Wed. Mar 16, 2022

Room A

Planning Lecture | Joint Session | Reactor Physics Division, Nuclear Data Division, Investigation Committee on Nuclear Data

[1A_PL] Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

Chair: Kenichi Tada (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Overview of JENDL-5
*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Evaluation of fission product yields and their covariance data
*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[1A_PL03] Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in thermal reactor system
*Kenichi Yoshioka[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1A_PL04] Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in fast reactor system
*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

Thu. Mar 17, 2022

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[2A_PL] Contribution of "Knowledge" of the Atomic Energy Society of Japan to "Energy well-being"

Chair: Yuicih Niibori (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[2A_PL01] How can nuclear knowledge contribute to society?
*Ekou Yagi[1] (1. Osaka Univ.)

[2A_PL02] What I think now about nuclear power generation in Japan: from an external perspective
*Tatsuhiro Kamisato[1] (1. Chiba Univ.)

[2A_PL03] Discussion
Akira Yamaguchi[1], Yoshitaka Nishino[2], Ekou Yagi[3], Tatsuhiro Kamisato[4], Chair: Yuichi Niibori[5] (1. Utokyo, 2. Tsukuba Univ., 3. Osaka Univ., 4. Chiba Univ., 5. Tohoku Univ)

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 Yano[1] (1. Kobe Univ.)

Wed. Mar 16, 2022

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1B_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Chair: Reiko Fujita (Fukushima support PJ)
1:00 PM - 2:30 PM Room B

[1B_PL01] Rice cultivation experiment in Fukushima
*Michitaka Sasoh[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1B_PL02] Support activities for school education
*Shoko Yashio[1] (1. Obayashi)

[1B_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization
*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[1B_PL04] Open Discussion

Thu. Mar 17, 2022

Room B

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

[2B_PL] Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

Chair: Yukio Sakamoto (ATOX)
1:00 PM - 2:30 PM Room B

[2B_PL01] Positioning of simplified calculation method in shielding design and its engineering issues
*Yoshihiro Hirao[1] (1. NMRI)

[2B_PL02] Development goals and tasks of JPKG2022, a simplified shielding calculation code
*Fumiyoshi Nobuhara[1] (1. TNS)

[2B_PL03] Photon deep penetration calculations including photonuclear reaction for compilation of buildup factor data

©Atomic Energy Society of Japan

*Seiki Ohnishi[1] （1. NMRI）

[2B_PL04] Development of the new point-kernel integration code and its demonstration

*Satoshi Tamura[1] （1. V.I.C.）

Fri. Mar 18, 2022

Room B

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 Uesaka[1] （1. AEC）

Wed. Mar 16, 2022

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1C_PL] International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

Chair: Takaya Ito (MFBR)
1:00 PM - 2:30 PM Room C

[1C_PL01] Latest activities in Generation-IV international forum (GIF)

*Hideki Kamide[1] （1. JAEA）

[1C_PL02] R&D and international collaboration for sodium-cooled fast reactors in Japan

*Shigeki Kobayashi[1] （1. MFBR）

[1C_PL03] R&D for high-temperature gas-cooled reactors and restart of HTTR

*Tetsuo Nishihara[1] （1. JAEA）

Thu. Mar 17, 2022

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[2C_PL] Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

Chair: Kai Masuda (QST)
1:00 PM - 2:30 PM Room C

[2C_PL01] Application of Ion Beam to Radiation-induced Graft Polymerization

*Akira Taniike[1] （1. Kobe Univ.）

[2C_PL02] Development of Functional Material and Evaluation Method by Quantum Beams

*Noriaki Seko[1] （1. QST）

[2C_PL03] Application of Solid State Nuclear Track Detectors for Laser-driven Ion Acceleration Experiments

*Masato Kanasaki[1] （1. Kobe Univ.）

Fri. Mar 18, 2022

Room C

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 Shibata[1] （1. JAEA）

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

*Kentaro Funaki[1] （1. JAEA）

Wed. Mar 16, 2022

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Kobe University

[1D_PL] Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

Chair: Akira Taniike (Kobe Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Latent track structure and formation processes in polymeric etched track detectors

*Tomoya Yamauchi[1] （1. Kobe Univ.）

[1D_PL02] Latest nuclear emulsion technology and cosmic ray imaging

*Kunihiro Morishima[1] （1. Nagoya Univ.）

[1D_PL03] Fluorescent nuclear track detection technology and its application

*Satoshi Kodaira[1] （1. QST）

Thu. Mar 17, 2022

Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[2D_PL] Organizing the roles and relationships in

©Atomic Energy Society of Japan

codes and standards

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

[2D_PL01] The role of the AESJ standards in hierarchy of codes and standards
*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. SC)

[2D_PL02] Role of the Japan Electric Association in the Standards for Nuclear Power Plant Operations
*Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

[2D_PL03] Collaboration among the stakeholders on codes and standards
*Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

[2D_PL04] Discussion on specific future efforts
Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Hiroaki Abe[3], Kenta Murakami[3], Keiji Matsunaga[4], Haruko Sasaki[5], Yasunori Yamanaka[6] (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. Utokyo, 4. TOSHIBA ESS、5. NRA, 6. ATENA)

Fri. Mar 18, 2022

Room D

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 Komiyama[1] (1. UTokyo)

[3D_PL02] Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.
*Kei Shimogori[1] (1. IEEJ)

[3D_PL03] Economics of the power sector with renewables
*Yuji Matsuo[1] (1. APU)

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

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

[3D_PL06] General Discussion： Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral
Kei Shimogori[1], Yuji Matsuo[2], Yu Nagai[3], Yasuo Komano[4], Chair: Ryoichi Komiyama[5] (1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo)

Wed. Mar 16, 2022

Room E

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1E_PL] Ethics to realize the Well-Being

Chair: Ichiro Teshiba (HGNE)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Continued consideration of ethical issues
*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[1E_PL02] Science and Engineering Ethics 2.0
*Jun Fudano[1] (1. Waseda Univ.)

[1E_PL03] Discussion

Thu. Mar 17, 2022

Room E

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee for Mechanistic Simulation Method related to Severe Accident of Nuclear Reactors

[2E_PL] Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

[2E_PL01] Current Status and Issues Related to Detailed Analysis of Severe Accident
*Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

[2E_PL02] Experimental Programs toward Understanding Reactor Pressure Vessel Failure Mechanism at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Hiroshi Madokoro[1] (1. JAEA)

[2E_PL03] SARNET Activities and Study on Core Damage during SA at INSS
*Koji Nishida[1] (1. INSS)

Wed. Mar 16, 2022

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

[1F_PL] Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

1:00 PM - 2:30 PM Room F

[1F_PL01] Activities for Next-Generation Nuclear Power Plants
*Kazuhito Asano[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1F_PL02] Nuclear Business Development of Hitachi to Achieve Carbon Neutral
*Kazuhiro Yoshikawa[1] (1. HGNE)

[1F_PL03] Mitsubishi's Nuclear Power Business for Achievement of Carbon Neutrality
*Yurugi Kanzaki[1] (1. MHI)

Thu. Mar 17, 2022

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science Division

[2F_PL] Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

Chair: Makoto Hashimoto (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room F

[2F_PL01] Overview of the Umbrella Project, a Newly Established Platform for the Field of Radiation Protection
*Reiko Kanda[1] (1. QST)

[2F_PL02] Study on individual dose registry system for occupational exposure
*Michio Yoshizawa[1] (1. JAEA)

[2F_PL03] Efforts to train and secure on radiation protection experts in nuclear emergencies
*Chie Takada[1] (1. JAEA)

[2F_PL04] Activities of the Working Group on Effective Dose and Operational Quantities
*Michiya Sasaki[1] (1. CRIEPI)

Fri. Mar 18, 2022

Room F

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 Sata[1] (1. JAEA)

[3F_PL02] View of "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology
*Shoji Tsuchida[1] (1. Kansai Univ.)

[3F_PL03] Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication
*Norito Takeda[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL04] Panel discussion
Tsutomu Sata[1], Shoji Tsuchida[2], Norito Takeda[3], Chair: Kota Juraku[4] (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU)

[3F_PL05] Q&A session

Wed. Mar 16, 2022

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Licensing review of equipment for severe accidents
*Naoki Amano[1] (1. NRA)

[1G_PL02] Outline of measures against severe accidents of BWR (Concepts and equipment)
*Kozo Murakami[1] (1. Chugoku Electric Power)

[1G_PL03] Outline of measures against severe accidents of PWR (Concepts and equipment)
*Kouki Matsuda[1] (1. KYUDEN)

[1G_PL04] Discussion

Thu. Mar 17, 2022

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Committee on Nuclear Non-Proliferation, Safeguards and Security

[2G_PL] Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[2G_PL01] Application of machine learning models on the technologies related to nuclear forensics and first response for nuclear and radiological terrorism
*Yoshiki Kimura[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

[2G_PL02] Proposal, development, and implementation of detection methods by combining image deep learning and natural language processing
*Kazuyuki Demachi[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03] How can AI be used in the operation and management of important social infrastructure?
*Atsuhiro Tanaka[1] (1. NEC)

Fri. Mar 18, 2022

Room G

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 Tamaki[1] (1. JAEA)

[3G_PL02] Display of Dynamical Behaviour of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System
*Takeshi Matsuoka[1] (1. Utsunomiya Univ.)

[3G_PL03] Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard
*Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

Wed. Mar 16, 2022

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Human-Machine Systems Research [Co-organized by Risk Science and Technology Division]

[1H_PL] Human Relianbility Analysis in PRA:Current Status and Issues
Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room H

[1H_PL01] HRA Issues for PRA Improvement
*Hiroshi Ujita[1,2] (1. IESS, 2. AdvanceSoft)

[1H_PL02] Human Error Probability Evaluation using IDHEAS-G: Model Development and Issues
*Daisuke Takeda[1] (1. CRIEPI)

[1H_PL03] Development of a Human Reliability Data Collecting Method for HRA
*Naoko Hasegawa[1] (1. CRIEPI)

[1H_PL04] Panel Discussion

Thu. Mar 17, 2022

Room H

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

[2H_PL] Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP
Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room H

[2H_PL01] Aims and policy of activities of this research committee
*Shuhei Miwa[1] (1. JAEA)

[2H_PL02] Estimation of dose rate distribution in PCV and future challenges
*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Behavior of FP suggested by radioactive contamination of waste
*Yoshikazu Koma[1] (1. JAEA)

[2H_PL04] Activity status of extended committee menbers
*Yoichi Wada[1] (1. Hitachi)

Fri. Mar 18, 2022

Room H

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 Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

[3H_PL02] Robotics
*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

[3H_PL03] Risk analysis and evaluation
*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[3H_PL04] Structural Integrity of components
*Shunichi Suzuki[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 16, 2022

Room I

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Fuel Division, Computational Science and Engineering Division

[1I_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

Chair: Isamu Sato (TCU)
1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8
*Yutaka Udagawa[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels
*Takayuki Ozawa[1] (1. JAEA)

[1I_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials
*Taira Okita[1] (1. Utokyo)

[1I_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials
*Hiroki Nakamura[1] (1. JAEA)

Thu. Mar 17, 2022

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

[2I_PL] Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

Chair: Isamu Sato (TCU)
1:00 PM - 2:30 PM Room I

[2I_PL01] About "Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle"
*Isamu Sato[1] (1. TCU)

[2I_PL02] Recommendations from the Research Committee
*Akira Sato[1] (1. MHI)

[2I_PL03] Consideration of "Opportunities to discuss" based on the opinions from the study session at YGN
*Naoto Hagura[1] (1. TCU)

[2I_PL04] Comprehensive discussion

Fri. Mar 18, 2022

Room I

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 Oota[1] (1. JNFL)

[3I_PL02] Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI
*Haruka Tada[1] (1. IHI)

[3I_PL03] The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter
*Toru Sugawara[1] (1. Akita Univ.)

Wed. Mar 16, 2022

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division [Co-organized by Standards Committee]

[1J_PL] Application experiences of water chemistry standards and request for its revision

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Exchange of opinions for utilization and revision of water chemistry standards
Hirotaka Kawamura[1], Hiroshi Akamine[2], Yasutaka Shoda[3], Makoto Nagase[4], Satoshi Hanawa[5], Ryuji Umehara[6] (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI, 4. HitachiGE, 5. JAEA, 6. JANSI)

[1J_PL02] Discussion

Thu. Mar 17, 2022

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Senior Network (SNW)

[2J_PL] How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

©Atomic Energy Society of Japan

Chair: Mikio Sakurai (SNW)
1:00 PM - 2:30 PM Room J

[2J_PL01] A consideration on what was changed in the students' way to think the nuclear energy through SNW dialogs with students and questionnaire surveys
*Kazuhiko Wakasugi[1] (1. SNW)

[2J_PL02] The Tendency shown in Dialog Meetings on the Carbon Neutral and Energy in Nagasaki Univ. and Kyutech
*Kenichi Matsunaga[1] (1. SNW)

[2J_PL03] On Carbon Neutral and Energy from the student Viewpoint
*Tomohiro Okamura[1] (1. Tokyo Tech)

[2J_PL04] Panel Discussion with Students

Fri. Mar 18, 2022

Room J

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 Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[3J_PL02] Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research
*Akiyoshi Nomoto[1] (1. CRIEPI)

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

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

[3J_PL05] AI-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images
Kanta Takahashi*[1] (1. TOSHIBA ESS)

Wed. Mar 16, 2022

Room K

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Radioactive Waste Management with Partitioning-Transmutation Technology [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment, Reprocessing and Recycle Technology Division]

[1K_PL] Application of partitioning and transmutation technology to waste management

Chair: Takayuki Sasaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology, and a concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle
*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

[1K_PL02] An assessment for current LWR cycle
*Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Tech)

[1K_PL03] An assessment for MOX plu-thermal cycle
*Hitoshi Makino[1] (1. JAEA)

[1K_PL04] An assessment for fast reactor cycle
*Sou Watanabe[1] (1. JAEA)

[1K_PL05] Summary o total performance assesment and recommendations
*Yaohiro Inagaki[1] (1. Kyushu Univ.)

