫酸アンモニウム溶液で 20 万倍に希釈して質量電荷比(m/z)=127、129 を測定した。

3. 結果及び考察

(1) 共存成分の影響とその排除

前報[1]にて 129 I に同重体として干渉する 129 Xe の影響を排除するために最適化した O_2 ガス流量(1.1 mL/min)を CRC-ICP-MS に導入し、ヨウ素標準溶液と模擬廃液を測定した(両者とも 127 I 濃度:100 ng/L)。その結果、模擬廃液ではヨウ素標準溶液よりも m/z=127、129 で高いピーク強度を示した。実 LLW は Na を主成分とし、微量の核分裂生成物(Cs、Sr、Mo、Zr 等)、U、Pu 等が含まれている。質量分解能を有する CRC-ICP-MS 測定において、これらが m/z=127、129 の測定に影響を及ぼすことはない。しかし、Mo(m/z=97)、Zr(m/z=97)が導入した O_2 ガスと酸化物イオン(MoO_2 +、 ZrO_2 +)を形成したため[2]、模擬廃液で高いピーク強度が生じたと考えられる。

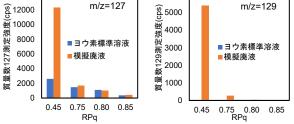
PerkinElmer 製 CRC-ICP-MS のコリジョンリアクションセル内は四重極の電圧パラメータ(RPq、前報までの

14000

設定値 0.45)を増加させることでセルを通過するイオンのうち、測定対象よりも小さい m/z のイオンを排除できる[3]。そこで、徐々に RPq を増加させた結果、図 1 に示すように、m/z=127 ではョウ素標準溶液と模擬廃液のピーク強度が近接し、RPq=0.80 でほぼ同じになった。m/z=129 では RPq=0.80 で模擬廃液のピーク強度はほぼゼロになった。以上から RPq を増加させることで MoO_2^+ 、 ZrO_2^+ の影響を排除しつつ、模擬廃液中の ^{127}I 及び ^{129}I を定量できることがわかった。

(2) 実 LLW 中の ¹²⁹I 濃度の定量

上記で得られた条件で測定した実 LLW 中の 129 I の定量結果を表 129 I の定量結果を表 129 I で定量した 129 I 濃度は $^{18.3}$ mg/L であり、 7 線スペクトロメトリによる測定結果と良好に一致した。これらの結果より、試料中の共存成分の影響を受けずに実 LLW 中の 129 I を高感度に定量(検出限界: $^{1.4}$ × $^{10^{-6}}$ mg/L)できることがわかった。



6000

図 1 ヨウ素標準溶液、模擬廃液測定時の RPq の影響 表 1 実 LLW 中のヨウ素濃度の定量結果

	測定方法	
試料	CRC-ICP-MS	γ線スペクトロメトリ
	(mg/L)	(mg/L)
実LLW	18.3	17.9
	(RSD: 1.1%)	(RSD: 4.2%)

4. 結論

前報で最適化した O₂ ガス流量に加え、四重極の電圧パラメータを増加させることで実 LLW 中の共存成分の影響を受けずに高感度で ¹²⁹I を分析する方法を開発した。今後、他の再処理工程内試料への適用性についても検討していく予定である。

参考文献

- 1) 三枝, 他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会、2F01.
- 2) S. Diez-Fernandez, H. Isnard, A. Nonell, C. Bresson and F. Chartier, J.Anal.At. Spectrom., 2020, 35, 2793
- 3) 山田 憲幸, 高橋 純一, 分析化学, 67, pp. 249-279 (2018).

^{*}Yu Saegusa¹, Masahiko Yamamoto¹, Satoshi Inada¹ and Takehiko Kuno¹

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[3J01-06] SiC 1

Chair: Kenta Murakami (UTokyo)

Fri. Mar 18, 2022 9:30 AM - 11:15 AM Room J

- [3J01] R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

 *Sosuke Kondo¹, Hirokazu Katsui², Kazuya Shimoda³, Ryutaro Usukawa², Kotaro Seki¹, Shaofan
 Lyu¹, Sola Iwamoto¹ (1. Tohoku Univ., 2. AIST, 3. NIMS)

 9:30 AM 9:45 AM
- [3J02] R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

 Ryutaro Usukawa¹, *Hirokazu Katsui¹, Mikinori Hotta¹, Kazuya Shimoda², Sosuke Kondo³ (1.

 National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), 2. National Institute
 for Materials Science, 3. Tohoku University)

 9:45 AM 10:00 AM
- [3J03] R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

 *Kazuya Shimoda¹, Masako Kato¹, Ryutaro Usukawa², Hirokazu Katsui², Sosuke Kondo³ (1.

 NIMS, 2. AIST, 3. Tohoku Univ.)

 10:00 AM 10:15 AM
- [3J04] R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

 *Sola Iwamoto¹, Ryutaro Usukawa², Hirokazu Katsui², Shaofan Lyu¹, Ryuta Kasada¹, Sosuke
 Kondo¹ (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

 10:15 AM 10:30 AM
- [3J05] R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

 *Shaofan Lyu¹, Hirokazu Katsui², Hao Yu¹, Yasuki Okuno¹, Ryuta Kasada¹, Sosuke Kondo¹ (1.

 Tohoku University, 2. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

 10:30 AM 10:45 AM
- [3J06] R &D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

 *Kotaro Seki¹, Sosuke Kondo¹, Koichi Sato², Ryuta Kasada¹ (1. Tohoku Univ., 2. Kagoshima
 Univ.)

 10:45 AM 11:00 AM

3J01 2022年春の年会

フルセラミックス炉心実現のための防食技術開発 (1) プロジェクト概要

R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

(1) Project overview

*近藤 創介 ¹, 且井 宏和 ², 下田 一哉 ³, 薄川 隆太郎 ², 関 航太朗 ¹, Lyu Shaofan ¹, 岩本 空 ¹ 東北大学, ²産業技術総合研究所, ³物質・材料研究機構

R2年度原シス事業として採択された本課題では、セラミックス炉心構造体の表面改質と構造体へのセラミックス被覆による多重防食技術の開発を目指している。セラミックス同士の被覆は極めて困難であるが、SiC複合材へのアルミナ被覆を産総研のCVD技術を用いて実施し被覆層の緻密化技術基盤を形成する。

キーワード:炭化ケイ素、アルミナ、ムライト、ATF、CVD、コーティング、腐食、照射損傷、界面強度

1. 緒言

これからの原子炉には電源喪失時においても炉心溶融を免れるような高温材料を炉心構造体に適用することによって原子炉の事故耐性を高め、放射性物質放出リスクを低減する社会要請がある。そのため、次世代軽水炉や、小型モジュール炉(SMR)などの新型炉では高温強度が優れた耐熱セラミックスである炭化ケイ素(SiC)複合材が炉心構造材料の選択肢となっている。セラミックスにおいても、これまでと同様に通常運転寿命の間には高温高圧水に対する耐食性能が重要になる。しかし、SiC の腐食は中性子照射により加速することが報告されている。セラミックスの防食技術はほとんどなく、一方で金属被覆などによってこれに対応することは高温運転による高効率化や事故耐性などの「耐熱セラミックスを利用している利点」が損なわれてしまう。これを受けて、東北大学が文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として実施している「次世代フルセラミックス炉心設計を見据えた多重防食技術の基礎基盤研究」の成果について報告する。本研究では、セラミックスのみを用いた多重の防食技術として SiC 自体の改質による防食機能付与技術、及びセラミックス被覆技術を開発することを目的としている。

2. 実施内容

本研究では SiC 繊維強化型 SiC 基複合材料 (SiC/SiC) の表面に 3C-SiC 下地層/ムライト中間層/アルミナトップ層の多層構造を製膜するための技術開発を産総研が実施し、SiC 表面自体への耐食機能付与を東北大が、またそれら膜構造・強度・耐食・耐照射に関しての性能評価を東北大および物材機構が実施し、それぞれ開発へフィードバックを行うというチーム編成となっている。

3. 結論

本課題は、SiC/SiCと緻密結晶相アルミナという接合が極めて困難な材料について、SiC上にセラミックスを気相反応で成長させる手法(CVD法)により実現したことがまずは特徴的である。本課題は令和2年度11月より令和3年3月まで(予定)と極めて短い実施期間であったが、成膜パラメータ自由度の大きなCVDと、界面や被膜層を対象とした微小試験などの迅速な評価技術という各機関の特徴を生かしたトライ&エラーによって、当初予定としていたセラミックス被覆の開発に成功した。本発表で全体計画を述べた後、続くシリーズ発表で各研究項目についてのこれまでに得られた成果を最新のデータを中心に報告する。

^{*}Sosuke Kondo¹, Hirokazu Katsui², Kazuya Shimoda³, Ryutaro Usukawa², Kotaro Seki¹, Lyu Shaofan¹, Sola Iwamoto¹
¹Tohoku Univ., ²AIST, ³NIMS

3J02 2022年春の年会

フルセラミックス炉心実現のための防食技術開発 (2) 化学気相性出による炭化ケイ素材上へのセラミックス防食層の作製

R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

(2) Deposition of ceramics protective layers on silicon carbide substrates by chemical vapor deposition 薄川 隆太郎 ¹, *且井 宏和 ¹, 堀田 幹則 ¹, 下田 一哉 ², 近藤 創介 ³ ¹産業技術総合研究所, ²物質・材料研究機構, ³東北大学

次世代炉心構造材として期待される SiC に対して、耐高温高圧水性に優れる防食層の被覆技術開発を目指し、化学気相析出によりセラミックス被覆層を合成し、成膜条件が被覆構造に及ぼす影響を調べた。

キーワード: セラミックス被覆, 化学気相析出, アルミナ, 炭化ケイ素, レーザー, 微細構造

1. 緒言

炭化ケイ素(SiC)や、その繊維強化型複合材(SiC/SiC)は耐熱性や機械的特性に優れる低放射化材料であり、次世代の軽水炉や小型モジュール炉内の構造材料として期待される。一方、放射線照射下で高温高圧水に曝される部材では、内在する不純物や SiC 自身の腐食が問題となることが明らかにされてきた。本プロジェクトでは、高温高圧水に対して最も耐食性に優れるセラミックスの一つであるアルミナを防食層とする被覆技術開発を進めた。化学気相析出(CVD)は気相法の中でも比較的成膜速度が高く、高純度で緻密な高防食性のアルミナ層の成膜を期待できる。しかしながら、緻密なアルミナ層は、成膜プロセスまたは実環境において SiC 材との界面に生じる熱応力には耐えられない。本研究では、緻密なセラミックス多層膜を高速に成膜可能なレーザーCVD 法により、炭化ケイ素材上にムライト緩衝層(中間層)を持つアルミナ防食層を被覆し、成膜パラメータが構成相や積層構造、微細組織、組成に及ぼす影響を調べた。

2. 実験方法

セラミックス防食層はコールドウォール式のレーザーCVD 装置を用い、基材上(SiC 焼結材および SiC/SiC 材)に SiC 層(下地層)、ムライト中間層、アルミナトップ層の順に積層成膜した。Si および Al の有機錯体 原料をそれぞれ原料炉にて加熱・気化し、Ar ガスとともに反応炉に輸送した。反応炉内の加熱ステージに設置された基材表面(成膜面)に Nd:YAG レーザーを照射し、表面温度(成膜温度:1050-1250 $^{\circ}$ C)は放射温度計により測定した。炉内圧力は 80-400 Pa とし、成膜時間は各層 60-1200 s とした。得られたセラミックス防食層の構成相は XRD により同定した。表面および断面の微細組織・構造は SEM および TEM により観察し、組成は EDS により評価した。

3. 結果と考察

成膜温度 1000 °C 以上で SiC 基材上にアルミナ層を直接的に成膜したとき、降温過程でアルミナ層内および SiC/アルミナ界面に亀裂や剥離が発生した。2 で示したように、SiC とアルミナトップ層の間にムライト中間層を導入することで緻密で密着性の高い層界面を有する持つセラミックス多層膜が得られた。SiC 層/ムライト層/アルミナ層の厚さは各々1-10 μm であった。成膜過程でのセラミックス多層膜の健全性は、ムライト中間層の組成、層界面の微細構造、アルミナの結晶相、各層の厚さに影響を受けることがわかった。これらを成膜工程およびパラメータの調整により最適化することで、微結晶から成る γ -アルミナ相や、自形組織を持つ高結晶性 α -アルミナ相をトップ層とする緻密なセラミックス防食層を SiC 基材上に形成させることに成功した。

Ryutaro Usukawa¹, *Hirokazu Katsui¹, Mikinori Hotta¹, Kazuya Shimoda² and Sosuke Kondo³

¹ National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, ² National Institute for Materials Science, ³ Tohoku Univ.