Thu. Mar 17, 2022

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

[2K_PL] Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

Chair: Kazuya Idemitsu (Kyushu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

[2K_PL01] Current Status of Radioactive Waste Management in JRIA
*Minoru Okoshi[1] (1. JRIA)

[2K_PL02] Current Status of Radioactive Waste in Universities
*Kazuya Idemitsu[1] (1. Kyushu Univ.)

[2K_PL03] Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project
Minoru Okoshi[1], Hiromitsu Haba[2], Satoshi Hukutani[3], Akihiro Sakai[4], Chair: Kazuya Idemitsu[5] (1. JRIA, 2. RIKEN, 3. Kyoto Univ., 4. JAEA, 5.

©Atomic Energy Society of Japan

Kyushu Univ.)

Wed. Mar 16, 2022

Room L

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[1L_PL] Toward consturuction of cross-organizational education system for nuclear engineering

Chair: Nobuo Ikeda (Kyushu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L

[1L_PL01] Global Nuclear Human Resource Development Initiative and " Consortium ANEC"
*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Activity of on-line curriculum development group
*Hiroshi Nakashima[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03] Activity of interenational human resoruce development group
*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1L_PL04] Activity of experiment and practice group
*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

[1L_PL05] Activity of industry-academia collaboration group
*Ma s ayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[1L_PL06] Comprehensive discussion

Thu. Mar 17, 2022

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2L_PL] Nuclear Fusion Development by Private Sector

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)
1:00 PM - 2:30 PM Room L

[2L_PL01] The Global Private Fusion Industry: Latest Trends and the Overview
*Shutaro Takeda[1] (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL02] Challenge of Kyoto Fusioneering Ltd. toward Practical Fusion Energy Business
*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Fusioneering)

[2L_PL03] Advanced laser research for high-repetition laser fusion demonstration
*Yoshinori Tamaki[1] (1. Hamamatsu Photonics)

[2L_PL04] Our challenge for the realization of laser-based fusion reactors
*Kazuki Matsuo[1] (1. EX-Fusion)

[2L_PL05] Discussions

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session | Reactor Physics Division, Nuclear Data Division, Investigation Committee on Nuclear Data

[1A_PL] Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Overview of JENDL-5

*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Evaluation of fission product yields and their covariance data

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[1A_PL03] Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in thermal reactor system

*Kenichi Yoshioka[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1A_PL04] Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in fast reactor system

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望
Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

（1）JENDL-5 の概要

(1) Overview of JENDL-5

*岩本　修[1]
[1]JAEA

1. はじめに

評価済核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 を 2021 年 12 月に公開した。JENDL-5 では前バージョン JENDL-4.0 から中性子核反応データを大幅に見直すと共に、新たに多くの核種の追加を行った。また、熱中性子散乱則、核分裂収率、崩壊データについても大幅にデータを改訂し、更に、これまで特殊目的ファイルとして公開してきた高エネルギー核反応、放射化断面積や陽子、重陽子、アルファ粒子の荷電粒子反応、光核反応のデータについても改訂の上、JENDL-5 に統合した。これらの改訂は主として、JENDL 委員会に設置され JENDL 開発検討小委員会の報告書[1]で示された「ユーザの核データニーズにこたえる完備性を有した統合ライブラリへの発展を図る」という方向性に沿ったものである。本発表では、JENDL-5 の全体構成と原子炉ベンチマーク解析に関係する中性子反応データの概要について報告する。

2. JENDL-5 の全体構成

JENDL-5 はデータの種類によって区別したサブライブラリによって構成されている。サブライブラリは JENDL-4.0 の時に導入されたが、JENDL-4.0 は中性子反応のデータが主体となるもので、その他のサブライブラリは中性子反応に付随する必要データの位置づけであった。JENDL-5 ではこれまで特殊目的ファイルとして扱ってきたデータを含めて、それぞれ固有なサブライブラリとして構成した。JENDL-5 のサブライブラリは次の 11 種類で構成されている。

サブライブラリ名	内容	核種数等
中性子反応	H (Z=1) から Fm (Z=100) までの中性子入射反応データ	795 核種
熱中性子散乱則	37 物質（62 元素）に対する熱中性子散乱則データ	37 物質
核分裂収率	31 核種の中性子核分裂と 10 核種の自発核分裂に対する収率	36 核種
崩壊データ	中性子、H (Z=1) から Og (Z=118)までの核種の崩壊データ	4,071 核種
陽子反応	200 MeV までの陽子入射反応データ	239 核種
重陽子反応	軽核を中心とする核種の 200 MeV までの重陽子入射反応データ	9 核種
アルファ粒子反応	Li から Si までの核種のアルファ粒子入射反応データ	18 核種
光核反応	H-2 (Z=1) から Lr-266 (Z=103)までの核種の光核反応データ	2,684 核種
光子原子	光子と原子の散乱や電子対生成、イオン化等の反応データ	100 元素
電子原子	電子と原子の散乱や励起、イオン化、制動放射等の反応データ	100 元素
原子緩和	イオン化原子からの X 線や電子の放出データ	100 元素

JENDL-5 の中性子のオリジナルデータは 200 MeV までの中性子反応データ、中性子輸送計算に必要なデータ、放射化断面積についてのデータ等が統合されているため、JENDL-4 に比べデータ量が増加している。これに伴う扱いにくさが懸念されるため、利用者の利便性向上の観点から、これまで公開してきた 0 K と 300 K のポイントワイズデータに加え、入射エネルギーが 20 MeV 以下のみのデータ(u20 データ)、放射断面積のみのデータを取り出したファイルについてもダウンロード可能となっている。

3. 中性子反応データの概要

JENDL-4.0からの大きな変更点として、中性子入射エネルギーを200 MeVまで拡張(一部の核種は20 MeV)、放射化量に必要なアイソマー生成などのデータの追加があげられる。これらのデータは特殊目的ファイルとして公開した高エネルギー核データファイル JENDL-4.0/HE や原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル JENDL/AD-2017 のデータを取り入れると共に、新たな評価やデータの見直しも行った。また、JENDL-5 では医療分野や宇宙分野などの多様な放射線利用に対応するため JENDL-4.0 で不足していた核種を補い、すべての天然に存在する核種のデータを網羅するものとなっている。不安定核についても大幅な核種の追加を行い、収録核種数は JENDL-4.0 の 406 から 2 倍近い 795 核種と大幅に増加した。

熱炉や高速炉の核特性への影響が大きいアクチニド主要核種であるウランやプルトニウム同位体について、共鳴パラメータ、核分裂断面積、核分裂スペクトル、核分裂中性子数の改訂を実施した。JENDL-4.0 の公開後、OECD/NEA の WPEC サブグループの枠組みで ENDF や JEFF、JENDL 等の各プロジェクトの枠を超えた国際的な評価済核データファイル作るパイロットプロジェクト CIELO が組織され、U-235, 238, Pu-239 の評価済ファイルが作成された[2]。これらのファイルは CIELO-1, 2 と 2 種類作成され、それぞれ ENDF/B-VIII. 0 や JEFF-3.3 につながっている。JENDL-5 では U-235, 238 の共鳴パラメータについては、微分データとの整合性等を考慮して CIELO-1（ENDF/B-VIII.0）のデータをベースとした。また、Pu-239 の共鳴パラメータについては、Pu-239 の溶液系燃料で見られた臨界性の過大評価を解決する目的で、同じく WPEC のサブグループとして SG34 が活動し、共鳴パラメータの推奨値が公開された[3]。JENDL-5 でもこの成果を取り入れたものとなっている。高速中性子に対する核分裂断面積は JENDL-3 以降、ウランやプルトニウムの主要核種の断面積比のデータを評価に取り入れ、最小二乗法により評価値を決定する同時評価の手法を用いてきた。JENDL-5 でもこの手法を踏襲しつつ、最新の測定データを取り入れ、更にエネルギー領域を 200 MeV まで拡張して評価を実施した。U-235 の核分裂スペクトルは測定データとの差異が見られ、CIELO でも議論が行われ、測定データと整合する評価が実施された。JENDL-5 でも熱中性子に対する測定データに基づいて、核分裂スペクトルのモデルパラメータを決定することにより、5 MeV 以下の中性子に対する評価値を改訂した。アクチニドの核データは原子炉の臨界性に大きな影響を与えるが、JENDL-5 では熱炉や高速炉に対するベンチマークテストを実施し、共鳴パラメータや断面積、核分裂中性子数などの核データについて評価値を見直した。

このほか、マイナーアクチニドなどの核種について J-PARC/MLF の ANNRI などを用いた最新の測定データを反映させると共に、Fe, Cr, Ni, Cu などの構造材や C, O, F, Na などの軽核、その他、核分裂生成物を含む多くの核種のデータを改訂した。

4. まとめ

JENDL-5 は JENDL-4.0 の中性子データの大幅な改訂を行うとともに、特殊目的ファイルを統合し汎用性を高めた核データライブラリとなっており、ENDF 形式のファイルが JAEA のウェブサイトから自由にダウンロード可能となっている。今後、MVP や PHITS などで利用可能な応用ライブラリも公開予定である。

参考文献

[1] JENDL 委員会 JENDL 開発検討小委員会、「JENDL 開発検討小委員会報告 ― JENDL 開発の今後の方向性―」、JEAEA-Review 2014-046 (2015).

[2] International Co-operation in Nuclear Data Evaluation, “An Extended Summary of the Collaborative International Evaluated Library Organization (CIELO) Pilot Project”, NEA No. 7498, OECD 2019.

[3] International Co-operation in Nuclear Data Evaluation Volume 34, “Co-ordinated Evaluation of Plutonium-239 in the Resonance Region”, NEA/NSC/WPECX/DOC(2014)447, OECD 2014.

---

*Osamu Iwamoto[1]

[1]JAEA

2022年春の年会

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望
Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

（2）核分裂収率および共分散データの評価

(2) Evaluation of fission product yields and their covariance data

*千葉　敏[1]
[1]東京工業大学

1. 背景

原子力は核分裂により生成される中性子が媒介する連鎖反応の元で発生するエネルギーを利用する技術である。従って核分裂に関連する核データは原子力の最も基本的な情報として広くかつ高い精度が必要とされる。その中でも核分裂収率は使用済み核燃料に含まれる放射性物質の量、高燃焼度炉心における臨界性を決定し、崩壊熱や即発及び遅発中性子収量等に関連する重要な物理量であるが、我が国においては米国 ENDF の核分裂収率ライブラリーをコピーして利用して来た経緯があり、評価の技術的基盤が構築されていない状況にあった。本研究ではわが国で初めての核分裂収率データ及びその共分散データの評価を行った[1]のでその手法と結果、今後の展望について報告する。

2. 核分裂収率の評価

2-1. 手法

独立収率を実験データを基に評価した。EXFOR 及び文献データをサーベイし、独立収率と認識されたものについて中間データベースを作成した。核分裂収率のデータは EXFOR においては独立収率と累積収率が間違えられていたり、収率の比のデータなども存在するが、比のデータについてはデータに複雑な相関をもたらすため採用せず、独立収率が測定されたと報告があるものだけを採用した。各核分裂系の(A,Z)点毎に複数のデータがある場合はその最小二乗平均値とその誤差を求め、小浦等の提案する殻補正エネルギーと対相関エネルギーに基づくボルツマン因子を殻補正係数とする新たな公式を提案して地道にフィッティングを行いパラメータを決定した。アイソマー比は Hauser-Feshbach 模型計算を用いて求めた[2]。最終的には５つの拘束条件を課す一般化最小二乗解析を行い独立核分裂収率及び共分散データを求めた。これらにより JENDL/FPY2011 に存在した同重体内のアイソトープ分布の不自然なバンプ構造は一掃された。累積収率及びその共分散は独立収率基に JENDL/DDL2015 の崩壊データを適用して作成した。

2-2. 独立収率データの妥当性検証

作成された独立収率データを基に総和計算を行い、崩壊熱、遅発中性子収率、PIE、原子炉β線及び反ニュートリノスペクトルの計算を行い、その妥当性を検証した。特に遅発中性子収率及び Sm 領域核の PIE 結果が向上した。この過程でこれまで核データの対象とされていなかった原子炉ニュートリノ計算に必要なデータベースを構築し、ニュートリノを用いる保障措置、核セキュリティーの新たな手法に加えニュートリノ振動やステライルニュートリノの存在可能性についての検討を行う基盤を確立した。

3. まとめと今後の展望

本研究で得られたパラメータの系統性は、今後実験データの乏しい核種の収率を推定するために利用可能である。また本研究を通して核分裂収率評価の知見の蓄積と人材育成が達成された。今後、機械学習や深層学習などを用いる核分裂収率評価へと発展していくものと期待している。詳細は当日報告する。

参考文献

[1] K.Tsubakihara et al., J.Nucl.Sci.Technol. 58, 151-165(2020)
[2] S.Okumura et al., J.Nucl.Sci.Technol. 55, 1009-1023(2018).

---

*Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

2022年春の年会

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望
Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

（3）熱中性子炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析

(3) Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in thermal reactor system

*吉岡 研一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

東芝臨界実験装置 NCA は UO_2 燃料棒を用いた軽水減速型の臨界実験集合体であり、多種類の濃縮度やガドリニア入り燃料棒により種々の炉心を構成することができる特長がある。今回、NCA 実験データを用いて、熱中性子炉体系における”JENDL-5”[1]のベンチマーク解析を行ったので報告する。

2. 実験

対象とした実験は過去に行われた BWR 9×9 燃料集合体を模擬したものであり、パラメータとしてボイド率やガドリニア濃度を変化させた 22 ケースの臨界実験である[2][3]。表 1 に実験ケースを、図 1 に実験体系を示す。数字はウラン濃縮度、W はウォーターロッドを示す。ボイド率は燃料棒間に配置された中空アルミ管で調整する。ボイド模擬なし（Cold）、運転時 0%ボイド時の水密度を模擬したケース（Hot0%Void）、運転時 40%ボイド時の水密度を模擬したケース（Hot40%Void 時）の 3 パターンを実施している。ドライバー領域は 2wt%UO2 燃料棒で構成し、臨界調整のためケースにより大きさを変更し、ボイド模擬はしていない。

表 1　実験ケース

Case ID	Void fraction	Gadolinia condition	Critical water level (mm)
1	Cold	No gadolinia rod	1,137.9
2	Hot 0% Void	No gadolinia rod	907.4
3	Hot 40% Void	No gadolinia rod	1,019.3
4	Cold	With 5wt% gadolinia rod	949.6
5	Hot 0% Void	With 5wt% gadolinia rod	1,071.5
6	Hot 40% Void	With 5wt% gadolinia rod	951.8
7	Hot 0% Void	With 5wt% gadolinia rod	877.5
8	Hot 40% Void	With 5wt% gadolinia rod	968.9
9	Cold	With 10wt% gadolinia rod	966.1
10	Hot 0% Void	With 10wt% gadolinia rod	874.1
11	Hot 40% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,182.4
12	Hot 40% Void	With 5wt% gadolinia rod	925.7
13	Cold	With 10wt% gadolinia rod	838.4
14	Hot 0% Void	With 10wt% gadolinia rod	935.9
15	Hot 40% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,079.9
16	Cold	With 5, 15wt% gadolinia rod	1,026.1
17	Hot 0% Void	With 5, 15wt% gadolinia rod	1,176.9
18	Hot 40% Void	With 5, 15wt% gadolinia rod	1,060.0
19	Hot 40% Void	With 5, 15wt% gadolinia rod	969.8
20	Cold	With 10wt% gadolinia rod	963.8
21	Hot 0% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,055.1
22	Hot 40% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,195.8

*Kenichi Yoshioka[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

3. 解析

解析は”MCNP6.2”[4]を用いた。核データライブラリは JENDL-5 の他、”JENDL-3.3”、”JENDL-4.0”、”ENDF/B-VII.1”、”ENDF-B/VIII.0”、”JEFF-3.3”[5]-[9]を、”FRENDY”[10]により MCNP 用ライブラリに処理されたものを用いた。ヒストリは JENDL-4.0、JENDL-5 は 10000/バッチ×20000、捨てバッチ 1000（統計誤差～0.01%dk）、その他のライブラリは 10000/バッチ×6000 バッチ、捨てバッチ 100（統計誤差～0.005%dk）とした。図 2 に実効増倍率(k_{eff})の結果を示す。

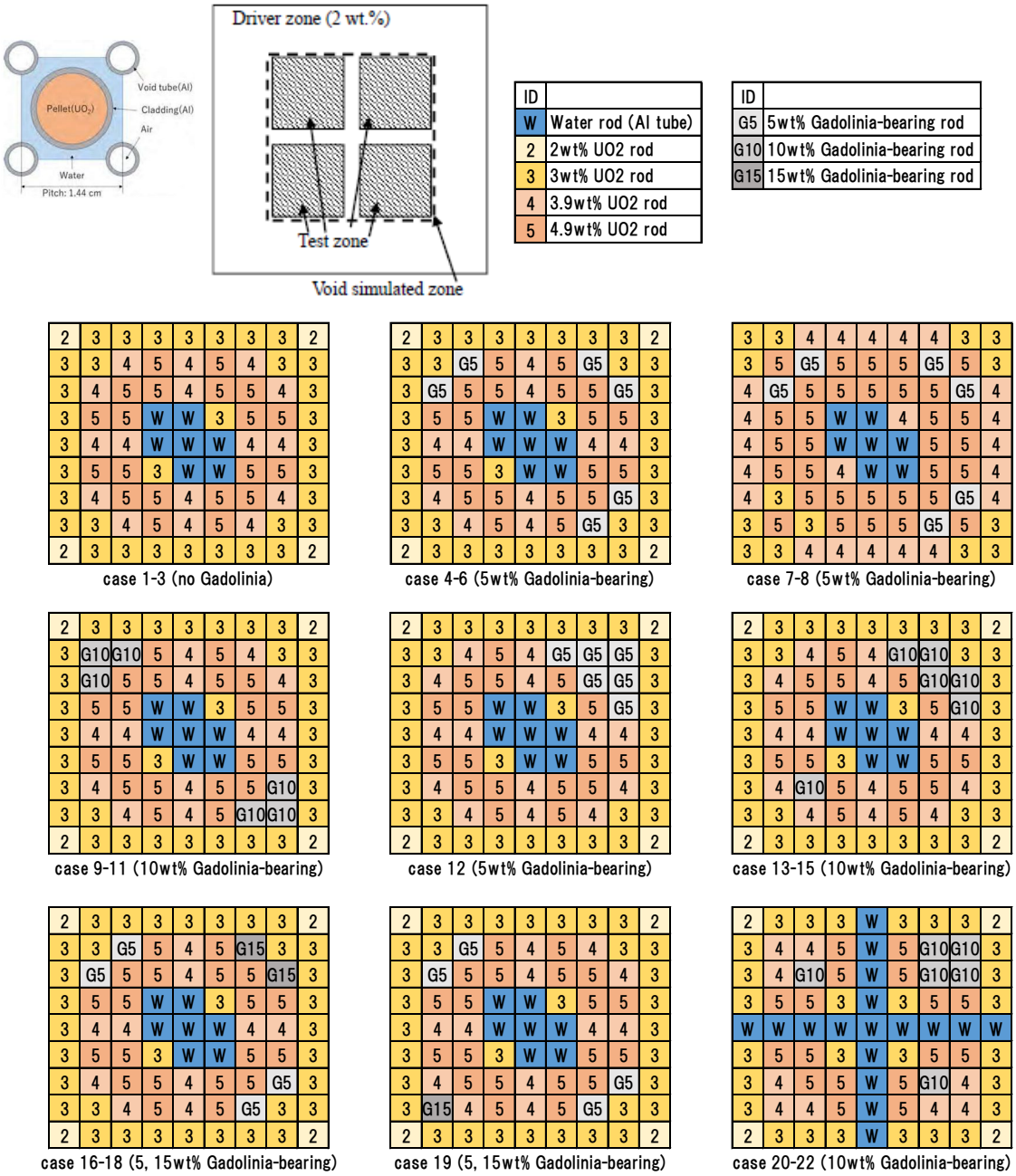


図 1　実験体系

図 2 より JENDL-5 は JENDL-4.0 と比べると 0.2%dk 程度高めの k_{eff} を示すが、ENDF/B-VIII.0 とほぼ同程度である。ケース 1～ケース 3、ケース 4～ケース 6 等の差はボイド模擬によるものである。ボイド依存性は各ライブラリとも同様の傾向である。なお、上述のように、ボイド率変更による臨界調整のため、ドライバー領域の大きさを変更している。ドライバー領域はボイド模擬なし(Cold)であるので、ボイド依存は必ずしも炉心全体のボイドを変更しているわけではない。

MCNP6.2 の KSEN オプションを用いて感度解析を行った。図 3 は図 1 に示したケース 1 及びケース 4 の

k_{eff} に対する主要核反応の感度に関する JENDL-5 と JENDL-4.0 の差分を示している。^{235}U 捕獲、^{238}U 捕獲の他にも ^{235}U の ν にも感度があることがわかる。また、Gd は炉心全体の k_{eff} に対しての感度は小さいこともわかる。Gd の感度をみるには、反応度価値測定実験の解析が有効と考えられる。

表 2　S(α,β)の影響

ライブラリ	S(α,β)	k_{eff}	
		ケース 1(Cold)	ケース 3(40%V)
JENDL-5	JENDL-5	1.00225±0.00005	1.00379±0.00005
JENDL-5	JENDL-4.0	0.99838±0.00009	1.00042±0.00009
JENDL-4.0	JENDL-4.0	0.99988±0.00009	1.00160±0.00009

表 2 は S(α,β)の影響を調べた結果である。S(α,β)を JENDL-5 から JENDL-4.0 に変えると、同じ JENDL-5 でも、0.4%dk 程度変化があり、大きな影響があることがわかる。

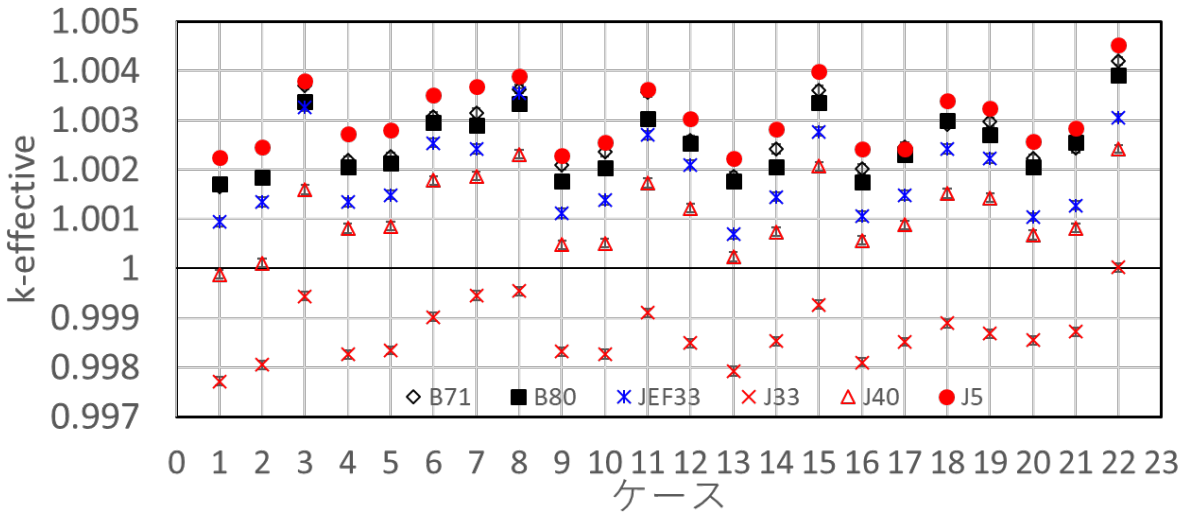


図 2　実効増倍率(k_{eff})の解析結果

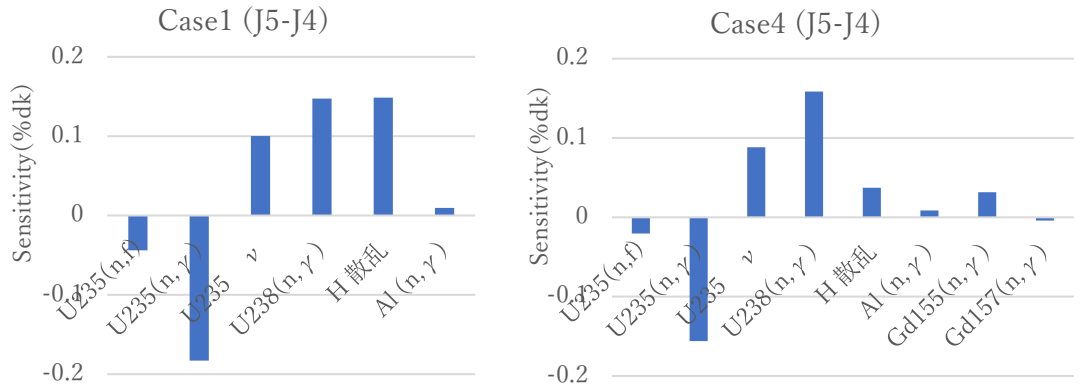


図 3　主要な核反応の k_{eff} に対する感度の JENDL-5 と JENDL-4.0 の差分

4. まとめ

JENDL-5 は JENDL-4.0 と比べると 0.2%dk 程度高めの k_{eff} を示すが、ENDF/B-VIII.0 とほぼ同程度である。JENDL-5 と JENDL-4.0 の k_{eff} の差には ν や ^{238}U の捕獲が影響している。また、S(α,β)も JENDL-5 と JENDL-4.0 の差に影響している。今後、出力分布の実験解析も進めていく予定である。

参考文献

[1] 岩本修, JENDL-5 の概要,　2021 年度核データ研究会, https://conference-indico.kek.jp/event/136/

[2] Kenichi YOSHIOKA, Takuya UMANO, Mitsuaki YAMAOKA, Yoshiji KARINO, Juan J. Casal, Mohamed Ouisloumen,“CRITICAL EXPERIMENTS FOR BWR FUEL ASSEMBLIES WITH CLUSTER OF GADOLINIA RODS”, Proceedings of PHYSOR 2014, Kyoto, Japan, 2014

[3] Satoshi Wada, Kenichi Yoshioka, Tsukasa Sugita, ”Benchmark study of nuclear processed systems with NCA data”, Proceedings of the Reactor Physics Asia 2019 (RPHA19),Osaka, Japan, 2019
[4] C.J. Werner, et al., "MCNP6.2 Release Notes", Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).
[5] K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).
[6] K. Shibata, et al., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, *J. Nucl. Sci. Technol*. 48(2011), pp. 1-30.
[7] Chadwick M. B., et al., “ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross section, covariances, fission yields and decay data,” Nuclear Data Sheets, 112(12), pp.2887-2996(2011)
[8] D.A. Brown, M.B. Chadwick, R. Capote, et al.,"ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections,New Standards and Thermal Scattering Data", Nuclear Data Sheets, 148: pp. 1-142 (2018).
[9] A. Plompen, Announcing JEFF-3.3 Release, JEF/DOC (2017), p. 1864
[10] K. Tada, et al., “Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY,” J. Nucl. Sci. Technol., 54, pp.806-817 (2017)