3J03 2022年春の年会

フルセラミックス炉心実現のための防食技術開発 (3) SiC 基盤上への耐高温高圧水被膜の高温評価

R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

(3) High-temperature evaluation of protective alumina layers on SiC substrate

*下田 一哉¹,加藤 麻佐子¹,薄川 隆太郎²,且井 宏和²,近藤 創介³
¹物質・材料研究機構,²産総技術総合研究所,³東北大学

耐高温高圧水に優れる防食被覆として CVD 法にてセラミックストップ層を被覆した炉心構造材の SiC に対して、高温ナノインデンテーション等による高温物性測定と熱サイクル試験等による被覆の健全性を調査した。

キーワード:炭化ケイ素、機械的特性、高温評価、ナノインデンテーション

1. 緒言

高融点で高温強度や中性子照射後の寸法安定性に優れ、水蒸気との反応熱が小さく水素発生速度がジルカロイに比べて非常に小さいことから SiC 及び SiC/SiC は、次世代軽水炉や小型モジュール炉の材料要件の厳しい新型炉の炉心・燃料材料として期待されている。しかしこれまで高温高圧水腐食が問題となり被覆技術が必要不可欠であった。本プロジェクトでは優れた腐食耐性を有するアルミナを SiC および SiC/SiC 表面に CVD 法を用いて緻密に被覆する技術開発に成功し、本研究では機械的特性と高温での特性評価から多層構造としての被覆材の健全性を熱応力的に解析することを目的とした。

2. 実験方法

焼結 SiC 及び SiC/SiC 表面上に CVD 法にてトップ層にアルミナ、中間層にムライトを被覆した多層構造の被覆材にムライト層と母材となる SiC との界面にノッチを入れ破壊靭性を測定した。次に、被覆材を断面方向に切断・鏡面研磨し、走査型電子顕微鏡にて組織及び膜厚観察を行った。観察後の試験片は断面方向から高温ナノインデンテーション装置にて 25-800℃まで各層のヤング率及び硬度等の高温物性測定を行った。 焼結 SiC 表面上に被覆した多層構造の被覆材を 600℃、1 時間保持 $\leftrightarrow 300$ ℃、20 分保持の熱サイクル試験を 100回実施、試験前後の被覆層の剥がれの有無を電子顕微鏡にて観察した。

3. 結果及び考察

焼結 SiC 及び SiC/SiC 表面上のアルミナトップ層、ムライト中間層の膜厚は、ともに約 30μ m であり、緻密な層が形成されていた。ノッチを用いた破壊靭性試値は、13.8J/m² (焼結 SiC)、8.6J/m² (SiC/SiC)であり、一般的な航空機用のムライト中間層/EBCs トップ層よりも破壊靭性値は高かった。ノッチ先端から発生した亀裂は、SiC よりも破壊靭性値の低いムライト中間層内部に進展していた。高温ナノインデンテーション装置を用いた高温物性値と観察した膜厚を用いた熱応力計算では、軽水炉の燃料被覆管の内面/外面による熱応力(Δ T=100°C)及び不測の事態(加速試験)を想定した熱サイクル試験(Δ T=300°C)でも最大応力はアルミナトップ層に負荷されていたが、アルミナ層の強度値と比較し熱応力的には破壊や剥がれが生じない被覆材としての十分な健全性があることが計算的にも実験的にも明らかになった。

^{*}Kazuya Shimoda¹, Masako Kato¹, Ryutaro Usukawa², Hirokazu Katsui² and Sosuke Kondo³

¹ National Institute for Materials Science., ² National Institute of Advanced Industrial Science and Technology., ³ Tohoku Univ.

3J04 2022年春の年会

フルセラミックス炉心実現のための防食技術開発 (4) セラミックス被覆のリングオンリング強度評価

R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

(4) Ring-on-ring testing on multi ceramics coating system

本プロジェクトではアルミナを SiC に被覆する技術開発を行っているが、セラミックス被膜自体の多軸応力 負荷下での健全性評価はほとんど例がない。本研究ではリングオンリング試験技術を用い、破壊のその場観 察を実施し被膜の健全性をデジタル画像相関法および有限要素解析により評価した。

キーワード:炭化ケイ素,リングオンリング試験,コーティング,腐食,試験法開発

1. 緒言

小型モジュール炉や次世代軽水炉では、高効率と安全の両立を期待して高温強度が優れた炭化ケイ素 (SiC) 繊維強化型 SiC 基複合材料 (SiC/SiC) が炉心・燃料材料の有力候補となっている。炉心構造材料は高温高圧水等の冷媒に晒されるため耐食性能が重要になるが、SiC は中性子照射下で腐食が加速することが課題である[1]。本プロジェクトでは、セラミックスのみの (つまり金属被覆を用いない) 防食基礎基盤技術開発を進めている。軽水炉では、燃料被覆管外側は内部で発生する FP ガスの蓄積や PCMI により 2 軸応力が負荷されるが、厚さ 15 μm 程度のセラミックス多層膜を対象とした多軸強度の測定例は極めて限られている。本研究では被膜自体の健全性評価結果を被覆開発にフィードバックすることを目的として、セラミックス被膜の多軸引張強度評価法を開発し得られた結果を議論する。

2. 被膜の強度評価方法

供試材はレーザーCVD 法によって黒鉛基板(ϕ 10×1 mm)に製膜した厚さ約 15 μ m のセラミックス (SiC, SiC/Mullite, SiC/Mullite/Al₂O₃) 被覆である。黒鉛基板を介して被膜に等 2 軸引張応力が負荷されるよう、基板 ごとリングオンリング試験に供した。試験中は被膜をデジタルマクロスコープで継続して観察し、デジタル 画像相関法 (DIC) により被膜が破断に至るまでの平均ひずみを測定した。破断時の膜面全体の平均等 2 軸応 力値は、本研究のリングオンリング試験片と同型の要素モデルを対象にした有限要素解析結果から導出した。

3. 結果

リングオンリング試験のその場観察の結果から、黒鉛基板が破断する前に SiC 被膜が破断に至るに十分な多軸応力を負荷可能であることが分かった。本研究では SiC が破断するまでは低ヤング率の黒鉛基板には応力がほとんど負荷されず、主として応力を負担する SiC 被膜表面に微小な亀裂が蓄積された結果、被膜の破断、続いて基板の破壊に至ることが DIC および FEA により確認できた。SiC 被膜に初期クラックが導入される平均ひずみは 0.00086 であり、この時被膜の等 2 軸引張面に負荷される応力は 284 MPa であることが有限要素解析からわかった。強度評価法の妥当性、また多層膜の強度評価についても当日議論する。

参考文献

[1] Kondo, S., M. Lee, T. Hinoki, Y. Hyodo & F. Kano, Effect of irradiation damage on hydrothermal corrosion of SiC, J. Nucl. Mater., 464 36-42 (2015)

*Sola Iwamoto¹, Ryutaro Usukawa², Hirokazu Katsui², Shaofan Lyu¹, Ryuta Kasada¹ and Sosuke Kondo¹

¹Tohoku Univ., ²AIST

R&D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core
(5) Small specimen shear stress testing on ceramics coating
*Shaofan Lyu¹, Hirokazu Katsui², Hao Yu¹, Yasuki Okuno¹, Ryuta Kasada¹,Sosuke Kondo¹
¹Tohoku University,²AIST

Abstract: A novel Al₂O₃ coating method is used to improve the corrosion resistance of SiC. In this study, a double notched shear (DNS) testing is employed to evaluate the shear strength between interfaces of two types of bonding layers fabricated under various conditions so as to optimize the coating system.

Keywords: ceramics coating, shear strength, double notch test, ATF

1. Introduction

Silicon carbide (SiC) have gained attention as one of the next generation materials for core component in nuclear reactors due to its excellent properties in high-temperature even after neutron irradiation. However, it was reported that the corrosion of SiC is accelerated by irradiation. To improve the corrosion resistance of SiC, the coated layer is believed to be essential. Although Al₂O₃ is frequently used for protective coatings of metals, coating Al₂O₃ on SiC is extremely difficult due to the absence of techniques for joining dense Al₂O₃ and SiC. For now, we are trying to coat dense Al₂O₃ on SiC substrate with two different bonding layers, Al-rich mullite (ARM) and Si-rich mullite (SRM). In this study, DNS testing is employed for evaluating the shear strength of two types of interfaces, and the irradiation effects on the strength were also tested.

2. Experimental

Fabrication of the DNS samples was performed by using Focused Ion Beam (FIB). First, 5×5×10 μm pillars were made at both SiC and Al₂O₃ sides of each bonding layer (ARM or SRM). For comparison between the interfacial shear strength and bulk shear strength, DNS samples were also made from each single layer without interface. Then, two notches were provided into the pillar such that both notches were ended at the interface (Fig. 1) so that failure can occur at the interface. The DNS samples were compressed using Nanoindenter equipped with a flat punch tip. The EDS test was used to analyze the remaining elements at the fracture surface to figure out the fracture path. The SRM sample was irradiated at 300°C with 5.1MeV Si²⁺ ions to induce 10 dpa irradiation damage.

3. Results

The shear strength for unirradiated and irradiated samples was summarized in Fig. 2. The interfacial shear strength of SRM is significantly higher than the ARM for both SiC and Al₂O₃ sides. Because the strength of SRM/Al₂O₃ and SRM/SiC are comparable to the bulk shear strength of SRM and Al₂O₃, the SRM would be more suitable for the bonding layer. Based on EDS results, there is remaining Al at the fracture surface, which implies that the fracture path is within the SRM or ARM layers. After the irradiation, the interfacial shear strength of the irradiated SRM is reduced remarkably but still stronger than interfacial shear strength of the unirradiated ARM for both SiC and Al₂O₃ sides.

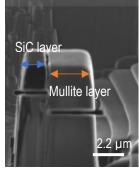


Fig. 1 Typical image of DNS sample.