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

2022年春の年会

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望
Completion of JENDL-5 and prospects for its application to numerical analysis

（4）高速炉体系における JEDNL-5 の積分ベンチマーク解析

(4) Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in fast reactor system

*横山 賢治[1]，谷中 裕[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

日本の評価済核データライブラリ JENDL の最新版となる JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された[1]。一方で原子力機構では高速炉用統合炉定数の作成等を目的として高速炉の積分実験データベース（以下、高速炉核設計基本データベース）の整備を進めている[2]。JENDL-5 の高速炉体系への適用性を確認するため、この高速炉核設計基本データベースに含まれる積分実験データを対象としたベンチマーク解析を行った。なお、JENDL-5 の開発では開発途中のバージョン（α版、β版）が多数作成され[3]、これらのα版、β版に対して段階的にベンチマーク解析を進めてきた。高速炉体系のベンチマーク解析の結果については、JENDL-5 のβ版（JENDL-5β3u1）の結果を既に報告している[3]が、その後、JENDL-5 の公開に向けて Np-237、Pu-238、Pu-242、Am-241、Am-243 に対する評価の改訂等が行われたので、本報では改めて公開版の JENDL-5 に対するベンチマーク解析を実施した結果を示す。

2. 積分実験データベースと解析手法

高速炉核設計基本データベースには多くの積分実験データが含まれており、個別に数えると 600 核特性以上のデータが含まれている。核データライブラリのベンチマーク解析では、解析モデルに起因する不確かさを排除するため、すべて連続エネルギーモンテカルロ法で解析するのが望ましい。しかしながら、高速炉核設計基本データベースには、基本的には決定論的手法で評価した結果が登録されている。一部の積分実験データはモンテカルロ法でも評価されているが、膨大な計算時間が必要となる核特性も多い。このため、JENDL-5 のベンチマーク解析では、高速炉核特性基本データベースの中から、代表的な 11 核特性を選定し、主にこの代表 11 核特性についてベンチマーク解析を行った。また、どのような核種・反応の核データの改訂がベンチマーク結果に影響を与えているのか詳細に分析するために感度解析の手法を採用し、連続エネルギーモンテカルロコード MVP[4]と JENDL-4.0[5]による解析結果を基準として、一般化摂動論により計算されたエネルギー群数 70 群の感度係数を使った感度解析により JENDL-5 の C/E 値を評価した。た

表 1　高速炉体系積分ベンチマークの代表 11 核特性

実験名	炉心燃料	核特性	備考
ZPPR-9_keff	MOX（Pu＋U）	臨界性	----
ZPPR-9_NaVoid_Step3		Naボイド反応度	Step3：中性子漏洩少
ZPPR-9_NaVoid_Step5			Step5：中性子漏洩多
ZPPR-10A_CRWorth_Center		制御棒価値	Center：炉中心
ZPPR-10A_CRWorth_2ndRing			2ndRing：第2リング
BFS-62-3A_keff	濃縮ウラン（+ MOX リング領域）	臨界性	----
BFS-62-3A_NaVoid_LEZ		Naボイド反応度	LEZ：低濃縮U領域
BFS-62-3A_NaVoid_L+M			L+M：低+中濃縮U領域
BFS-62-3A_NaVoid_L+M+P+H			L+M+P+H：低濃縮U+中濃縮+MOX+高濃縮U領域）
JOYO_MK-I_keff	MOX（Pu+濃縮U）	臨界性	ブランケット付炉心
JOYO_MK-II_keff			反射体付炉心

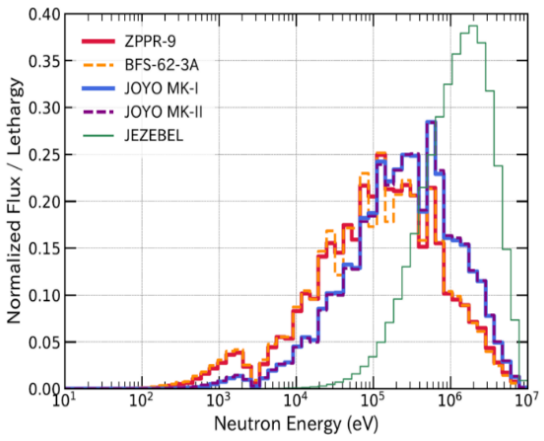


図 1　中性子スペクトルの比較

*Kenji Yokoyama[1] and Hiroshi Taninaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

だし、代表 11 核特性については MVP による直接計算を行い、感度解析による結果と十分な精度で一致することを確認している。

表 1 に選定した代表 11 核特性の実験名（略語）と概要を示す。代表的な核特性としては、臨界性、Na ボイド反応度、制御棒価値を、炉心燃料としては、MOX 炉心（ZPPR-9、10A）と濃縮ウラン炉心（BFS-62-3A）を選定した。また、反射体付炉心への影響を確認するため、ブランケット付炉心（JOYO MK-I）と反射体付炉心（JOYO MK-II）も選定した。なお、本稿で用いるその他の核特性の略語については末尾に付録表として添付した。図 1 に選定した炉心の中性子スペクトルを示す。なお、ZPPR-10A の中性子スペクトルは ZPPR-9 とほとんど同じであるので省略した。高速炉核設計基本データベースに含まれる炉心の中で ZPPR-9 や BFS-62-3A は大型炉心、JOYO MK-I、MK-II は小型炉心の代表にもなっており、高速炉核設計基本データベースに含まれる核特性が測定された体系の中性子スペクトルはほぼこの範囲に収まる。なお、図には比較のため、超小型炉心 JEZEBEL の中性子スペクトルも示した。核データライブラリのベンチマーク解析では JEZEBEL 等の超小型炉心の結果が利用されることが多いが、実際の高速炉体系の中性子スペクトルは超小型炉心に比べるとかなり軟らかいことが分かる。

3. 結果

3-1. 代表核特性に対する積分ベンチマーク結果

図 2 に代表核特性の臨界性に対する積分ベンチマーク結果として解析値と実験値の比（C/E 値）を示す。なお、図中の誤差棒は実験不確かさを表す。この図から、臨界性については MOX 炉心、濃縮ウラン炉心、ブランケット付炉心、反射体付炉心のいずれに対しても、実験不確かさを考慮すると C/E 値はそれほど大きく変わっておらず、JENDL-5 は JENDL-4.0 と同程度の性能と考えられる。しかしながら、感度解析により核種・反応毎の寄与を分析すると、複数の核種・反応間の相殺の結果であることが分かった。

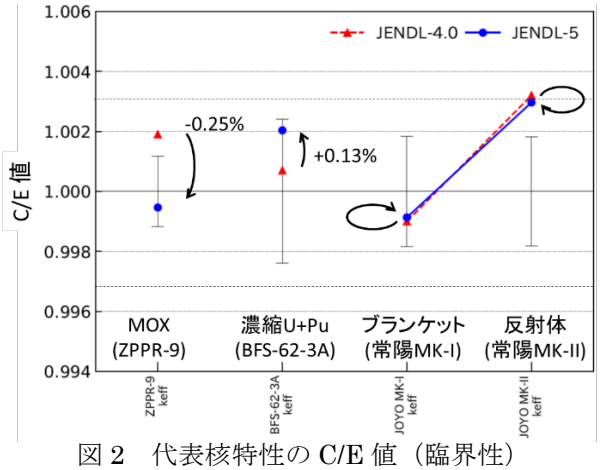


図 2　代表核特性の C/E 値（臨界性）

図 3 に ZPPR-9（MOX 炉心）の臨界性の C/E 値に対する JENDL-4.0 から JENDL-5 への改訂の寄与を核種・反応毎に示した図を示す。この図から、Pu-239 核分裂断面積の改訂の影響は約-0.25%と大きいことが分かる。その他、U-238 核分裂、Pu-239 捕獲、O-16 弾性散乱断面積等の改訂による寄与も大きく、これらの改訂効果が相殺された結果、合計で約-0.25%の改訂効果となっていることが分かる。このように、JENDL-5 では核データは大幅に改訂されており、C/E 値はそれほど変化しない場合でも核種・反応毎の改訂の寄与が相殺されていることがあることに留意が必要である。同様に、図 4 に BFS-62-3A（濃縮ウラン炉心）の臨界性に対する感度解析結果を示す。この図から U-235 核分裂、捕獲断面積、核分裂スペクトル等の改訂効果が相殺した結果、全体で+0.13%の改訂効果となったことが分かる。特に U-235 核分裂断面積の改訂効果は+0.5%以上と大きいことが分かる。一方、ブラン

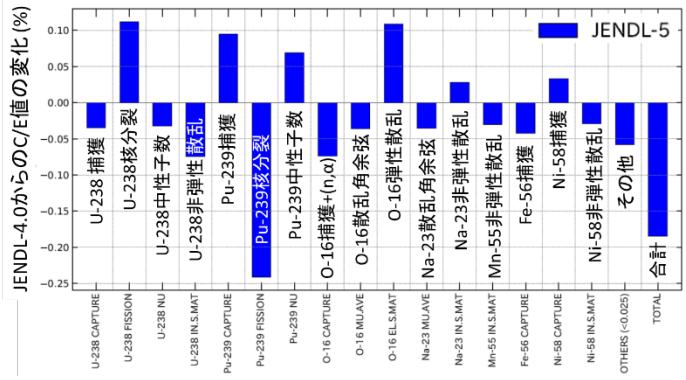


図 3　ZPPR-9 臨界性 C/E 値への核種・反応毎の寄与

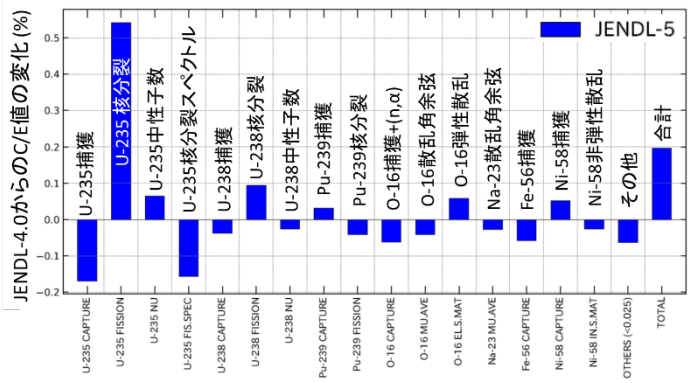


図 4　BFS-62-3A 臨界性 C/E 値への核種・反応毎の寄与

ケット付炉心と反射体付炉心（JOYO MK-I、MK-II）の核種・反応毎の寄与の図は示していないが、感度解析の結果から U-235 核分裂断面積、Pu-239 捕獲断面積、Na-23 平均散乱角余弦等の改訂効果が相殺した結果、C/E 値に大きな変化が見られなかったということが分かった。

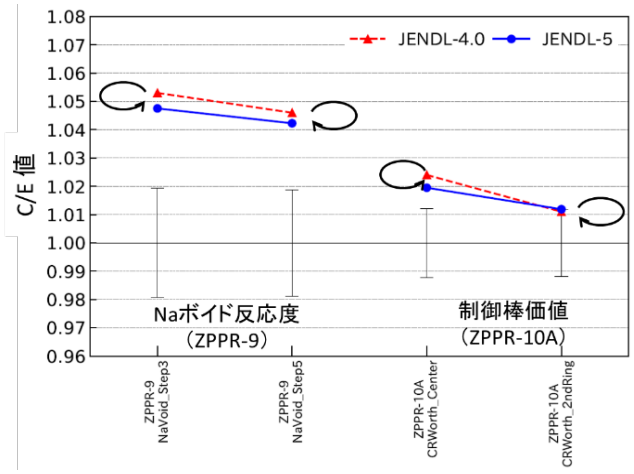


図 5　代表核特性の C/E 値
（MOX 炉心の Na ボイド反応度と制御棒価値）

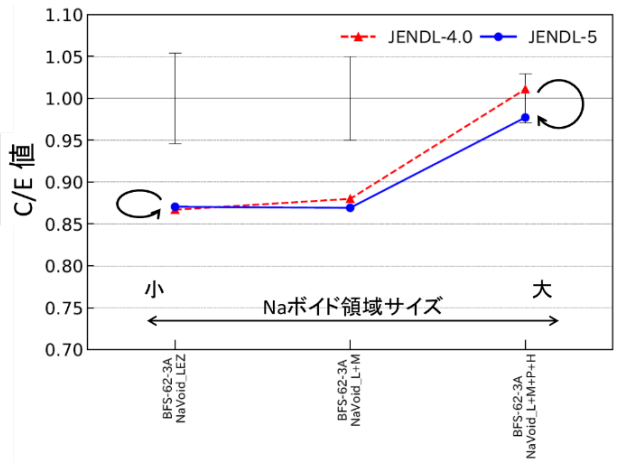


図 6　代表核特性の C/E 値
（濃縮ウラン炉心の Na ボイド反応度）

図 5 に MOX 炉心の Na ボイド反応度と制御棒価値の C/E 値を示す。この図から JENDL-5 の C/E 値は、JENDL-4 とほぼ同じ値であることが分かる。感度解析の結果から、Na ボイド反応度については、主に Pu-239 捕獲断面積、U-238 非弾性散乱断面積の改訂の効果が相殺した結果であること、制御棒価値については核種・反応毎の改訂の効果自体が小さいことが分かった。図 6 には、濃縮ウラン炉心（BFS-62-3A）の Na ボイド反応度の C/E 値を示す。この核特性についても JENDL-5 の C/E 値は JENDL-4 とほぼ同じ値であるが、感度解析の結果から、U-235 核分裂断面積と捕獲断面積の改訂効果が相殺した結果であることが分かった。

3-2. その他の積分ベンチマーク結果

次に、高速炉核設計基本データベースに含まれる代表 11 核特性以外の積分実験データに対して、特に JEDNL-5 の改訂効果が大きく見られた核特性のベンチマーク結果について説明する。

図 7 に Pu-239 に対する Pu 同位体の核分裂率比に対する C/E 値を示す。この図から分かるように、JENDL-4.0 では二つの独立した実験体系（BFS、FCA）で取得された Pu-242 の核分裂率比に対して過大評価傾向を示していたが、JENDL-5 ではこの過大評価傾向が改善された。感度解析の結果からこの改善は Pu-242 の核分裂断面積の改訂の効果であることが分かった。同様に、図 8 に Pu-239 に対する Am、Cm 同位体の核分裂率比の C/E 値を示す。Cm-244 の核分裂率比についても、Pu-242 核分裂率比と同様に、JENDL-4 では二つの独立した実験体系の結果が過大評価傾向を示していたが、JENDL-5 ではこの過大評価傾向が改善された。感度解析の結果からこの改善は Cm-244 の核分裂断面積の改訂の効果であることが分かった。なお、これらの改善効果は JENDL-5β3u1 でも確認されていたが、以上のように、公開版の JENDL-5 でもこの改善効果が維持されていることを確認できた。一方で、Pu-238 の核分裂率比については改訂による影響がわずかに

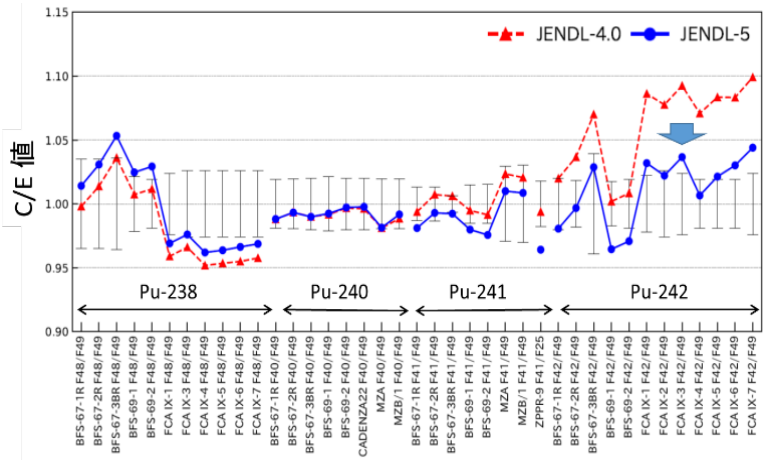


図 7　Pu の核分裂率比の C/E 値

みられた。JENDL-5β3u1 から JENDL-5 での Pu-238 の改訂により、Pu-238 の核分裂率比 C/E 値が全体的に約 1%大きくなったが、実験不確かさを考慮するとこの影響は小さいと考えられる。

一方で、高速炉核設計基本データベースには、マイナーアクチノイド（MA）の捕獲断面積に対して大きな感度を持つ MA 照射サンプルの燃焼後原子数密度比に関する積分実験データも含まれている。図 9 に Cm の燃焼後原子数密度比に着目した C/E 値の結果を示す。この図から、Cm-246/Cm-245 燃焼後原子数密度比の C/E 値と Cm-247/Cm-246 燃焼後原子数密度比の C/E 値が改善していることが分かる。Cm-246 は Cm-245 の中性子捕獲反応、Cm-247 は Cm-246 の中性子捕獲反応により生成されるので、これらの燃焼後原子数密度比は、分子の核種の捕獲断面積に大きな感度を持つ。感度解析の結果からも、それぞれ、Cm-245 捕獲断面積、Cm-246 捕獲断面積の改訂の効果であることが分かった。

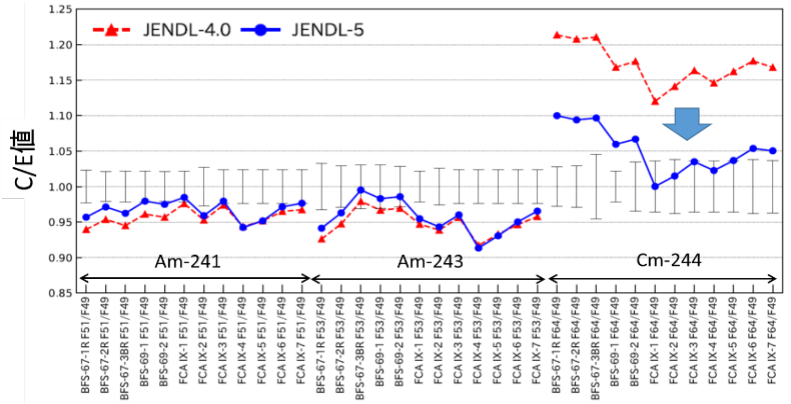


図 8　Am、Cm の核分裂率比の C/E 値

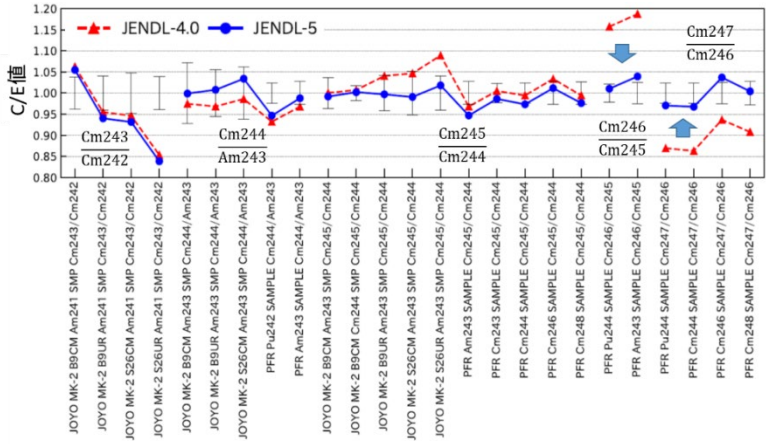


図 9　MA 照射サンプルの燃焼後原子数密度比の C/E 値

4. おわりに

高速炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析の結果を示した。高速炉の標準的な体系における主要な核特性に対して、JENDL-5 の C/E 値は JENDL-4.0 とほぼ同じ値となり、JENDL-4.0 と同程度の性能を維持していることを確認した。また、MA に関連する一部の核特性においては、JENDL-4.0 に比べて C/E 値が大幅に改善されていることを確認した。感度解析の結果から、これらの改善効果は、Pu-242、Cm-244 の核分裂断面積の改訂、Cm-245、Cm-246 の捕獲断面積の改訂の効果であることが分かった。これらの核データの精度が向上しているものと期待される。一方で、主要な核特性に関する C/E 値は JENDL-4.0 とほぼ同じ値となっているものの、感度解析の結果から核種・反応毎の改訂の寄与が大きく相殺しているケースが多いことが分かった。核種・反応毎にみた場合、Pu-239、U-235 の核分裂断面積や捕獲断面積、U-238 の核分裂断面積や非弾性散乱断面積等の高速炉への適用で重要となる核データの改訂の効果は大きく無視できないと考えられる。このため、積分ベンチマークの感度解析結果のより詳細な分析や高速炉設計解析への適用性評価等を行い、今後も JENDL-5 の高速炉体系への適用性の評価を継続していく必要があると考えられる。

謝辞

本ベンチマーク解析は JENDL-5 開発チーム及び JENDL-5 ベンチマークチームの協力の下で実施したものです。また、本ベンチマークに必要な解析作業に関して、(株)NESI の神智之氏に多大なご協力をいただきました。ここに記して感謝の意を表します。

参考文献

[1] JENDL-5, https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5_J.html (accessed on 2022-01-28)

[2] 横山賢治, 杉野和輝, 石川 眞, 丸山修平, 長家康展, 沼田一幸, 神 智之, 「高速炉用統合炉定数 ADJ2017 の作成」, JAEA-Research 2018-011 (2019).

[3] Y. Nagaya, K. Yokoyama, K. Tada and C. Konno, “Integral Tests of Preliminary JENDL-5 for Critical and Shielding Experiments,” Proc. of the 2021 Symposium on Nuclear Data, November 18-19, 2021, held online (2020) [to be published].

[4] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai, and T. Mori, “MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods” JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).

[5] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura, “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48(1], 1-30 (2011).

付録表　核特性の略語一覧（文献[2]の表 H-1、H-2 からの抜粋）

核特性	炉心	略称	意味
反応率比	（共通）	F49	Pu-239核分裂
		F25	U-235核分裂
		F28	U-238核分裂
		C28	U-238捕獲
		F37	Np-237核分裂
		C37	Np-237捕獲
		F48	Pu-238核分裂
		F40	Pu-240核分裂
		F41	Pu-241核分裂
		F42	Pu-242核分裂
		F51	Am-241核分裂
		F53	Am-243核分裂
		F64	Cm-244核分裂
MAサンプル照射試験	「常陽」MK-II	（例）Np237 SMP、Np237 SAMPLE	Np-237を主成分としたMAサンプルの照射試験
		（例）Pu238/Np237	Pu-238/Np-237の原子数比を解析対象
		B7	B7特殊燃料集合体
		B9	B9特殊燃料集合体
		S26	SMIR-26構造材料照射用反射体
		CM	（軸方向）炉心中心面
		UR	炉上部反射体

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[2A_PL] Contribution of "Knowledge" of the Atomic Energy Society of Japan to "Energy well-being"

Chair: Yuicih Niibori (Tohoku Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A

[2A_PL01] How can nuclear knowledge contribute to society?

*Ekou Yagi[1] （1. Osaka Univ.）

[2A_PL02] What I think now about nuclear power generation in Japan: from an external perspective

*Tatsuhiro Kamisato[1] （1. Chiba Univ.）

[2A_PL03] Discussion

Akira Yamaguchi[1], Yoshitaka Nishino[2], Ekou Yagi[3], Tatsuhiro Kamisato[4], Chair: Yuichi Niibori[5] （1. Utokyo, 2. Tsukuba Univ., 3. Osaka Univ., 4. Chiba Univ., 5. Tohoku Univ）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

理事会セッション

「エネルギーの Well-being」への原子力学会の「知」の貢献

Contribution of "knowledge" of the Atomic Energy Society of Japan to "Energy Well-being"

（1）学会の「知」を社会に活かすために

(1) How can nuclear knowledge contribute to society?

*八木絵香　　大阪大学

1. 原子力発電を取り巻く諸状況、変わったことと、変わらないこと

二酸化炭素排出を実質ゼロにするカーボンニュートラルへの転換が注目を集める中、原子力発電を再評価する動きが生まれている。また原子力発電所の「即時」撤廃を望む声は、10 年前と比較すれば弱まりつつある。一方で山口氏が指摘するように、原子力発電の価値に対する認識は、原子力の専門家と一般社会の間では隔たっており、特に原子力発電所の再稼働については否定的な意見もまだまだ根強い。

2. 気候変動問題と脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立

筆者は現在、JST 社会技術研究開発センターの研究プロジェクト「気候変動問題と脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立（研究代表者：国立環境研究所　江守正多氏）」[1] に関わっている。

このプロジェクトでは、日本の気候変動対応戦略において開発・普及が推進されている脱炭素化技術（含む原子力）等を評価する枠組みとして、S+3E に付加する要素として、ELSI（Ethical, Legal and Social Implications/Issues）の観点を追加することを目指している。2021 年度においては、気候変動問題に限定せず個別具体の社会課題に向き合い、未来社会のヴィジョンを描き、日本社会の各分野におけるトランジションのリーダーとなりうる人たち（本研究では「フロントランナー」と呼んでいる）へのインタビュー、およびフロントランナーを参加者としたワークショップを通じて、脱炭素化技術の ELSI のあり方を検討している。

3. 社会課題に向き合い未来社会のヴィジョンを描く中で、原子力はどのように位置付けられるのか

インタビューや WS の参加者には、自らの活動の背景や理念に照らし合わせれば、原子力技術に親和的ではない方を少なからず含んでいる。そのため、福島第一原子力事故の被害に引きつけて、原子力発電を使わない、可能な限り再生エネルギー100%に移行する方が望ましいという意見が強く提示されている。しかし同時に提示され、そして強く共有される考え方は「特定の技術（この場合、再生可能エネルギー）」に過度に依存することも望ましくなく、一定程度、原子力発電を許容する必要があるというものである。場合によっては、新型炉も含めた研究開発について、そこからの新しい技術開発の可能性も含めて、否定的ではない意見も提示される。その意味で原子力発電のプレゼンスは、社会課題に向き合い未来社会のヴィジョンを描こうとするフロントランナーの中では、一定程度浮上しているという言い方もできよう。

一方で同時に提示される視点は、強く原子力専門家への猛省を促すものでもある。それは端的に言えば、福島第一原子力発電所の被害の記憶もさることながら、それにより失われたその地域の文化や伝統、そして言語化されていないが故に、場合によっては失われたことさえも社会的記憶の中から滑り落ちてしまっている様々な「価値」を奪いうる原子力技術への禁忌である。そのような被害をうむ可能性がなるべく少ないものを選びたい（つまり、原子力発電を使いたくない）という考えもまた、強く共有されているのである。

4. 「S+3E+ELSI」を考える

企画セッション当日は、山口氏の「エネルギーの選択においてより高度な S+3E を定量化することが重要である」という指摘を踏まえつつ、本稿に一部掲載したフロントランナーたちの考えを、具体的な発言を引用しながら紹介し、S+3E を ELSI という概念で拡張することの可能性について議論したいと考えている。

参考・引用文献

1）　https://www.jst.go.jp/ristex/rinca/projects/jpmjrx20j1.html　（2022 年 2 月 9 日現在）

2）　八木絵香（2015）学会の「知」を社会で活かすために，日本原子力学会誌，時論，Vol.57，No.4

Ekou YAGI[1]　　[1] Center for the Study of CO Design, Osaka Univ.