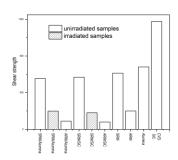


Fig. 2 Shear strength of unirradiated and irradiated samples.

3J06 2022年春の年会

フルセラミックス炉心実現のための防食技術開発 (6) 不対電子の水素終端による SiC の耐食性向上

R & D of anti-corrosion technology for full-ceramics reactor core

(6) Improvement of Corrosion Resistance of SiC by Hydrogen Termination of Unpaired Electorns

*関 航太朗 ¹, 近藤 創介 ¹, 佐藤 紘一 ², 笠田 竜太 ¹

「東北大学, ²鹿児島大学

SiC は化学的に安定という特徴があるが,高温高圧水環境等で腐食することが報告されている。しかし,その腐食に関する機構は,ほとんど解明されていない。本研究では,腐食機構の解明をするために,SiC に対して水素曝露,電気化学測定,ESR 測定を行った。

キーワード: SiC, 水素曝露, 不対電子, ESR, 腐食

1. 緒言

一般的に SiC 材料は耐食性や耐照射性に優れていることが知られている。それらの特徴から SiC 材料は,新型炉の燃料被覆管等の有力候補として挙げられる。しかし,冷却材による SiC の腐食が照射によって加速することが分かってきている。SiC の腐食は,SiC の腐食が粒界から優先的に起こるという知見の下,粒界に多く存在する不対電子が原因であると報告されている。本研究では,電気的に活性な不対電子を水素ガス曝露により原子終端により不活性化することが可能かどうか明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

CVD 法で作成した高純度な多結晶 SiC を試料とした。この試料に対して,水素曝露時間を 1 および 10 時間,水素圧力を 1MPa,水素曝露温度を $500\sim1000$ Cと設定し,それぞれの条件で水素曝露を行った。各条件で曝露した試料に対して,電子スピン共鳴(ESR)測定および電気化学試験を行い,不対電子密度と腐食電流値を測定した。また,これらの試料に対して溶存酸素 8ppm の蒸留水で,320 C,11MPa,72 時間および 360 C,19MPa,72 時間の条件でオートクレーブ試験を行い,実環境を模した環境で試料が腐食するか否かを評価するために表面を観察した。

3. 結果

表 1 は受け取りまま材,800℃,10 時間の水素曝露試料,900℃,1 時間の水素曝露試料に対する ESR 測定結果と電気化学試験測定の結果である。ESR 測定から水素曝露によって,不対電子密度が減少したことが示された。さらに,腐食電流値も水素曝露によって減少した。これらの結果から不対電子密度が減少することで,腐食電流値の減少,すなわち腐食が抑制されることが示唆された。また,オートクレーブ試験後の表面を観察すると,受け取りまま材では脱粒のような腐食跡が見られたが,水素曝露した試料では腐食前と比較して顕著な表面状態の差は認められなかった。以上より,不対電子が SiC の腐食に大きく関与しており,不対電子を終端することで防食が可能であることが示唆された。

表 1. 各水素曝露条件に対する不対電子密度および腐食電流値

	As_Received	800°C,10時間	900℃,1時間
不対電子密度[cm-3]	2.50×10^{17}	1.63×10^{17}	1.49×10^{17}
腐食電流値[nA/cm ²]	9.82	6.75	0.62

^{*}Kotaro Seki¹, Sosuke Kondo ¹, Koichi Sato², Ryuta Kasada¹

¹Tohoku Univ., ²Kagoshima Univ.

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

[3J07-08] SiC 2

Chair: Masato Yamamoto (NFD)

Fri. Mar 18, 2022 11:15 AM - 12:00 PM Room J

[3J07] Effect of Ion Irradiation on Mechanical Properties of Silicon Carbide

*Baopu Wang¹, Yansong Zhong¹, Yina Du¹, Bo Huang, Kanjiro Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹, Yasunori

Hayashi¹, Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3J08] Ion-irradiation Effect on Swelling and Microstructure of C/BN Particle Dispersed SiC

*Yansong Zhong¹, Baopu Wang¹, Yina Du¹, Bo Huang, K Kawasaki¹, Fujio Shinoda¹, Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

Effect of Ion Irradiation on Mechanical Properties of Silicon Carbide

*Baopu Wang, Yansong Zhong, Yina Du, Bo Huang, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda, Yasunori Hayashi and Tatsuya Hinoki

Kyoto Univ.

Ion irradiation can cause some effects to the mechanical properties of SiC. In order to investigate these effects, the changes of hardness, elastic modulus and stress distribution in SiC were evaluated.

Keywords: SiC, Ion irradiation, Nanoindentation, EBSD, Stress distribution

1. Introduction

SiC and SiC/SiC composites are attractive structural materials for fusion blankets and accident-tolerant fuel cladding in fission reactors. To accelerate researches on irradiation effect, ion irradiation is widely used to introduce irradiation damage to materials. However, comparing with neutron irradiation, this method may lead to larger radiation induced hardening in SiC. One of the reasons is assumed due to surface lateral stress caused by constrained swelling of the irradiated layer [1]. To investigate this surface lateral stress and mechanical properties changes after ion irradiation, various characterization and analysis were carried out including nanoindentation to extract hardness and elastic modulus, electron back scatter diffraction (EBSD) and analysis software to estimate stress distribution.

2. Experiments

Chemical vapor deposition SiC (CVD-SiC) specimens and liquid-phase sintering SiC (LPS-SiC) specimens were prepared respectively. Both were polished to be mirror-like and then irradiated to 0.1/1/3/10 dpa by 5.1 MeV Si ions at 800°C at the DuET facility, Kyoto University. The depth of each nanoindentation was controlled close to and less than 200 nm, which was less than 1/10 of the irradiation depth. Hardness and elastic modulus were calculated from load displacement curves. The evolution of stress distribution of indentation is analyzed by EBSD and Cross Court 4 software for comparing EBSD patterns from the target area with unstrained material within the same crystal.

3. Result

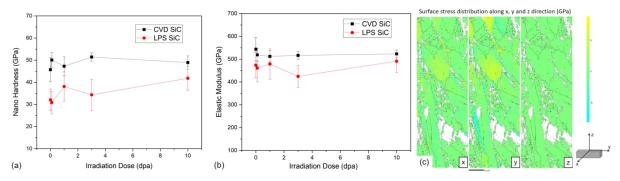


Fig. 1(a) Hardness changes with irradiation dose, (b) elastic modulus changes with irradiation dose,

(c) surface stress distributions along x, y and z direction of 1dpa irradiated CVD-SiC

There were surface lateral stress (yellow and blue areas in Fig. 1(c) x and y) in 1 dpa irradiated CVD-SiC, while no stress distribution was observed in the perpendicular direction (Fig. 1(c) z). It is considered that constrained stress was remained in x-y direction, while the stress was relieved by swelling in z direction. With the increase of irradiation dose, the nano hardness and elastic modulus of both SiC (CVD and LPS) did not change significantly and effect of the constrained stress was limited.

References

[1] Chen X, et al. J. Appl. Phys. 2018, 123(2):025104.

Ion-irradiation Effect on Swelling and Microstructure of C/BN Particle Dispersed SiC

*Y. Zhong, B. wang, Y. Du, B. Huang, K. Kawasaki, F. Shinoda and T. Hinoki Kyoto University

C/BN particle dispersed LPS SiC were irradiated by Si²⁺ ions at 800°C, and observed and analyzed by AFM, SEM, EDS and TEM. Swelling and microstructure data were obtained and compared with previous 300°C data. The swelling of C/BN particle dispersed LPS SiC was higher than that of the CVD SiC at 800°C, while the grain boundary between sintering additives and SiC became unclear.

Keywords: SiC, sintering additives, swelling, micro structure.

1. Introduction

SiC/SiC composites are considered as attractive structural materials in fission and fusion energy systems for its high temperature mechanical properties, high heat flux resistance, radiation damage tolerance. Carbon(C) and boron nitride (BN) are considered as weak fiber/matrix materials in SiCf/SiC composites. Compared with traditional SiCf/SiC composites, C/BN particle dispersed SiC composites have no fiber/matrix interface and show superior properties including high temperature oxidation resistance. The CTE mismatch between fiber and matrix causes residual stress during processing at interface and affect mechanical properties of composites. Differential swelling of fiber and matrix during irradiation affects the residual stress and mechanical properties. The objective of this work is to evaluate the swelling of C/BN dispersed LPS SiC matrix to understand effect on mechanical properties of the composites.

2. Method

SiC including 20 vol% BN (SiC-20vol%BN) and SiC including 20 vol% C (SiC-20vol%C) materials were fabricated by liquid-phase sintering (LPS) using hot press. Al₂O₃ and Y₂O₃ were used to sinter the LPS SiC. CVD-SiC were also prepared as a reference material. These samples were polished to be mirror-like and then irradiated to 0.1/1/3/10 dpa by 5.1MeV Si²⁺ ions at 800°C at the DuET facility, Kyoto University. The surface morphology was observed by AFM and the swelling induced by irradiation was calculated. The data was compared with previous data irradiated at 300°C.

3. Results and conclusion

The swelling of all the specimens didn't saturate at 800°C up to 10dpa reaching to the value of 1.7% for CVD-SiC, 1.9% for LPS-SiC and 2.2% for SiC-20vol%BN. Compared with the data at 300°C, swellings of SiC-20vol%BN in both temperature were higher than that of CVD SiC. However, the behavior of the LPS SiC showed differences at 300°C and 800°C. At 300°C the swelling of LPS-SiC is similar with that of the SiC-20vol%BN, while at 800°C it's much lower than that of SiC-20vol%BN and only a bit higher than that of CVD-SiC. SEM images showed the boundaries of sintering additive and SiC became unclear as the fluence increased in both LPS and SiC-20vol%BN.

General Meeting

[3J_GM] The 44th General Meeting of Materials Science and Technology Division

Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room J

[3J_GM] General Meeting

(Fri. Mar 18, 2022 12:10 PM - 12:50 PM Room J)

[3J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[3J_PL] DX application to the field of nuclear materials and its issues

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui) Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J

- [3J_PL01] Materials development and "Materials Informatics" *Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)
- [3J_PL02] Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research
 - *Akiyoshi Nomoto¹ (1. CRIEPI)
- [3J_PL03] DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants
 - *Yusuke Yasuda¹ (1. Hitachi)
- [3J_PL04] ARKADIA Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design *Masaaki Tanaka¹, Takero Mori¹ (1. JAEA)
- [3J_PL05] Al-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images

 Kanta Takahashi*¹ (1. TOSHIBA ESS)

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題

DX application to the field of nuclear materials and its issues

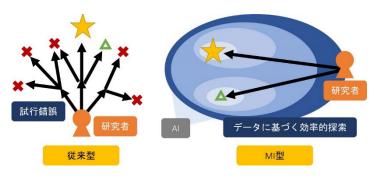
(1) 新材料開発とマテリアルズ・インフォマティクス

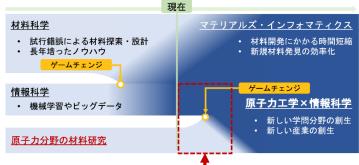
(1) Materials development and "Materials Informatics"
*黒﨑 健 1,2

1京都大学,2福井大学

マテリアルズ・インフォマティクス (MI) は、材料科学と情報科学の融合領域である。MI の目的の一つに、機械学習技術を応用して材料開発の効率を最適化することがある。従来の材料開発は、実験や計算科学的手法を拠り所にして、試行錯誤的に所望の材料を見出していた。一方、MI では、これまでに蓄積された大規模な材料物性データをもとに、人工知能が材料の基礎的な諸特性(化学組成、結晶構造、バンド構造等)と物性(電気伝導率、熱伝導率、機械的特性等)の間のある種の相関を学習し、その結果をもとに所望の機能を持つ材料を提案する。様々な機能性材料の分野で、MI を活用した材料開発が進んでいる。しかし、核燃料・原子力材料の分野では、MI を活用した材料開発の報告はほとんどない。ここでは、我々のグループが進めている MI 活用事例を二つ紹介する。それらは、「X 線回折(XRD)パターンから直接弾性定数を予測する機械学習モデルの構築」と「機械学習による高熱伝導率ウラン化合物の網羅的探索」である。前者では、いくつかの手法で XRD パターンを数値化することで、特徴ベクトルを作成した。Materials Project [1]に格納されている XRD パターンと体積弾性率が紐づいている無機化合物約 1 万種類を対象として、機械学習を実施した。その結果、回折角度、強度、ピーク本数の情報を適切に特徴ベクトルとすることで、XRD パターンのみから

(ある程度の精度で)結晶系、結晶密度、体積 弾性率等を予測できることを確認した。後者で は、ウラン化合物の熱伝導率を予測するための 特徴ベクトルを、化学組成をもとに作成した。 Starrydata [2]に格納されている約3万種類の化 合物を対象に機械学習を実施し、90%以上の精 度で熱伝導率を予測できることを確かめた。そ の後、Materials Project に格納されている 951 種 類のウラン化合物の熱伝導率を予測した。その 結果、Yb₃U、UBe_{13、}UB₁₂ などが最高レベルの 熱伝導率を示すことを見出した。当日は、これ らの結果の概要を簡単に紹介する。今回紹介し たものは、原子力分野における MI の応用事例 の一面に過ぎない。このような技術は様々な分 野で応用が可能であり、例えば、燃料デブリの 特性評価や廃炉プラントの異常検知などへの 応用が期待できる。





本研究: マテリアルズ・インフォマティクスによる核燃料開発

参考文献

- [1] A. Jain, S.P. Ong et al., APL Mater. 1, 011002 (2013).
- [2] Y. Katsura, M. Kumagai et al., Sci. Technol. Adv. Mater. 20, 511 (2019).

^{*}Ken Kurosaki^{1,2}

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題

DX application to the field of nuclear materials and its issues

(2) 材料劣化研究における機械学習・統計分析の活用

(2) Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research *野本 明義 ¹、橋本 資教 ¹ 電中研

1. はじめに

近年のデータサイエンスの発展は、その活用対象を様々に拡大してきた。原子力用構造材料の劣化研究も例外ではなく、数十年に及ぶ試験データの蓄積も相まって、照射劣化という複雑な現象を取り扱う本分野に対しても統計分析や機械学習が活用されてきている。本発表では、原子炉圧力容器(RPV)鋼の照射脆化研究を中心に最近の統計分析(SA)や機械学習(ML)の材料劣化研究への適用例を紹介する。

2. 統計分析の活用

RPV 鋼の照射脆化においては、脆化予測式の開発が主要な研究対象の一つである。1970 年代に開発された 照射脆化予測式は SA に基づくものであったが、データ数は限られていた。予測式の高精度化のために、2000 年代には脆化メカニズムに基づく式の開発が活発化したが、2010 年代になると再び統計分析が注目されるようになり、米国 NRC は世界各国の 4000 点以上の照射脆化データをデータベース化し、その SA を基に開発された脆化予測式が ASTM E900-15 として規格化された。国内では最近、現行 JEAC4201 の脆化予測式を基に蓄積の進んだアトムプローブトモグラフィー(APT)データの分析等により式の改良が行われ、メカニズムと統計分析の両者が活用されている。また、ベイズ統計を用いた予測マージンの検討も行われている。脆化の評価においては、鋼材の破壊靱性値には不確実性が内含されるとの前提に立ちその統計的性質を考慮して破壊靱性評価を行うマスターカーブ法が実用化されている。この手法は監視試験に用いられているシャルピー衝撃試験とは異なり、破壊靱性値を直接評価できるだけでなく、これまでよりも格段に小さい試験片で評価が可能で、物量に限りがある監視試験片を有効に活用できる手段としても期待されている。

3. 機械学習の活用

現状で機械学習が RPV 鋼の照射脆化に関わる規格に直接用いられた例は無いが、MLの一種であるノンパラメトリックベイズ法が国内脆化評価式の入力パラメータ妥当性の検討等に用いられている。また、k 近接 法を用いた ML により照射条件や材料条件が似た照射データを抽出し、系統的な脆化傾向分析に活用する試みも始められている。基礎的な研究においては、2000 年代中盤から、ML や AI による照射脆化・硬化予測、APT の結果からクラスターを分類する試み、Artificial neural network 用いた Fe 原子間ポテンシャルの開発等、照射脆化研究への適用が精力的に検討されている。また、最近では、欧州の RPV 鋼照射脆化データベースに関する国際研究プロジェクトにおいて、機械学習によるデータ活用が活動目的としてあげられ、米国 ASTM の E10.02 においては ML に関するワーキンググループが立ち上がる等、国外で規模の大きな取り組みが始まっている。発電に関わる照射脆化以外の分野では、高 Cr 鋼のクリープ寿命評価、機能性材料開発等への適用が試みられており、また、学協会においても高圧力技術協会の保全分野への AI 適用に関する委員会等、ML 活用の動きが活発化している。ML 専門家との連携により ML 活用が促進されることが期待され、材料劣化研究においても今後このような委員会等との連携が重要と思われる。

3. おわりに

SA, ML 共に原子力構造材料の劣化研究の強力なツールとして期待される。しかしこれまでの材料研究を置き換えるものではなく、これらが連携し、適切に相互活用を図っていくことが不可欠と思われる。

^{*} Akiyoshi Nomoto and Yoshinori Hashimoto¹

¹Cemtral Research Institute of Electric Power Industry

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題

DX application to the field of nuclear materials and its issues

(3) 原子カプラントにおける材料開発・モノづくりの DX 推進

(3) DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants *保田 雄亮, 杉江 一寿, 川中 啓嗣, 朴 勝煥 株式会社日立製作所 研究開発グループ

1. 背景

原子力分野における材料開発・モノづくり分野においては、従来サプライヤーの減少、溶接熟練技能者の減少、といった課題があり、デジタル化技術はそれらを解決する上で有効な手段となっている。このため、日立では、材料開発やモノづくり技術において、デジタル化を推進している。本報告では、金属積層造形における機械学習によるレシピ最適化技術、溶接技能者のデジタル化技術を紹介する。

2. 金属積層造形造形分野におけるデジタル技術の活用

金属積層造形を適用する価値としては、性能向上、納期短縮、製造コスト低減、在庫のデジタル化、等が考えられる。構造部材の大幅な軽量化や微細な内部流路の設計など、これまでの製造技術では実現できなかった複雑加工において、性能を革新することが可能となる。また、納期を含めた製造コスト低減、従来サプライヤー不在時の部品置き換え等に関するメリットがあることから、性能向上を実現する航空宇宙部品[1]、サプライヤー供給不安を解消するため、鉄道保守部品[2]、原子力保守部品[3]等で少量生産品を中心に適用が進んでいる。

日立は、これまで高精度造形を実現するための変形予測シミュレーション技術、及び高品質製造に貢献する減圧・予熱機構を設置した金属3Dプリンタ(Fig. 1)の開発等を進めてきた[4]。ここでは、開発装置を用いて、機械学習により、SUS316L 材の造形条件を最適化した研究事例について紹介する。

高機能化に伴い金属 3D プリンタには多数の制御パラメータが追加され、人に依存した造形条件(レシピ)の最適化が容易ではなくなっている。そこで、造形条件を機械学習により最適化する手法に取り組んでいる[5]。 Fig. 2に、造形条件最適化フローを示す。初期条件を設定しテストサンプルの造形及び計測を行うことで、初期学習データベースを構築する。次に、造形条件と造形結果の関係を回帰としてモデル化し、そのモデルを用いて断面欠陥率0.1%以下、造形精度99.5%以上を目標とし、これを満たす最良の造形条件を予測した(以下、この条件を推奨条件と呼ぶ)。推奨条件を用いて造形及び計測を実施し、学習データベースを更新する。目標の造形結果が達成されるま

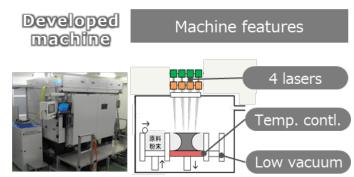


Fig. 1 開発した金属 3D プリンタの外観と特徴

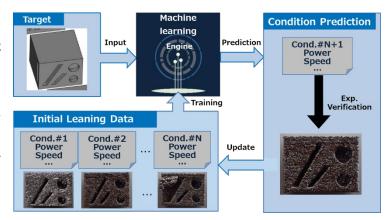


Fig. 2 機械学習を用いた造形条件最適化フロー

で一連の操作を継続する。使用する L-PBF(Laser Powder Bed Fusion)装置(Fig.1)は In-skin、Down-skin、Up-skin、Part borders の各工程のレーザー出力や走査速度等、複数の造形条件変数を有する。また、テストサンプルは Cube 状のサンプルで、平行四辺形及び円形の空洞構造を持つ。造形結果として断面欠陥率、空洞部分の造形精度、Cube の各辺の寸法精度、表面粗さを計測した。回帰には非線形な多変数解析に適したカーネルリッジ 回帰を用い、目標の造形結果値と回帰の二乗誤差が最小になる条件を、逐次二次計画法で探索することにより推奨条件を予測した。

造形影響の大きい 26 個のパラメータを元にした造形条件と、断面欠陥率を含む 16 つの品質指標の計測結果からなる計 28 個の学習データを元に、Fig.2 のフローに従い、レシピを 1 回の機械学習で最適化した結果、目標である断面欠陥率 0.1%以下、造形精度 99.5%以上等を満たす造形条件が得られた。本手法は装置の形態や粉末材料の種類に依存しない造形条件の最適化方法である。以上のように、機械学習を用いることで、金属 3D プリンタの造形条件を短期間で開発できることがわかった。

3. 溶接技能者のデジタル化技術

手動溶接において、溶接士の溶接トーチの動きは溶接条件と並んで溶接品質に影響を与える重要なパラメータである[6]。しかし、トーチの動きは「勘」や「ノウハウ」として受け継がれ、溶接士固有技能となっているため数値化は難しい。また、アーク溶接ではアーク光が強くトーチ近傍の動きを可視化できない課題もある。日立では、アーク光の影響を受けず、溶接士の動きを高精度に計測可能なモーションキャプチャを選定し MAG 溶接における溶接士のトーチ動作と溶接品質の相関を検討してきた[7]。ここでは、日立で開発したセンシング手法によって、TIGアーク溶接における溶接士の動作を取得し、溶接品質との相関を検討した結果について紹介する[8]。