2022年春の年会

理事会セッション

「エネルギーの Well-being」への原子力学会の「知」の貢献

Contribution of "knowledge" of the Atomic Energy Society of Japan to "Energy Well-being"

(2) 日本の原子力発電についていま考えること:学会外の視点から

(2) What I think now about nuclear power generation in Japan: from an external perspective

*神里 達博[1]

[1]千葉大学大学院国際学術研究院

1. 「311 後」の日本

2011 年の東京電力福島第一原子力発電所の事故から、11 年の時が過ぎた。その事故処理への対応は今日まで、絶えることなく続いている。避難者も、事故直後と比べればかなり減ったものの、今年 1 月の数字で 2 万 7 千の人々が依然として故郷に戻れずにいる。事故は、いまだ解決していない。あの事故を「歴史的事実」として捉えることができる段階に、私たちはまだ至っていないのだ。

しかし、社会的にこの事故のことが語られる機会は、とても少なくなった。昨年の「10 年目」という節目にあっても、社会的な注目は決して大きかったとはいえないだろう。それはなぜだろうか。

2. 事故の「否認」

一つには、世界が COVID-19 というとてつもないリスクに見舞われたことが影響しているだろう。2022 年 2 月上旬の段階で、全世界で合計 4 億人が感染、死者は 576 万人にのぼり、この病気のために一日に 1 万人以上が亡くなることもしばしばである。

言うまでもなく、社会経済的なリソースや政治的なアジェンダは、有限である。従って一つの問題が席巻すれば、他の問題への関心は低下し、対応はおろそかになる。人間の認知そのものも、同じような性質を持っている。この 2 年間は確かに、原子力についての議論は、コロナの陰に隠れていたのは間違いない。

しかし、問題はそれだけだろうか。COVID-19 以前から、事故への関心は薄くなっていたのではないだろうか。そもそも、この社会は総体として、あの事故を直視し、向きあってきたといえるのか。直感的な言い方で恐縮だが、事故直後から一年ほどの時期を除けば、この社会は、事故が起きたこと自体を否認しようとしてきたように見えるのだ。ここで言う「否認」とは、フロイトが心の防衛機制として語ったそれであり、圧倒的な事実が目の前にありながら、そのことを認めない態度のことを指す。ただし、ここで指摘したいのは、個人としてではなく、集合的に事故そのものを否認しているようにも見える、ということである。

3. エネルギー問題の難しさ

このことは、この社会が結局のところ、原子力発電という技術を今後、どうするつもりなのか、という根本的な議論を進める上で、大きな障害になるだろう。しかし、原子力という技術は、非常に重大なテクノロジーであり、当然ながら「そっとしておけば、いずれどうにかなる」という類いの問題ではない。また逆に、関係者が奮闘すれば解決できるというものでもない。それは技術的かつ政治的であるのみならず、共同体的であり、また歴史的な問題なのである。従って本来的に、社会全体の議論を避けては通れないのだ。

だがさらにいえば、人類社会は適切にエネルギー問題と向き合えてきたのか、ということも考えなくてはなるまい。実は、エネルギーに関する議論は、日本以外でも、しばしば認識がねじ曲がり、理性的な議論が阻害されるケースが散見される。エネルギーを巡る困難は、日本だけが抱える「十字架」ではないのだ。

そこで本発表ではこのような、エネルギー問題に伴いがちな「歪み」について確認してみたい。それは専門家ならば免れるというものではないし、素人の「常識」が正しいというわけでもない。このような私たち自身の精神のあり方を自覚することが、社会的な議論を進めるためのなんらかのヒントになれば幸いである。

*Tatsuhiro KAMISATO[1] [1]Graduate School of Global and Transdisciplinary Studies, Chiba University

(Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[2A_PL03] Discussion

Akira Yamaguchi[1], Yoshitaka Nishino[2], Ekou Yagi[3], Tatsuhiro Kamisato[4], Chair: Yuichi Niibori[5] (1. Utokyo, 2. Tsukuba Univ., 3. Osaka Univ., 4. Chiba Univ., 5. Tohoku Univ)

With the aim of confirming the direction of the efforts of AESJ, this session will focus on "Energy well-being", receive lectures from inside and outside the society, and hold a comprehensive discussion. This is important in considering the roles that should be played in future AESJ, and also in communicating the basic stance to those who are considering joining AESJ.

©Atomic Energy Society of Japan

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 Yano[1] (1. Kobe Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

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.

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1B_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Activities of Fukushima Support Project

Chair: Reiko Fujita (Fukushima support PJ)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B

[1B_PL01] Rice cultivation experiment in Fukushima

*Michitaka Sasoh[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1B_PL02] Support activities for school education

*Shoko Yashio[1] (1. Obayashi)

[1B_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization

*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[1B_PL04] Open Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

1B_PL01-03 は同予稿

2022年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて —福島特別プロジェクトの活動—

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*三倉通孝[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

1． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

昨年から新たに取り組みを始めた活動を中心に、その活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えている。

2． 福島における稲作試験

原子力学会福島特別プロジェクトではクリーンアップ分科会のメンバーが中心になって、2012 年度から福島県南相馬市の水田において水稲栽培時の玄米への放射性セシウムの移行挙動評価を実施してきた。当初、本 PJ が行った農地除染の技術カタログ作成の中で、水耕田の例が少なく知見不足の懸念があった。これに対応し、2012 年から 2 年間、現地の水田で水稲栽培時のゼオライト散布、カリウム施肥による玄米への放射性セシウム移行挙動の抑制効果について確認を行った。また、2014 年以降も現地の水田で栽培された玄米や藁、もみ殻などの稲体などへの放射性セシウムや追肥として用いられているカリウムの移行について評価した。その結果、いずれの条件においても、玄米、精米ともに食品基準値(100Bq/kg)を大きく下回り、精米はほぼ検出下限値以下であることが確認された。また、玄米への移行係数は 0.01 以下と非常に小さく、土壌から玄米への放射性セシウムの海外での設定値(0.1)よりも小さな値を示していた。また、カリウムの方がセシウムよりも玄米への移行しやすい結果となっており、天然に存在する K-40 の方が放射性セシウム濃度よりも高い傾向があることが明らかとなった。

3． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。本セッションでは、本年度に実施した福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援等について報告する。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５． まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Michitaka Saso[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Obayashi, [3]RWMC

1B_PL01-03 は同予稿

2022年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて —福島特別プロジェクトの活動—

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*三倉通孝[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

1． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

昨年から新たに取り組みを始めた活動を中心に、その活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えている。

2． 福島における稲作試験

原子力学会福島特別プロジェクトではクリーンアップ分科会のメンバーが中心になって、2012 年度から福島県南相馬市の水田において水稲栽培時の玄米への放射性セシウムの移行挙動評価を実施してきた。当初、本 PJ が行った農地除染の技術カタログ作成の中で、水耕田の例が少なく知見不足の懸念があった。これに対応し、2012 年から 2 年間、現地の水田で水稲栽培時のゼオライト散布、カリウム施肥による玄米への放射性セシウム移行挙動の抑制効果について確認を行った。また、2014 年以降も現地の水田で栽培された玄米や藁、もみ殻などの稲体などへの放射性セシウムや追肥として用いられているカリウムの移行について評価した。その結果、いずれの条件においても、玄米、精米ともに食品基準値(100Bq/kg)を大きく下回り、精米はほぼ検出下限値以下であることが確認された。また、玄米への移行係数は 0.01 以下と非常に小さく、土壌から玄米への放射性セシウムの海外での設定値(0.1)よりも小さな値を示していた。また、カリウムの方がセシウムよりも玄米への移行しやすい結果となっており、天然に存在する K-40 の方が放射性セシウム濃度よりも高い傾向があることが明らかとなった。

3． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。本セッションでは、本年度に実施した福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援等について報告する。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５． まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Michitaka Saso[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Obayashi, [3]RWMC

1B_PL01-03 は同予稿

2022年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて —福島特別プロジェクトの活動—

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*三倉通孝[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

1． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

昨年から新たに取り組みを始めた活動を中心に、その活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えている。

2． 福島における稲作試験

原子力学会福島特別プロジェクトではクリーンアップ分科会のメンバーが中心になって、2012 年度から福島県南相馬市の水田において水稲栽培時の玄米への放射性セシウムの移行挙動評価を実施してきた。当初、本 PJ が行った農地除染の技術カタログ作成の中で、水耕田の例が少なく知見不足の懸念があった。これに対応し、2012 年から 2 年間、現地の水田で水稲栽培時のゼオライト散布、カリウム施肥による玄米への放射性セシウム移行挙動の抑制効果について確認を行った。また、2014 年以降も現地の水田で栽培された玄米や藁、もみ殻などの稲体などへの放射性セシウムや追肥として用いられているカリウムの移行について評価した。その結果、いずれの条件においても、玄米、精米ともに食品基準値(100Bq/kg)を大きく下回り、精米はほぼ検出下限値以下であることが確認された。また、玄米への移行係数は 0.01 以下と非常に小さく、土壌から玄米への放射性セシウムの海外での設定値(0.1)よりも小さな値を示していた。また、カリウムの方がセシウムよりも玄米への移行しやすい結果となっており、天然に存在する K-40 の方が放射性セシウム濃度よりも高い傾向があることが明らかとなった。

3． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。本セッションでは、本年度に実施した福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援等について報告する。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５． まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Michitaka Saso[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Obayashi, [3]RWMC

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL04] Open Discussion

福島特別プロジェクトは、2012年6月に設立され、福島の住民が少しでも早く帰還できるよう、住民と国や県との間のインターフェースの役割を果たすべく、原子力の専門家集団としての正確でわかりやすい情報発信などに努めてきました。昨年度からは、新たな活動として浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援、国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況の把握などを行っており、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えています。本セッションでは、福島における稲作試験、福島高専への協力やアンケート調査結果を報告し、今後の活動のあり方など、意見交換を行いたいと考えています。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2B_PL] Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

Chair: Yukio Sakamoto (ATOX)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B

[2B_PL01] Positioning of simplified calculation method in shielding design and its engineering issues

*Yoshihiro Hirao[1] (1. NMRI)

[2B_PL02] Development goals and tasks of JPKG2022, a simplified shielding calculation code

*Fumiyoshi Nobuhara[1] (1. TNS)

[2B_PL03] Photon deep penetration calculations including photonuclear reaction for compilation of buildup factor data

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

[2B_PL04] Development of the new point-kernel integration code and its demonstration

*Satoshi Tamura[1] (1. V.I.C.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

(1) 遮蔽設計における簡易計算法の位置付けと工学的課題

(1) Positioning of simplified calculational method in shielding design and its engineering issues

*平尾 好弘

海技研

1. はじめに

放射線の遮蔽設計又はその妥当性確認において、簡易線量計算を適用できる遮蔽体系は、バルク透過、ダクト（又は迷路）ストリーミング、スカイシャインと大きく分けられる。我々は現在、ICRP2007 年勧告の法令取入れを踏まえて、放射線施設を対象にγ線のバルク透過線量計算（以下、バルク遮蔽計算という。）用データの見直しを行うとともに、その妥当性を確認する目的でバルク遮蔽計算コードを開発している[1]。本発表ではまず、放射線施設のバルク遮蔽計算法が適用される範囲の全体を示して、我々が見直してきた部分を明らかにする。それによって、本セッションを通じて紹介する見直し活動の背景や視程を理解する助けになる。具体的な見直しの成果と得られた知見については、セッションの他の講演で紹介する。

次に、実務で用いられる簡易計算の位置づけについて述べる。それには利点があり、単純にリアルシミュレーションにとって代えられるものでないという示唆である。最後に、簡易計算の工学的課題の最たるものである安全尤度の決定について述べる。放射線工学だけでは解決できない課題であり、皆が責任者として向き合わないと先に進まないという示唆である。

2. 放射線施設に対するバルク遮蔽計算法の適用範囲と今回見直した部分

遮蔽計算実務マニュアル[2]を参考に、放射線施設に対するバルク遮蔽計算法の適用範囲の全体を表 1 にまとめた。また今回の活動で見直した部分を太字で示した。

放射線施設の線源は大きく分けて、RI 核種と放射線発生装置（≒加速器）である。RI 核種の場合、放出される放射線として光子(γ/X 線)、β線、β^+線、中性子に分けて線量率を評価する。このうち、主にγ線を放出する核種、あるいはβ^+線の消滅γ線が今回の見直しの射程である。線量計算法としては表 1 の(1)、(2) 又は（3）に該当する。その他のβ線や中性子を放出する核種については、今後見直しを行うべき課題である。RI 核種の放射線データは ICRP 107 を参照することし、計算対象のγ線エネルギーの下限は ICRP 116 記載の線量換算係数の下限に相当する 10keV とした。

一方、放射線発生装置については、一般によく利用される医療用加速器としてリニアックが主な対象であり、研究用や特殊用途の加速器は考慮していない。この場合、加速した電子をターゲットに衝突させて出る制動 X 線の線量率を評価する。新規に開発した遮蔽計算コードにおいては、制動 X 線のエネルギースペクトルを与えると、離散化した各エネルギー群の等方点線源を仮定した遮蔽線量計算が実行される。今回、高エネルギーX 線の光核反応で発生する光中性子とその捕獲γの線量寄与を計算できるように見直した。γ線エネルギーの上限は、最大加速エネルギー25MeV のリニアックにも適用できるように 30MeV とした。

あえて今回の見直しが、原子力施設に関連して影響する部分をあげるとすれば、主にγ線の線量計算、特に表 1 の(1)ということになり、β線（電子）を扱うケースは排出物や緊急時の評価に限られる。