実験で使用した装置構成のイメージを Fig.3 に示す。原子炉等規制法における 溶接士技能確認試験に基づいた溶接ブースを作製し、測定装置を設置した。 ま た、溶接士の全体の動きを取得するためにビデオカメラを、作業者目線でのト ーチ動作および溶融池を観察するためアイトラッカー型カメラを用いた。

母材には高温配管用炭素鋼管の STPT410 を U 開先加工したものを使用した。

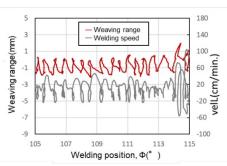
溶加材には直径 2.4 mm の軟 鋼用溶接棒を用いた。実際の 溶接作業を行う溶接士は、TIG 溶接の初級者と30年以上の熟 練者とした。

初級者の溶接施工において、表側ビードの壁面との濡れが不十分な箇所が見られた。この不良発生箇所における熟練者と初級者の表側ビード、ウィービング動作と溶接速度を比較検討した結果をFig.4 に示す。熟練者の溶接では、壁面との馴染みは良好であった。この時のウィービング幅は両



Fig. 3 実験で使用した 装置構成







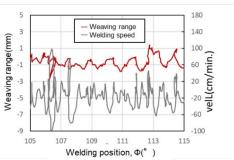


Fig.4 熟練者と初級者の表側ビード、ウィービング動作と溶接速度

振り 2 mm 程度であり、ウィービング周期もほぼ一定であった。また、ウィービングが壁面に達した際の溶接速度は負の値を取っており、熟練者はトーチを戻すような動作を行っていることがわかる。一方、初級者の溶接では、ウィービング幅や周期が一定でない箇所が見られた。このことから、初級者はウィービングに

おける壁面での停止時間が短く、壁面を十分に溶かせないため壁面との馴染みが悪くなったと推測した。ウィービング動作では開先壁面での停止とウィービングの周期性が重要であるため、時間とウィービング幅の関係を高速フーリエ変換(FFT)により、ウィービング周波数と強度の関係に変換して評価した。熟

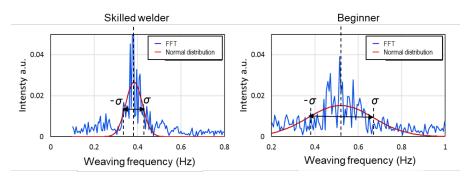


Fig. 5 高速フーリエ変換によるウィービング周波数と強度の関係

練者と初級者の初層のトーチ動作を一例として Fig. 5 に示す。熟練者の方がウィービング周波数のピークが鋭く、一定周波数でウィービング動作している一方、初級者はピークがブロードであり、ウィービング周波数がばらついていた。また、熟練者はウィービング周波数のメインピークが約 0.4 Hz であるのに対し、初級者は約 0.5 Hz でありウィービング周期が長いこともわかった。

4. まとめ

日立では、材料・モノづくりにおけるデジタル化を進めており、本稿では、金属積層造形手法におけるレシピ開発への機械学習の適用、溶接熟練者の動作をデジタル化する研究事例について紹介した。金属 3DP におけるレシピ開発では、機械学習を用いた造形条件の最適化を行い、短期間で造形レシピを開発できる見通しを得ている。本手法は、市販装置や他の材料種への展開も可能と考えており、原子力分野での金属 3DP の適用加速に大いに役立つ技術である。また、溶接熟練者の動作をデジタル化することにより、熟練技能者への教育等にも活用可能である。

参考文献

- [1] G.1. Schiller, "Additive Manufacturing for Aerospace", 2015 IEEE Aerospace conference, (2015).
- [2] S. Brickwede, "Deutsche Bahn: Sweet fruits are hard to reach: how to find intriguing 3D printing cases", Berlin, 3D Printing summit 2017, (2017).
- [3] P.Avdovic, "Siemens Gas and Power Overview of additive manufacturing, benefits and challenges industrial approach for AM: NRC Workshop on Advanced Manufacturing", NRC Workshop on Advanced Manufacturing (2020-12).
- [4] 川中ら:減圧・加熱環境下における Laser Powder Bed Fusion の粉末挙動:日本金属学会 第 168 回春期講演大会講演概要集(2021-3).
- [5] 中田ら:機械学習を用いた SKD61 積層造形条件の最適化:日本金属学会 第 168 回春期講演大会講演概要集(2021-3).
- [6] 浅井ら:溶接技能伝承をサポートするビジュアルセンサ技術:溶接学会全国大会講演概要 第 80 集 (2007-4).
- [7] 田中ら:半自動アーク溶接における溶接士動作センシング手法の検討:溶接学会全国大会講演概要 第 103 集 (2019-10).
- [8] 杉江ら:手動アーク溶接における溶接士動作のセンシング:溶接学会 2020 年度秋季全国大会講演概要 (2020-09).

Hitachi Ltd., Research and Development group

^{*}Yusuke Yasuda, Kazutoshi Sugie, Hirotsugu Kawanaka, Seunghwa Park

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題

DX application to the field of nuclear materials and its issues

(4) ARKADIA 一次世代原子カプラント設計のイノベーションに向けて

~原子炉構造設計最適化プロセスの実装~

(4) ARKADIA—Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design ~Implementation of Structural Design Optimization in Nuclear Power Plant~ *田中 正暁 ¹,森 健郎 ¹,岡島 智史 ¹,菊地紀宏 ¹ 「原子力機構

1. はじめに

説する。

日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)では、原子力イノベーションにおいて、民間で実施する多様な原子炉システムの概念検討等を支援するため、ナトリウム(Na)冷却高速炉を含む革新炉開発における知見の進化の過程を集約し、最新の解析評価技術との連携によって、既往知見を最大限活用した設計最適化や安全評価を実現する「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法: ARKADIA (Advanced Reactor Knowledge and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle)」の開発を行っている[1]。本報では、ARKADIA の全体構成の概要と、材料分野と関連が深い、原子炉構造設計最適化プロセスに焦点を当てて概

2. ARKADIA の全体概要

ARKADIA は、図1に示すように、革新炉開発の知見を管理する KMS(Knowledge Management System)、精緻/簡易解析及び異分野間の連成解析を行う VLS(Virtual plant Life System)、設計最適化プロセスでの評価を行う EAS(Enhanced and AI-aided optimization System)、これらを統合制御する AI(Artificial Intelligence)支援プラットフォームで構成される。2023 年度末までに、設計基準事象までを対象に設計及び保全の最適化を行う ARKADIA-Design [2]、シビアアクシデント事象を踏まえた安全性評価を行うARKADIA-Safety[3]、双方と連携して必要なナレッジを供給・格納する KMS[4]を個別に整備し、2024 年度以降に、プラットフォームの下に統合する。

3. ARKADIA-Design の概要

ARKADIA-Design では、まずは Na 冷却高速炉を対象に、炉心及び炉構造分野での設計検討、並びに保守・保全(点検工程)計画立案における最適化を支援する。図 2 に全体構成を示す。図 1 に示したように、既存の解析コード等を組合せてプラント挙動を解析する

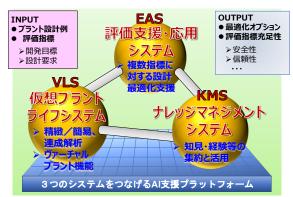


図1 ARKADIA システム構成

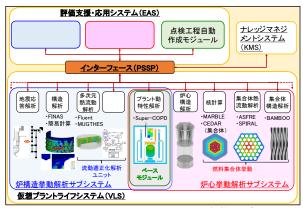


図 2 ARKADIA-Design の全体構成

VLS、プラント特性を評価する EAS、必要なナレッジを管理する KMS で構成し、「インターフェース (PSSP)」で結合する。2023 年度末までに、主要課題(代表例題)に対して、条件等の入力から最適値(候補)の出力までの一連の最適化プロセスの実装と、AI 関連技術の適用を進めている。

^{*}Masaaki Tanaka¹, Takero Mori¹, and Satoshi Okajima¹

¹Japan Atomic Energy Agency

4. ARKADIA-Design での原子炉構造設計最適化

4-1. 原子炉構造設計最適化例題

Na 冷却高速炉の運転環境は、軽水炉と比べ、高温低圧で、原子炉容器出入口間での温度差が大きく、原子炉の緊急停止時に生じる熱過渡荷重に着目した設計が為されるとともに、耐震設計基準や高温構造設計基準等に基づき、地震による機械荷重への対策が重要となる。例えば、原子炉容器の板厚は、薄いほど、熱過渡荷重に対する耐性が増加する一方で、機械荷重に対する耐性が低下する相反関係にある。このため、両者に対し適用性のある最適な板厚の設定が求められる。そこで、原子炉容器の板厚を設計変数として、熱過渡荷重と機械荷重を目的関数の因子とする最適化問題を代表例題とした。板厚は、建設コスト等にも影響し、安全性に加えて、経済性についても考慮する必要があるが、最適化プロセスの確立を第一の目的とすることから、より重要な安全性に関わる因子に着目して、整備を行うこととした。

4-2. 原子炉構造設計最適化プロセス

従来、プラント寿命期間中に生じる熱過渡事象を決定し、プラント動特性解析の結果に基づいて、熱 応力が発生する部位に対して熱過渡荷重条件を設定して構造解析を実施することで熱過渡荷重に対す る設計評価を行っていた。この場合、プラントシステムパラメータ(崩壊熱や流量半減時間等)の評価 誤差や製作公差による不確かさを考慮して保守側の設定とする必要があった。これらパラメータに対す る不確かさが、全て発生応力の増大につながる方向に偏る可能性は小さく、発生応力の過大評価の要因 になっていたことから、不確かさの確率論的な考慮が期待されていた。また、各パラメータの影響分析 において、多数回の構造解析の実施は計算コストの増大を招いていた。そこで、図3に示すように、設 計基準等への適合性を確認するための詳細構造健全性評価を、最適化過程後の適合性確認として実施す る原子炉構造設計最適化プロセスを構成した。目的関数は、熱過渡荷重及び機械荷重による異なる破損 メカニズムに共通する健全性の評価指標である破損確率の合計値として設定した。設計変数を更新して 評価を繰り返し、破損確率の合計が最小となる最適な板厚を求める。ここでは、パラメータの不確かさ を確率論的に取り扱い、熱過渡評価時の課題検討に係る既往研究 [5] を参照して、破損確率を評価する 過程を可能な限り簡素化している。まず、直交表に基づき設定した条件に基づいて、炉構造挙動サブシ ステムのプラント動特性解析コードにより熱過渡解析を実施し、炉構造評価・設計支援サブシステムに 構築した「熱応力評価モジュール」にて発生応力を評価する。この複数の発生応力評価結果を分析する ことで発生応力の平均及び分散を算出し、一次近似二次モーメント法(FOSM 法)により信頼性指標を 求め、正規確率表で破損確率に変換する。発生応力の評価では、熱伝導方程式の解に基づく簡略化した モデルを使用し、構造解析を実施しないため、時間及び計算コストを抑えることができる。なお、機械

荷重に基づく破損確率の評価は、本検討では簡易 的な評価式で計算することとしており、同破損確 率の評価手法について、今後検討を進めていく。

5. おわりに

現在、本報で述べた原子炉構造設計の他、炉心設計、格納容器設計、更には、点検工程に係る最適化プロセスを整備し、ARKADIAへの実装を進めている。評価プロセスを自動化し、高精度かつ高効率な評価を実施するため、AI 関連技術(ベイズ最適化等)の実装と適用性検討を合わせて進めている。

参考文献

[1]大島,他,日本原子力学会 2021 年春の年会,1C01,[2]田中,他,日本原子力学会 2021 年春の年会,1C02,[3]内堀,他,日本原子力学会 2021 年春の年会,1C03,[4]江沼,他,日本原子力学会 2021 年春の年会,1C04,[5]笠原,他,サイクル機構技報,No.20 (2003).