以上、線量計算法の見直しについては、既に確立された各種の計算法があるため、その考え方を踏襲する形で、部分的な計算法の拡張、又は遮蔽計算用データの再計算を実施した。

表 1. 簡易遮蔽線量計算法の適用範囲（RI 核種の取扱施設及び放射線発生装置）

放射線発生源（線源）	放射線	二次放射線	エネルギー分布	計算条件の与え方（線源、遮蔽体）	線量計算方法
放射性同位元素（RI核種）	**光子（γ/X線）**	**ー**	**単色（特性X線）、または連続エネルギー分布を離散化して、エネルギー群に分割（各群の代表エネルギーと光子発生量で線源条件を指定）**	**・線源強度 ・光子のエネルギーと発生割合 ・遮蔽体の線量ビルドアップ係数 ・遮蔽体の減衰係数 ・実効線量換算係数**	**（1）線量ビルドアップ係数を用いる計算法**
				・線源強度 ・RI核種の線量率定数 ・遮蔽体の線量透過率	**（2）RIの線量率定数、及びRIに対する線量透過率を用いる計算法**
				・線源強度 ・光子のエネルギーと発生割合 ・遮蔽体の線量透過率 ・実効線量換算係数	**（3）光子の線量換算係数、及び単色光子に対する線量透過率を用いる方法**
	β線（β−線）	ー	単色（内部転換電子、オージェ電子）	・強度 ・β線エネルギー	（4）遮蔽体におけるβ線の飛程計算 β 線が遮蔽体を通り抜けられるか計算する。通例、途中で停止するため、線量計算は行われない。
		ー	連続（崩壊β線）	・強度 ・β線最大エネルギー	（4）遮蔽体におけるβ線の飛程計算
		制動放射線（X線）	連続	・元の β 線スペクトル ・元の β 線(最大)エネルギー ・制動放射線の線量率定数Γ20（Ca比） ・制動放射効率比K20(Z) ・β崩壊分岐比 ・遮蔽体の制動放射線透過率	（5）制動放射線の遮蔽計算 RI核種が β 線とともに γ 線を放出する場合、γ 線の寄与を支配的とみなして制動放射を無視する例がある。結果的に、純 β 線核種が制動放射の主な計算対象となる。
	陽電子線（β＋線）	ー	連続	・強度 ・β＋線最大エネルギー	（4）遮蔽体におけるβ＋線の飛程計算
		制動放射線（X線）	連続		（5） ただし、β ＋線による制動放射は、一般に消滅 γ 線と比べて寄与が小さく無視される。
		消滅γ線	**単色**	**消滅γ線（0.511MeV、2本）**	**（1）、または（3）**
	中性子	ー	連続（自発核分裂、(α,n)反応）	（省略）	
RI取扱施設（密封又は非密封線源）	**取り扱われるRI核種による**	**ー**	**上記のとおり、RI核種から放出される放射線の遮蔽線量方法に準ずる。**	**（省略）**	**（1）～（5）**
	RI核種によらない。放射線の種類によらない。	ー	線量率が与えられるため、放射線やエネルギー分布によらない。	・線源から特定の距離における吸収線量率、または実効線量率 （線量率の空間分布が与えられる場合、最大値とその距離） ・遮蔽体の線量透過率 （別途、線源の核種・エネルギー情報から線量透過率を求める場合もある）	（6）距離の逆自乗則による透過線量の幾何減衰計算
放射線発生装置（加速器）	**電子線**	ー	連続想定 （空気等で散乱して分布）	遮蔽体に対する飛程計算を行う。遮蔽体を通り抜ける確率は低いため、遮蔽線量を評価する例は殆どない。	（5）
		電子線のターゲット衝突で発生する制動放射線（X線）	連続	・ターゲットから特定の距離における水の吸収線量率 ・電子線出力のうち、制動放射線の線量率になる割合 ・電子線最大エネルギー（≒制動放射線の最大エネルギー仮定） ・遮蔽体の線量透過率 ・対抗板がある場合、その線量透過率	（6）
		同様に発生する動放射線(X線） 及び遮蔽で発生する光中性子と捕獲γ線	**連続**	**・制動放射線による利用線束エネルギー分布 ・遮蔽体の線量ビルドアップ係数。光中性子とその捕獲γのために準備された擬似ビルドアップ係数を含む。 ・遮蔽体の減衰係数 ・実効線量換算係数**	**（1） 利用線束エネルギー分布を、適当なエネルギー群の光子発生量に離散化し、各群でビルドアップ線量計算を行い最後に積分する。**

3. 遮蔽実務における簡易計算の位置付け

実務に係るステークホルダに目を向けると、遮蔽の専門家の多くは事業者（申請者）側となるが、例えば

放射線施設の多様性を考えると、申請者のレベルは千差万別である。一方、安全審査は規制当局や自治体、あるいは市民や関心団体の関与があって成り立つため、遮蔽計算の非専門家の立場になって実務が進められなければ、確実且つスムーズな認可は期待できない。私見だが、実務の目指す所とは、計算評価の不確実さ・曖昧さを極力排除してミスが入り込む余地をなくし、双方に納得と了解をもたらすことと考える。

関係者間のレベルギャップを埋めるために、遮蔽計算実務マニュアルのようなガイダンスがあり、研究と前例の積み重ねに基づいて確立された手続きによる実務の効率化・標準化が意図されている。そこで重要なのは、ガイダンスに沿って評価された結果を独立して確認すると、誰がやっても同じ結果になるという事実である。いかに精緻な計算であっても、プロセスを突き合わせて確認できなければ、ただ相手を信用するしかない所が出てきて、ミスや誤認が入り込む余地が生まれる。自分の手でプロセスを含めて結果を確認したというコミットメントが信頼度を格段に上げ、確実な法令遵守に安心をもたらすと信ずる。以上、安全性評価の判断の基盤となる実務計算のあり方は次のようにまとめられる。

・手法とその適用範囲が明確であること
・計算パラメータ・データは出所が明確且つ入手可能であり、誰でも再現できること
・できるだけ簡素で、プロセスをフォローできる位の手続きと情報量であること
・同じ問題なら誰が計算しても同じ結果が得られること

これらをよく満たす手続きが簡易計算であり、遮蔽計算用データ集[3]等を参照して行われる手計算や表計算も含まれる。工学一般、例えば土木、建築、船舶等の強度や水理計算において、詳細計算の他に、簡易計算による安全性評価のルートが広く活用されているのも同様の理由によるもの考えられる。

4. 実務で用いられる簡易遮蔽計算に係る工学的課題

遮蔽計算の工学的な目標としての設計最適化・自動化を進めていく上で、物理現象を計算機で精緻にシミュレーションするだけでは解決できない課題が残されてきたように思われる。その最たるものが安全(評価)尤度の決定である。

簡易計算に対する疑義の一つは、尤度が任意の安全係数の形で与えられ、その決定の根拠や十分性の判断が外部に任されている点である。その結果、過度に保守的な評価が前例として与えられると、後にそれを合理的に見直す際の障壁になることもある。理由はどうであれ、受け入れ側にとって尤度を小さくすることは慎重にならざるを得ず、結果的に見直しのコストと設計の保守性とが天秤にかけられることもありうる。

安全尤度を決定する根拠としては、次のような情報が考えられる。

・遮蔽ベンチマーク実験やモニタリングの測定誤差、またはベンチマーク解析における計算誤差
・施設の供用期間中に想定される環境・体系等の変化、及びそれらを包絡する遮蔽条件
・新知見に基づく法令改定等による、線量概念・基準値・基礎的データの変化

今回の見直しでは、簡易計算用データの作成に特定のモンテカルロ法輸送計算コードを用いており、ベストエスティメットの解であるが故に測定値より低い可能性もある。しかし、非安全側の評価を避けたくとも、そのための情報、例えば特定の材料・厚さ・エネルギーに対する当該コードの誤差の参考値は入手できず、一部を除いて計算の段階では尤度を考慮していない。

一方、今回の見直しは法令改定に係わり、線量換算係数の改訂で線量値に変化が現れる。図 1 と図 2 に、それぞれ MeV 領域と 100keV 未満のγ線を放出する RI 核種の実効線量透過率の遮蔽厚さによる変化、及び右の縦軸で今回（ICRP116）と従来（ICRP74）の比を示す。今回の見直しでは 100keV 未満の低エネルギー部に線量換算係数の変更があり、図 2 の方が図 1 より透過率の従来比が少し高めに現れる。それでも従来との差は僅かであり、設計時に多少なりとも尤度をとっていれば、既存施設に対して安全性の再確認が要請されたとしても吸収できるレベルであろう。

結局、安全尤度の決定とは、放射線工学だけでなく、社会経済的な観点も含むリスク評価を行って安全目標を線量値又は線量変化量として定量化することに等しい。不確実さの発生と程度を総合的に解釈して詰め込んだ代表値のようなもので、個人の考え方、立場、時代によっても変化する。計算技術の成熟とともに尤度は小さく見直される傾向にあるが、果たしてそれでリスクを十分にカバーできるのか、限られた規制者とその支援者だけでなく、広く関係者の継続的な合議が求められる所である。

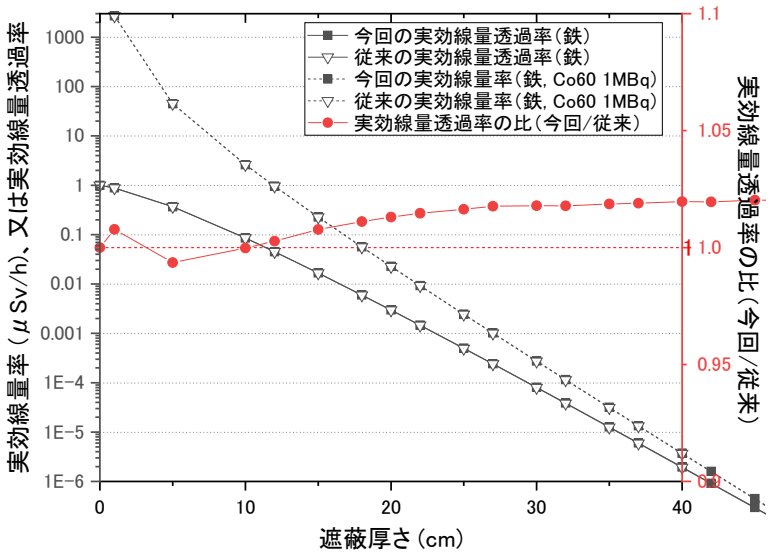


図 1.　主に MeV 領域のγ線を放出する RI 核種の実効線量透過率の例（^{60}Co，鉄遮蔽）

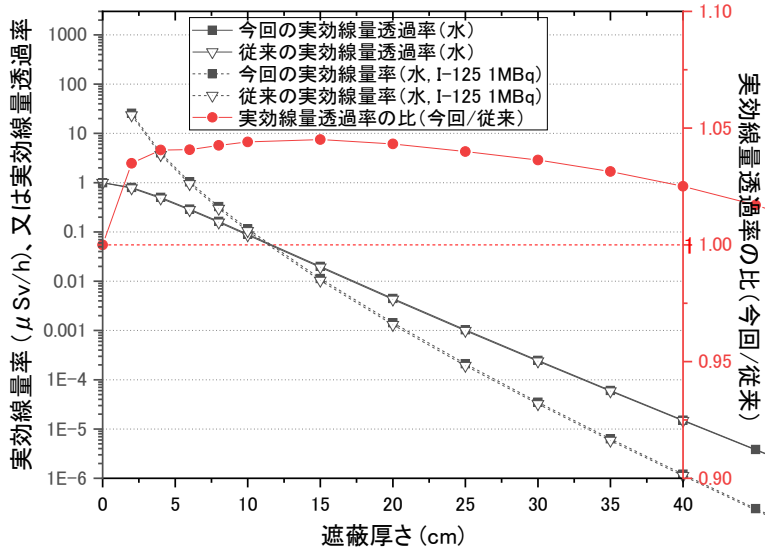


図 2. 主に 100keV 未満のγ線を放出する RI 核種の実効線量透過率の例（^{125}I，水遮蔽）

5. おわりに

職務で安全審査のサポートをした経験、及び今回の見直し活動での議論をもとに、遮蔽に係る実務と簡易計算についての所感を述べた。最近の ICRP/ICRU レポートを読むと、定量的なデータが細かい条件に分けて大量に示される一方で、簡素化の議論が抜けていることに懸念を覚える。認可の予見性や透明性に資する方向の活動と展開を考えておられる諸兄姉の参考になれば幸甚である。

参考文献

[1]　平尾他，γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究, 2021 年春の年会 1D04 (2021).
[2]　公益財団法人原子力安全技術センター，放射線のしゃへい計算実務マニュアル 2015 (2015).
[3]　公益財団法人原子力安全技術センター，放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015 (2015).