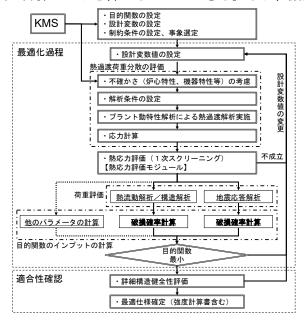


図3 炉構造設計最適化プロセス

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題

DX application to the field of nuclear materials and its issues

(5) 超音波探傷画像の AI による診断技術

(5) AI-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images
*高橋 栞太¹, 星 岳志¹, 千星 淳¹, 土橋 健太郎¹
「東芝エネルギーシステムズ (株)

1. 緒言

超音波探傷試験(UT)は、内部欠陥の検出に有効であり、インフラや発電所の点検など産業界で広く利用されている。炉内構造物溶接線の UT では、電子的にビームを走査することで測定対象物の断面画像を作成できるフェーズドアレイ超音波探傷法(PAUT)が適用され、高精度な検査を実現している[1]。PAUT では、収集した超音波データを熟練検査員が解析し、信号が溶接部や物体形状に由来するノイズか欠陥かを判断し、欠陥信号の位置から欠陥の深さを測定する。この解析は検査員の技量に大きく依存しており、未熟な検査員にこの技術を伝承することは重要である。また、今後の人手不足を考えると、検査員の負担を減らすことも超音波探傷試験の効率化には重要である。そこで、我々は人工知能(AI)を用いた PAUT データの自動解析システムの開発を進めている。本研究では、畳み込みニューラルネットワーク(CNN)[2]を用いて、超音波探傷画像から特徴を抽出する、自動画像分類システムを紹介する。

2. フェーズドアレイ超音波探傷データ

図1に PAUT の概略図を示す。自動画像分類システムの開発では、過去に実施した国内沸騰水型原子力発電プラント(BWR)の、炉内シュラウド溶接部点検において取得した PAUT データを CNN の学習用として利用した。また、本発表における断面画像・データは、すべて模擬き裂を付与した試験体を対象とした PAUT の探傷結果を用いている。今回の試験では、超音波アレイ探触子を水浸させ、水を介して入射角 60° で溶接部に超音波を入射した探傷画像から、端部エコー法を適用してき裂の有無を確認する手法について検討する。図 2 に PAUT による探傷断面画像の一例を示す。各画像の上部に見える白い水平線がシュラウドの表面を示している。この水平線の下にき裂エコーが観察される(図 2(a))。このき裂は応力腐食割れ(SCC)であり、SCC の深さ(図 2(b))や枝分かれ(図 2(c))の有無などの SCC の形状によって見え方が異なる。

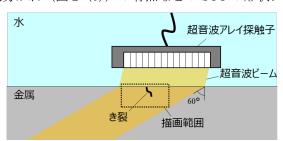


図1 水浸 PAUT の概略図



図 2 PAUT による異なる種類のき裂に対する探傷断面画像 (a): 深いき裂、(b): 浅いき裂、(c): 枝分かれしたき裂

3. 方法

3-1. CNN による教師有り学習

図3は、自動分類システムの構成図である。"欠陥あり"のクラスを 0、"欠陥なし"のクラスを 1 とするラベルを付与した PAUT データを教師データとして、教師あり学習を行い、2 クラス分類を行った。本研究では、教師データのラベルは、熟練した検査員の判断に基づいており、画像に欠陥が含まれる場合には 0、逆に欠陥が含まれない場合は 1 とラベル付けされている。入力データはラベルが付与された PAUT データで、出力は学習済み CNN モデルである。学習を繰り返すことで、ラベルと予測値の差である"損失関数"が最適化され、クラス分類の精度である"正解率"が改善される。作成された学習済み CNN モデルに、未学習である検証用データの PAUT データを入力すると、0 から 1 の間の予測値が返される。予測値は、入力された PAUT データが "欠陥あり"、または "欠陥なし"のどちらに近いかを意味する。本研究では、予測値=0.5 を閾値として定義した。予測値が閾値より大きいか小さいかで、PAUT データを "欠陥あり"と "欠陥なし"に分類した。

3-2. データ拡張

使用した PAUT データは、"欠陥あり"画像が 1801 枚、"欠陥なし"画像が 2643 枚の合計 4444 枚である。学習モデルの精度向上のために、学習用の画像サンプルは多い方が望ましい。そこで、疑似的にサンプルを増やすデータ拡張方法として、クリッピング領域を水平方向にスライドさせ、画像を小さな領域にクリッピングした。図 4 (a) は、 700×1700 画素の元の"欠陥あり"画像である。破線の枠で示すように、元画像のサイズよりも小さな領域(700×400)をクリッピング領域として設定した。そして、クリッピング領域の横方向長さの 12.5%にあたる 50 画素ずつ、クリッピング領域が元画像の右端に到達するまで繰り返し移動させた(図 4 (b)、(c))。この処理により、1 枚の元画像から 21 枚の画像が得られ、これらの画像は同一の欠陥が含まれていても異なる画像として使用できる(図 4 (d)、(e))。このデータ拡張により、表 1 (b) に示すように、"欠陥あり"画像と"欠陥なし"画像をそれぞれ約 8 倍、40 倍に増やすことができた。また、クラス間のデータ数に乖離が生じた場合、少数クラスの分類精度が低下することが知られている[3]。そこで、"欠陥あり"画像の数が "欠陥なし"画像の数とほぼ同じになるように、"欠陥あり"画像をランダムに抽出し、クラスの比率がほぼ 1:1 となるよう調整した(表 1 (c))。

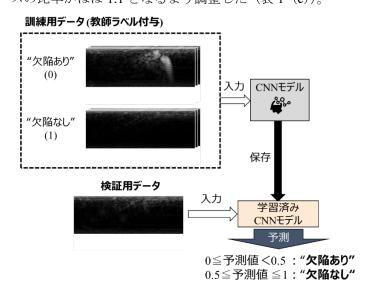


図3 PAUTデータの自動分類システム

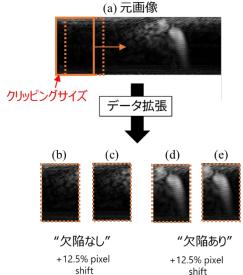


図 4 データ拡張の手法(a):元画像、

(b): "欠陥なし"のクリッピングデータ、

(c):(b) からクリッピング領域を12.5%移動、

(d): "欠陥あり"のクリッピングデータ、

(e):(d) からクリッピング領域を 12.5%移動

表 1 データ拡張後の PAUT データ数

		枚数		
		"欠陥あり"	"欠陥なし"	合計
A	元画像	1801	2643	4444
В	データ拡張	14637	105351	119988
С	クラス比率調整後	14637	15139	29776

4. 結果

表1 "C"に示すように、調整した枚数の画像を CNN に適用し、その効果を検証した。データは 7:2:1 の割 合で、訓練用、検証用、テスト用にランダムに振り分けた。訓練用データと検証用データは学習に使用され、 学習モデルの分類精度を確認する。図 5 は、学習モデルを作成する際の正解率と損失関数の推移を示したも のである。横軸の"エポック数"は学習回数を意味し、最大200回まで実施した。縦軸は"正解率"(図5(a)) と、"損失関数"(図 5(b))で、訓練用データと検証用データによる結果をプロットした。3.1 で述べたように、 "正解率"はクラス分類の精度であり、学習モデルが優れていれば、その値は1に近くなる。エポック数の 増加に伴い、訓練用データと検証用データでの"正解率"はともに1に近づき、エポック数が200のとき、 "正解率"は0.9以上となっている。また、両者の値にほとんど差が無いことから、訓練用データと検証用デ ータのどちらにも高い分類精度で学習出来ていることが確認できる。一方、"損失関数"がエポック数の増加 とともに徐々に小さくなっていくが、検証用データはエポック数 100 を境に横ばいとなっている。これは、 訓練用データに適応した学習モデルが、検証用データに適応していないにもかかわらず、訓練用データのみ に適応して学習が進む、過学習の傾向であると考えられる。学習モデルの性能を向上させるためには、過学 習を避けて、訓練用データと検証用データの両者の損失関数を下げていく必要がある。図6は、エポック数 が 200 の時点での学習モデルと、テスト用データによる予測値のヒストグラムである。横軸は予測値、縦軸 は画像枚数である。"欠陥あり"画像(図 6 (a))、"欠陥なし"画像(図 6 (b))ともに予測値は、正解の値側 に大きく偏っている。3.1 で述べた通り、予測値が0.5 未満は"欠陥あり"、0.5 以上は"欠陥なし"の分類ル ールに従って正解率を算出したところ、"欠陥あり"画像は90.3%、"欠陥なし"画像は92.1%となった。両ク ラスとも 90%以上の精度であり、PAUT データの分類に CNN が有効であることが確認できた。

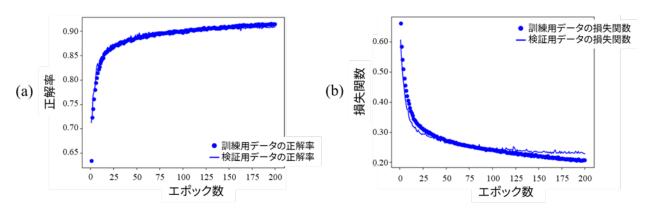


図 5 CNN 学習モデルの学習過程; (a) 正解率、(b) 損失関数

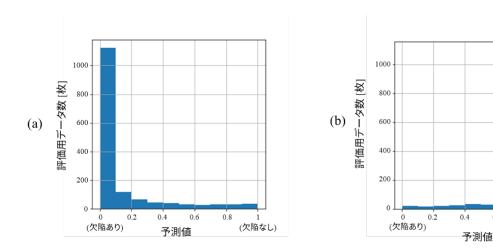


図 6 テスト用データに対する予測値のヒストグラム; (a) "欠陥あり"画像、(b) "欠陥なし" 5. 結論

0.8

(欠陥なし)

本研究では、CNN を用いて PAUT データを "欠陥あり"と "欠陥なし"の 2 クラスに自動分類し、その有効性を検証した。その結果、データ拡張を用いることで、90%以上の高精度で画像を分類することができた。最終的な目標は、検査員が検出したすべての欠陥を検出可能な自動検出システムの開発である。疑わしいものは欠陥とみなし、多少過検出になったとしても、欠陥の見逃しをゼロとすることを目標としている。実用化に向けては、誤判定要因の分析を行い、その上で CNN 構造や欠陥あり・なしのしきい値設定の最適化が必要となる。また、検査の省力化のためには、欠陥の有無の分類だけでなく、PAUT データから欠陥の大きさを推定することも自動化する必要がある。このように、検査員のスキルを本システムに移行させ、検査の効率化を実現する。

参考文献

- [1] Y. Yuguchi and T. Hirasawa, "Phased Array UT Application for Boiling Water Reactor In-Vessel Inspection", Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2006, pp. 165-171, 2006.
- [2] Y. LeCun, L. Bottou, Y, Bengio, and P, Haffner, "Gradient-based learning applied to document recognition", Proceedings of the IEEE, 86(11): pp. 2278–2324, 1998.
- [3] N. V. Chawla, "Data Mining for Imbalanced Datasets: An Overview", Data Mining and Knowledge Discovery Handbook Second Edition, pp.875-886, 2010.