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けて実施された。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Yoshihiro Hirao
National Maritime Research Institute, Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

（2）目指すべき簡易遮蔽計算コード JPKG2022 の開発目標と課題

(2) Development goals and tasks of JPKG2022, a simplified shielding calculation code

*延原 文祥

[1]東京ニュークリア・サービス

1. 緒言

国内法令への ICRP 2007 年勧告（ICRP Pub.103）取り入れに伴う外部被ばく線量を計算できる点減衰核積分コード JPKG2022 の開発を進めている。簡易遮蔽計算コードの見直しに係る課題の調査・検討し、現代の計算環境や最新の知見を反映していくための作業会として、簡易遮蔽解析コードレビューワーキンググループ（以下、WG と呼ぶ。）が設立されており、点減衰核積分コードの新規作成に関する企画立案・調査等の作業を行った。同 WG での調査・検討内容を踏まえ、簡易遮蔽計算コード JPKG2022 の仕様を決定すると共に課題の整理を行うことを、開発目標としている。

2. 簡易遮蔽計算コードレビュー活動の成果とコード開発基本目標

第 1 期 WG 活動(平成 28 年～29 年の 2 年間)では、簡易遮蔽計算コードの利用と開発に関する、文献調査と部会アンケートを実施し、簡易遮蔽計算の利用場面・目的に応じ、設計者／レビュアなどの現場ニーズ及び関連発表の傾向等を整理した。

国内の簡易遮蔽計算コード利用状況調査では、最近モンテカルロ計算コードの利用割合が増えてきつつあるが、迅速性や説明性の観点（過去実証例による妥当性確認行為を重要視）、設計時フィージビリティスタディで利用されているという状況が伺えた。直近 5 年程度の国際学会発表調査では、東電福島事故後の環境線量評価の逆推定問題など広く活用されていたが、昨今の線量計算コードの主流は、モンテカルロ計算コードであり、点減衰核積分コードはそれと比較して少ない。国内調査において、コード開発元が不確かで、バージョンアップしない、メンテナンスできない状況を改善していくことが重要である。また、最新技術と知見に基づく安全解析コードを日本独自に開発することを通じて基盤技術を支える人材育成をすることが急務であるとの指摘があり、コード開発を実行していくこととした。

許認可解析に用いる場合の品質要求として、検証・妥当性確認(Verification & Validation)が適切に実施され、査読有の論文誌掲載や、国際的な専門家レビュー受けた公開論文の必要性が指摘された。

ニーズ調査では、従来コードのユーザーは原子力発電所や核燃料サイクル施設向けを主としてメーカ・エンジアリング会社を想定していたが、放射性同位元素取扱施設や加速器施設といった医療分野を含む、所謂「放射線施設」の幅広いユーザを対象とすることで需要が広がるとの指摘があった。

以上を元にしたコード開発の基本目標は下記とした。

1) ICRP Pub.103 取り入れに伴う ICRP Pub.116 に示された外部被ばく線量換算係数を利用できる点減衰核積分コード(QAD 相当)を作成する。即ち、線源は光子（ガンマ線・X 線）とする。2)コードの核心部分はオープンソースとし、今後の維持・改良が可能な形のライセンス形態にする。3) 現在の最新知見や技術を勘案した、適用範囲拡張を行う。4)体系描画(プレ)や線量コンター結果描画(ポスト)開発についても開発課題に含める。

設計現場で使いやすく、迅速に算出できるコードにするため、コードの要求仕様を決定し、WG 平成 29 年度活動報告書[1]にまとめ、開発時の討議材料とした。

3. 目指すべきコード機能とデータ整備

3-1. コード機能について

具体的なコード機能は下記のとおりとした。①点減衰コード（バルク透過、１回散乱）で統一的に使用可能とする。②入力ファイルの書式は、ユーザが見ただけで分かりやすい表示とする。例えば、パラメータ名=パラメータというような書式（例：YML 形式など)にする。③線源メッシュ作成を自動化する。④幾何形状は、Combinatorial Geometry(=CG 形式)とし、体系と線源の座標移動・座標変換を可能とする。⑤計算できる線量の種類を増やすと共に、ユーザによる各種データ追加も可能な作りとする。⑥光子のエネルギスペクトルでなく核種名を入れることで、計算可能にする。⑦メッシュタリー機能を追加する。⑧許認可向け解析レポートが出力されるようにする。⑨有限補正斜め遮蔽・多重層遮蔽に適用できるようにする。

本コードの機能の詳細については、講演(4)を参照頂きたい。

3-2. データ整備について

本コード同梱データとして、①光子に対する減衰係数(μ／ρ)、②線量換算係数（ICRP Pub.116 等)、③ビルドアップ係数(以下 BF)、④(標準)物質組成ライブラリと⑤核種ライブラリ（核種ガンマ線スペクトルデータ）を整備する。

3-3. 計算線量の選定

計算線量の選定は、WG での必要性調査や規制庁安全研究専門委員会コメントを踏まえ、ICRP Pub.116[3]に含まれる線量換算係数(実効線量、水晶体及び皮膚の吸収線量)に加え、輸送法令で使用される 1cm 線量当量率 H*(10)[4]、目の水晶体の線量限度の見直しに伴い必要性があると指摘された 3mm 線量当量 Hp(3)[5]と過去コードとの連続性並びに物理量標準である空気カーマ[4]を選定した。

計算可能な 12 種類の線量一覧を表 1 に示し、線束－線量換算係数値を図 1 に示す。

実効線量の照射体系は、燃料サイクル施設等の敷地境界線量評価及び東電福島事故における線量環境を勘案すると、現行法令で要求されている AP 照射(前方照射)以外に ISO 照射や他の照射体系での現実的評価が求められることもあり 6 方位(AP,PA,LLAT,RLAT,ROT,ISO)のデータを整備する。

表 1　計算可能な線量

No.	データ	性別	照射形状
1	E(AP)*1	共通	AP
2	E(PA)*1	共通	PA
3	E(LLAT)*1	共通	LLAT
4	E(RLAT)*1	共通	RLAT
5	E(ROT)*1	共通	ROT
6	E(ISO)*1	共通	ISO
7	水晶体*1	共通	AP
8	皮膚*1	男性	AP
9	皮膚*1	女性	AP
10	空気カーマ Kair*2	共通	－
11	1cm 線量当量 H*(10) *2	共通	－
12	3mm 線量当量 Hp(3) *3	共通	－

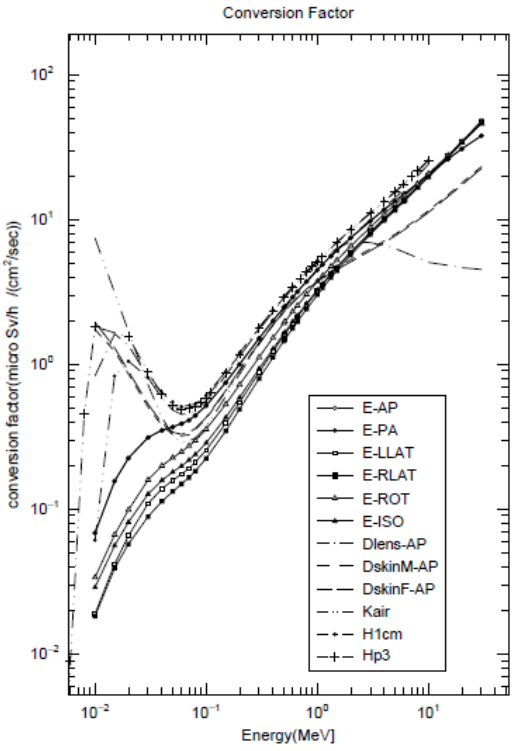


図 1 線束－線量換算係数

*1：ICRP Pub.116／*2：ICRP Pub.74／*3：IEC 62387

3-4. エネルギ範囲と遮蔽厚適用範囲

エネルギ範囲は、ICRP Pub.116 数表のエネルギ下限である 10keV から 30MeV(PET 施設での使用を想定したエネルギとして原子力規制庁より助言のあったエネルギ)までとする。線量の中で、文献数表中に 10MeV を超えるデータが存在しない場合(空気カーマ、1cm 線量当量、3mm 線量当量)は、10MeV 迄のデータを整備する。

エネルギ点は、詳細なガンマ線の断面積構造を模擬できるよう 37 点(1.0E-2, 1.5E-2, 2.0E-2, 3.0E-2, 4.0E-2, 5.0E-2, 6.0E-2, 8.0E-2, 1.0E-1, 1.5E-1,2.0E-1, 3.0E-1, 4.0E-1, 5.0E-1, 6.0E-1, 8.0E-1, 1.0E+0, 1.022, 1.25, 1.5E+0, 2.0E+0, 2.044, 3.0E+0, 4.0E+0, 5.0E+0, 6.0E+0, 7.0E+0, 8.0E+0, 9.0E+0, 1.0E+1, 1.2E+1, 1.4E+1, 1.6E+1, 1.8E+1, 2.0E+1, 2.4E+1, 3.0E+1)を基本とし、K-X 線などの特性 X 線エネルギの計算に対応できるよう、特性 X 線前後のデータ点を追加する。質量減衰係数、BF の双方で共通のエネルギ点の整備を行う。

整備するエネルギ範囲における新旧の鉛の質量減衰係数の対比を図 2 に示す。

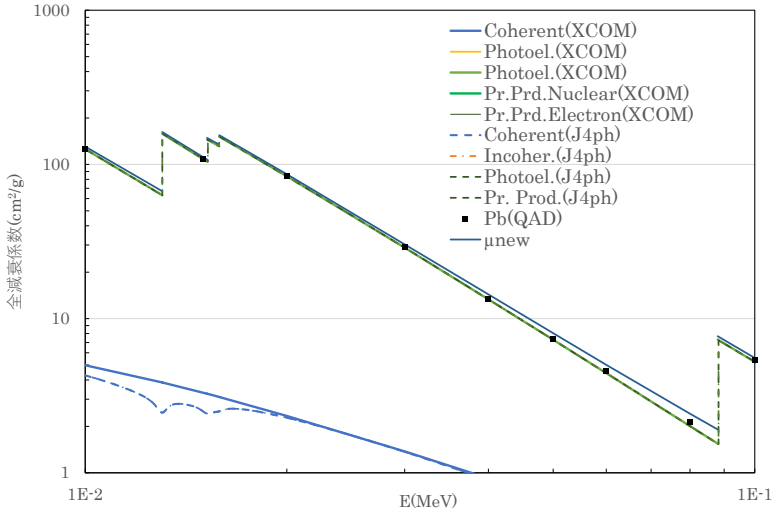


図 2　鉛におけるデータ整備点の減衰係数比較

遮蔽厚適用範囲は、BF 算出にモンテカルロ計算コードを用いることから、実用上の利用範囲を勘案し、80 mfp までとした。

3-5.ビルドアップ係数整備と光中性子問題

JPKG2022 コードの BF は、モンテカルロ計算コードで算出した線量と XCOM データベースの減衰係数[6]から算出する直接線線量の比とする。

ガンマ線エネルギ代表点における鉄、鉛、コンクリートの BF を図 3 に示す。

BF データ格納フォーマットは、従来コードでは GP 近似式[7]で計算する手法を採用しており、フィッティングパラメータを格納していたが、本コードでは開発期間 2 年と短い時間的制約下で実施することから数表形式で与える方式とし、GP 近似式によるフィッティングは今後の課題とした。

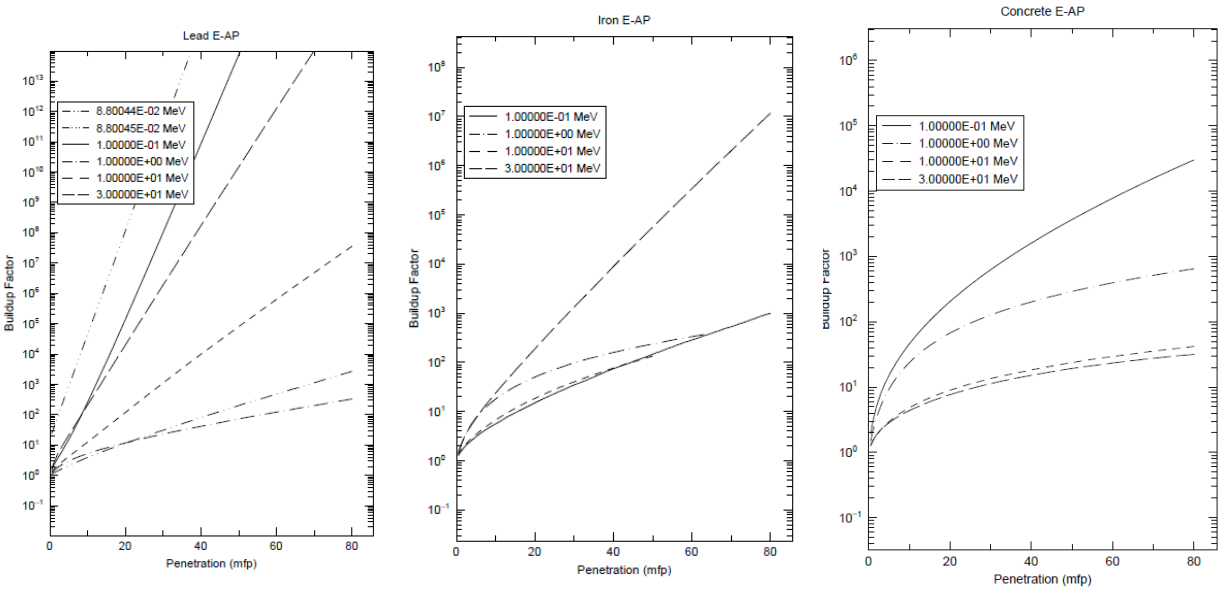
点減衰核コードでは、線源と評価点を結ぶ線が遮蔽壁を斜めに横切る場合、斜め入射の BF を用いないと非保守側の結果を与える恐れがあり、斜め入射に対するデータを整備する予定である。

ガンマ線エネルギが中性子発生のしきいエネルギ(W-183 では 6.2MeV、同位体により異なる)を超える場合には、光中性子を考慮する。従来は考慮していなかったことから、今回整備において、光中性子による線量（2 次ガンマ線含む）という新たな量をどのように表現すべきかについて討議と検討を行い、点減衰核コードのデータという観点から**光中性子 BF** として定義した。

理由は、ガンマ線線量計算式との整合上、WG において、中性子線量及び 2 次ガンマ線の BF が GP 近

似式に適応可能である指摘が挙げられたことから、将来的には GP 近似式でフィッティングしてパラメータ整備ができることを想定している。

光中性子発生時に 1 次ガンマ線を分離して知りたいニーズが提起された。しかしながら、通常のモンテカルロ計算では、1 次ガンマ線と 2