^{*}Kanta Takahashi¹, Takeshi Hoshi¹, Jun Senboshi¹ and Kentaro Tsuchihashi¹

¹ Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

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

[3J09-13] Debris 1

Chair: Sosuke Kondo (Tohoku Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 2:45 PM - 4:15 PM Room J

[3J09] Development of accident tolerant control rod

*Hirokazu Ohta¹, Kinya Nakamura¹ (1. CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Development of accident tolerant control rod

*Kinya Nakamura¹, Hirokazu Ohta¹ (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Investigation of re-distribution of B in SUS304-B₄C alloy under high temperature steam simulating BWR severe accident

*Shinnosuke Sakuma¹, Ayumi Itoh¹, Shintaro Yasui¹, Yoshinao Kobayashi¹, Kenichi Ito², Mutsumi Hirai², Masato Mizokami² (1. Tokyo Tech, 2. TEPCO HD)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J12] Microstructural stability of Zr-SUS-B₄C model debris upon annealing

*Huilong Yang¹, Kenta Murakami¹, Syo Kano¹, Hiroaki Abe¹ (1. UTokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J13] Study on physical mechanism in phenomenon of fuel debris

*Seiya Suzuki¹, Yoichi Arai¹, Nobuo Okamura¹, Masayuki Watanabe¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

3109

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

(5) PWR 模擬炉水中における新型中性子吸収材の浸出試験

Development of accident tolerant control rod

(5) Leaching test of novel neutron absorbing materials in PWR coolant water *太田宏一,中村勤也 電中研

軽水炉燃料の高度利用と炉心安全性の向上を両立する事故耐性制御棒を開発している。制御棒破損時の新型中性子吸収材の挙動を把握するため、PWR一次系を模擬した炉水中で候補物質である希土類・ジルコニウム混合酸化物または希土類・ハフニウム混合酸化物の焼結体をおよそ9週間保持した。その結果、試験期間を通じて有意な形状変化や重量変化が生じていないことを確認した。

キーワード: 事故耐性燃料、中性子吸収材、希土類元素、溶出試験、軽水炉

1. 緒言

原子力発電の安全性向上や高度利用を目指し、事故耐性の高い燃料や炉心構成材の開発が国内外で行われている。電中研では、希土類酸化物(Sm_2O_3 , Eu_2O_3)を主成分とする中性子吸収材を用いることで、炉停止余裕や核的寿命といった通常性能を向上するとともに、過酷事故時に燃料棒に先行して溶融・脱落せず、大規模な炉心溶融後にも燃料物質と共存し続けることで再臨界リスクを低減する新型制御棒を開発している。希土類酸化物は湿分との接触によって水酸化物を形成して体積変化することが知られているが、ジルコニウム酸化物(ZrO_2)またはハフニウム酸化物(HfO_2)と混合焼結することで常圧の凝縮水または高温水蒸気中でも化学的に安定であることを確認している。さらに、運転中に制御棒被覆管が破損した場合にも炉心の制御性能を確保するには高圧の炉水と接触し続けた場合の形状安定性を確認する必要がある。

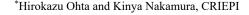
2. 浸出試験

運転中の制御棒被覆管破損を想定し、PWR 一次系炉水環境下における新型制御材の浸出試験を行った。

 Sm_2O_3 または Eu_2O_3 と ZrO_2 または HfO_2 をそれぞれ 1:1のモル比で混合した4種類の焼結ペレット(① Eu_2O_3 - ZrO_2 、② Eu_2O_3 - HfO_2 、③ Sm_2O_3 - ZrO_2 または④ Sm_2O_3 - HfO_2)を各 5 試料製作し、約 300° C、約 16MPa のホウ酸水ループ(350L)内で延べ 9 週間(63 日間)保持した。試験中のホウ素濃度は 1248-1310ppm、pH 調整用の Li 濃度は 6.8-7.0ppm、溶存水素濃度 ≤ 2.7 ppm、溶存酸素濃度 ≤ 0.5 ppb に調整した。図 1 に体系の温度および圧力の履歴を示す。浸出試験は 3run に分けて行い、各試験の間には循環水をドレインし、全試料の外観観察と重量測定を行った。

3. 試験結果

15 日間の run1 中に④Sm₂O₃-HfO₂ 試料が全数崩壊していることが確認された。試験前のペレット組織の電子顕微鏡観察の結果から、本試料のみ均一混合されず、Sm₂O₃ 単相を生じていたことが原因と推測された。それ以外の3種類の焼結ペレットは形状を維持しており、引き続き run2 および run3の浸出試験を継続した。その結果、試験期間を通じて有意な形状変化や重量変化(表 I)は見られず、炉水中において新型中性子吸収材が長期に渡って安定に形状維持することが確認できた。



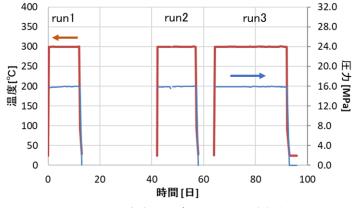


図 1. 浸出試験の温度および圧力履歴

表 I. 浸出試験前後の試料重量測定結果

試料組成	$\textcircled{1}Eu_2O_3-ZrO_2$	$2Eu_2O_3$ - HfO_2	
初期重量1	2.753g	3. 257g	2.679g
重量変化率1			
run1後	+0.030%	+0.006%	+0.022%
run2 後	+0.041%	+0.015%	+0.010%
run3後	+0.049%	+0.001%	$-0.044\%^2$

^{1: 5} 試料の平均

²: run2 後の試料取扱中に1 試料破損したため、4 試料の平均

3J10 2022年春の年会

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発 (6) 新型中性子吸収材と炭化ケイ素の高温共存性

Development of accident tolerant control rod

(6) Compatibility between novel neutron absorber and silicon carbide at High temperature *中村勤也,太田宏一 電中研

軽水炉燃料の高度利用と炉心安全性の向上を両立する事故耐性制御棒を開発している。将来、事故耐性燃料が実用化された場合を想定し、新型中性子吸収材(希土類・ジルコニウム混合酸化物)と制御棒被覆管(炭化ケイ素)との高温共存性試験を不活性雰囲気で実施した結果、重大事故の初期過程までに新型中性子吸収材の形状変化は限定的であることが示唆された。

キーワード: 事故耐性燃料、中性子吸収材、希土類元素、炭化ケイ素、軽水炉、制御棒

1. 緒言

軽水炉の安全性と経済性の向上に向けて、設計基準を上回る事故時でも多様な事故対処能力を有することが望まれる。その解決策の一つとして、事故耐性燃料(ATF)の開発が各国で進められている。電中研は、炉停止余裕や核的寿命等の性能を維持・向上するとともに、重大事故時に燃料棒に先行して溶融・脱落せず、炉心溶融後も燃料物質と共存し再臨界リスクの低減が期待される新型制御棒(ATCR)を開発している[1-7]。ATFが実用化された場合の制御棒被覆管に ATF 被覆管と同材料の採用を想定し、これまでに新型中性子吸収材(fluorite型(RE,M)O2-x、pyrochlore型 RE2M2O7、RE: Eu, Sm、M: Zr, Hf)が現行材と同等以上の反応度価値[2-4]、熱中性子照射に伴う形状安定性[5]、炉心構成材料や ATF 被覆管(coated Zircaloy、FeCrAI)および水蒸気と良好な高温共存性[4,6-7]を有することを確認した。本研究は、炭化ケイ素(SiC)製被覆管に新型中性子吸収材を装荷する ATCR 概念を念頭に、重大事故を想定した(Eu,Zr)O2-x と SiC の高温共存性試験の結果を報告する。

2. 試験方法

原子力グレードの SiC_f/SiC 複合材料に代えて、β-SiC 焼結体を用いた。試験体として、(Eu,Zr)O_{2*}製焼結るつぼ(内径 5.5mm×内法高さ 7mm、肉厚 5mm)の内底と SiC 焼結体(直径 5mm×高さ 3mm)の底面を自重で接触させ、これをタングステン製蓋付き容器に装荷した。所定温度(1800, 1900, 2000℃)まで約 20 分で昇温し 10-30 分間等温保持した。所定時間経過後、加熱電源を遮断して炉冷した。試験体に形成された反応層構造を、光学顕微鏡と EPMA を用いて調べた。なお、本試験では、ATCR は 2000℃まで破損せず、制御棒被覆管の内部に水蒸気が導入されないことを前提に、試験雰囲気を不活性ガスとした。

3. 結果

1800℃から 2000℃の温度領域で、(Eu,Zr)O2 $_{2x}$ / SiC 界面を含む縦断面に形成された反応層を図 1 に示す。試験前後の試験体の重量変化が SiC のみに起因すると仮定すると、1800℃(30 分)と 1900℃(10 分)では 5wt% 以下 に対し、2000℃(10 分)では 13.5%の減少に相当した。これは、2000℃では、SiC 内部に形成された空隙割合が増加したことおよび界面近傍で SiC が消失した観測結果と整合する。また、(Eu,Zr)O2 $_{2x}$ 側界面には、温度上昇とともにボイドの粗大化が顕著になることに加え、SiC 焼結体の上面よりも上方まで(Eu,Zr)O2 $_{2x}$ 内にボイドを含む反応層が形成された。この反応層は、(Eu,Zr)O2 $_{2x}$ 基材よりも低濃度の Eu と O、高濃度の Zr に加え、微量の Si から構成された。一方、SiC 内には Eu-Zr-O 層が分散していることから、界面を挟んで液相または気相の形成を伴う相互作用が生じたと推測される。以上より、(Eu,Zr)O2 $_{2x}$ を SiC 被覆管に装荷した場合、重大事故の初期過程までに(Eu,Zr)O2 $_{2x}$ の形状に変化を伴うものの、その変化は限定的であることが示唆された。

参考文献 [1] OECD/NEA, No. 7317, 2018. [2] 太田ら,日本原子力学会 2016 秋の大会, 2E03. [3] H. Ohta, et al., Trans. ANS WM, 2018. [4] Ohta et al., Proc. Top Fuel 2016. [5] 太田ら,日本原子力学会 2021 春の年会. 2K03. [6] 中村ら,日本原子力学会 2017 春の年会,1106. [7] 中村ら,日本原子力学会 2021 春の年会,2K02.

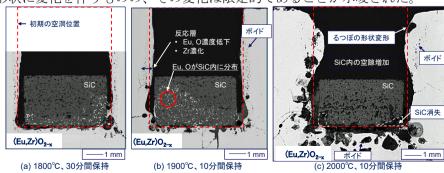


図1 (Eu,Zr)O_{2-x} / SiC界面 に形成された反応層

^{*}Kinya NAKAMURA, Hirokazu OHTA, Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

3J11 2022年春の年会

BWR 過酷事故を模した高温水蒸気雰囲気による SUS304-B4C 固化物におけるホウ素再分配挙動評価

Investigation of re-distribution of B in SUS304-B₄C alloy under high temperature steam simulating BWR severe accident *佐久間 真之介 ¹, 伊藤 あゆみ ¹, 安井 伸太郎 ¹, 小林 能直 ¹, 伊東 賢一 ², 平井 睦 ², 溝上 暢人 ² 「東京工業大学, ²東京電力 HD

沸騰水型軽水炉(BWR)過酷事故における制御棒溶融固化物が事故進展の過程で高温水蒸気に晒される場合に、 固化物中のホウ素がとる化学形態および反応機構を明らかにするために、SUS304-B₄C 模擬デブリを作製し て水蒸気雰囲気による等温保持実験を実施し、試験後試料に対して金属組織観察および相同定を行った。

キーワード:福島第一原子力発電所事故,BWR,制御棒,SUS304-B₄C

1. 緒言

福島第一原子力発電所 2 号機の事故解析によると、炉心損傷初期において水蒸気枯渇雰囲気で制御棒が溶融し、固化した制御棒由来デブリは高温の水蒸気雰囲気に晒された可能性が高い。本研究では、当該固化物におけるホウ素の化学形態を明らかにするために、制御棒由来デブリの模擬合金を作製して水蒸気雰囲気による等温保持実験を実施した。試験後試料の組織観察および構造解析を行うことで、相関係および反応機構に関する知見を得た。

2. 実験

SUS304 粉末と B₄C 粉末を混合し Ar 雰囲気 1450°C にて 90 分保 持し完全溶融、水冷して得られた SUS304·B₄C 合金を模擬デブリ試料 とした。Ar/水蒸気混合ガス(Ar ガスによるバブリング法, 水温 90°C) を導入した 1100°C の電気炉内に、SUS304·B₄C 合金の試験片を装荷したアルミナ坩堝を装填し、一定時間保持後、炉冷却した。試験後試料の表面近傍における相同定には粉末 XRD を、反応断面の組織観察には SEM/EDS を用いた。

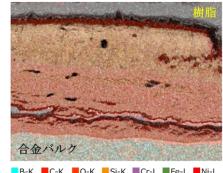


図 1 60 分保持試料の元素マッピング

3.結果及び考察

図 1 に 60 分保持試料断面の元素マッピング像を示す。合金バルクと気相(樹脂部)の間に Fe,Cr,O,B を含む 反応相の形成を確認した。電気炉から取り出した試料の表面を削って粉末 XRD 分析を実施したところ、回折パターンから Fe_3BO_5 と(Fe,Cr)O が含まれていることがわかった。SEM/EDS による組織観察から、ホウ素 を含まない酸化物の内側にホウ素含有酸化物が形成されており、合金中の酸素親和性が高いホウ素を酸化させる機構と、合金母相の酸化膜形成による複合的な反応が起こっていると考えられる。現状、ホウ素含有鉄酸化物 Fe-B-O 系の知見は非常に限定的であり、制御棒由来デブリの形成・変質の過渡をより深く理解する ためには今後 Fe-B-O 酸化物系の熱力学データの充実が求められる。

謝辞

本研究は、東京電力ホールディングス株式会社との「TEPCO 廃炉フロンティア技術創成協働研究拠点」で得られた成果の一部です。

*Shinnosuke Sakuma1, Ayumi Itoh1, Shintaro Yasui1, Yoshinao Kobayashi1, Kenichi Ito2, Mutsumi Hirai2 and Masato Mizokami2

¹Tokyo Institute of Technology, ²Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

3J12

2022 Annual Meeting

Microstructural stability of Zr-SUS-B₄C model debris upon annealing *Huilong YANG ¹, Kenta MURAKAMI¹, Sho KANO¹ and Hiroaki ABE¹

¹The University of Tokyo

Abstract

In order to understand the possible property change of 1F fuel debris during the accident and fuel debris retrieval period, the metallic debris which is composed of the reactor core component materials of zirconium, stainless steel, B₄C was studied during annealing. The microstructural stability of metallic debris, especially the intermetallic compound phases,

will be discussed in this report.

Keywords: 1F decommissioning, model debris, microstructural, stability, annealing

1. Introduction

One of the most challenging tasks in 1F decommissioning is to properly remove the fuel debris, which was formed >10 years before, and anticipated to experience aggressive environments such as high temperature oxidation and/or hydrogen adsorption during the accident, corrosion during the cold shutdown period. Therefore, it is necessary to understand the possible material property change of fuel debris during the long-term fuel debris processing period, to provide the fundamental knowledge required for practical debris removal. The present study aims to investigate the environment-induced property change and cracking behavior in fuel debris from the viewpoints of materials science. Specifically, in this study, the metallic debris is considered as the research objective, which might be related to the solidification reaction of the reactor core component materials of zirconium (Zr), stainless steel (SUS) and B₄C. The microstructural stability of Zr-SUS-B₄C model debris during high temperatures will be studied.

2. Experimental

Zr-SUS-B₄C model debris was prepared using the vacuum induction heating method from the raw materials of Zr and SUS plates, and B₄C powder. Two types of ingots with different Zr/Fe ratios (SUS-75Zr-B₄C and SUS-50Zr-B₄C) were prepared. The phase identification was conducted using X-ray diffraction (XRD) and scanning electron microscopyenergy dispersive X-ray spectroscopy (SEM-EDS) methods. Both two types of metallic model debris specimens were subjected to annealing up to 1673 K. After annealing, the phase identification and possible element diffusion were investigated by XRD and SEM-EDS. The mechanical property change was measured by Vickers hardness tests.

3. Results and discussion

Phase identification results show that the SUS-75Zr-B₄C specimen consists of Zr₃Fe-, Zr₂Fe-, and ZrFe₂-type intermetallic compounds, Zr, ZrC, and Zr₂B phases, on the other hand, the SUS-50Zr-B₄C specimen is composed of Zr₂Fe and ZeFe2 intermetallic compounds, Zr, ZrC, and Zr2B phases. These constituent phases were found to be stable under vacuum up to 1273 K, and no obvious element diffusion among these phases was observed. The early-stage oxidation of these phases was confirmed as well. Zr oxidized the most severe, followed by ZrFe2, Zr3Fe and Zr2Fe intermetallic compounds, nevertheless, oxidization was hardly observed at ZrC and ZrB2 phases. The formation of the oxides leads to the hardness increment in both specimens. The phase stability of the constituent phases under high temperature range will be also discussed at the presentation.

3J13

燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究

Study on physical mechanism in phenomenon of fuel debris

*鈴木誠矢,荒井陽一,岡村信生,渡部雅之

日本原子力研究開発機構

燃料デブリの取出し・保管において、長期の安全性を評価するため経年変化プロセスの把握は重要な課題の一つである。本報では経年変化の一因である物理学的メカニズムに着目し、環境温度の変化を要因とするクラックの発生量などの影響を調査し、燃料デブリのクラックの発生・進展に係る挙動を明らかにした。

キーワード:燃料デブリ,経年変化,物理学的メカニズム

1. 背景·目的

福島第一原子力発電所(IF)において発生した溶融燃料や原子炉構造材を含む燃料デブリは、長期間冠水状態にあり、また廃炉のために取出された後は、最終的な処理方法が決定されるまでさらに長い期間保管されることが予想される。炉内は冷却管理されているが、昼夜や季節性の温度変化の影響を受ける。そのため、燃料デブリは岩石や鉱物の風化に似た経年変化(劣化)が進むと想定される。燃料デブリの経年劣化が進むと、燃料デブリの機械的強度が低下して容易に微粉化することで、放射性物質の冷却水への分散や溶出の可能性がある。本研究では、IF燃料デブリ特有の生成・滞在環境や周辺の気候変動を考慮した物理学的な経年劣化挙動の把握を目的とし、環境温度の周期的な変化が燃料デブリを模した試料中のクラックの発生及び進展に与える影響を評価した。

2. 実験

試料として、 UO_2 及び、それと同程度の熱膨張率並びに破壊じん性を有する Y_2O_3 とステンレスの溶融固化体(UO_2 -SUS 試料、 Y_2O_3 -SUS 試料)を作製した。試料の概略を図 1 に示す。これらを周期的な温度変動(サイクル)に晒した後、酸化物中のクラックの状態を観察した。温度条件は、燃料デブリの内部は未だに高温の部分もあり、局所的な温度勾配が生じていることを考慮して $200\sim250$ ℃に設定した。これは、燃料デブリと類似した組成と考えられる岩石やセラミックスの熱膨張率が変化する温度領域でもある。温度の変化幅は、周辺地域の寒暖差を考慮して ±25 ℃に設定した。そして、温度サイクル数は寒暖の周期(1 年で 1 サイクル)及び、熱源の突発的な移動による温度勾配の発生を考慮して 50、100、150 回とした。上記の熱サイクルに晒した試料は切断・研磨等の後、レーザー顕微鏡で断面画像を取得し、最後に画像処理解析によりクラック長さを計測した。画像処理には 1000 を使い、バックグラウンド処理、最大値フィルタ、輝度量子化、1000 位化処理、そして排他的膨張処理を経てクラックを抽出・計測した。

3. 結果と考察

 UO_2 -SUS 試料と Y_2O_3 -SUS 試料の両方とも温度サイクル数の増加に伴いクラック長さも増加することを確認した。全ての模擬デブリ試料のクラック量は上昇傾向にあったが、 Y_2O_3 -SUS 試料は徐々にクラック長の増加量は減少する傾向にあった。この結果から、燃料デブリに発生するクラックは一定量で成長が停止し、微粉化までには到達しない可能性があることが示唆された。計測結果をもとに疲労クラック進展速度を表す Paris 則[1] (下式) を使った評価を試みた。

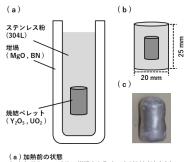
$da/dN = C\Delta K^m$

N:繰り返し数、a:クラック進展長さ、 $\Delta K:$ 応力拡大係数、C,m:材料定数

応力拡大係数 Δ K は応力拡大係数ハンドブック $^{[2]}$ の中から本試験と近いモデルを選定し、その応力拡大係数導出式に計測したクラック長さや温度の情報を代入することで求めた。 $da/dN-\Delta$ K プロットから材料定数である C と m を算出することで、温度サイクルの繰り返し回数に応じたクラック長さの変化を確認することができた。今後、試験的取出し等で明らかになっていく 1F 燃料デブリの性状を上記モデルに適用することで、環境温度の変化による燃料デブリの経年劣化挙動を予測可能となる。

参考文献

- [1] PARIS, Paul; ERDOGAN, Fazil. A critical analysis of crack propagation laws. 1963.
- [2] MURAKAMI, Y., et al. Stress Intensity Factors Handbook, Vol 2, Revised Edition. 1990.



(a) 加熱前の状態 (b) 加熱(1500°C)後、坩堝から取出した試料(寸法含む) (c) 実際の試料写真(UO₂-SUS試料)

図1 試料の概略図

^{*}Seiya Suzuki, Arai Yoichi, Okamura Nobuo, Watanabe Masayuki Japan Atomic Energy Agency

Awards Ceremony | Poster Session | Student Network

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony of Student Network

Fri. Mar 18, 2022 12:00 PM - 12:30 PM Poster Session

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

(Fri. Mar 18, 2022 12:00 PM - 12:30 PM Poster Session)

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony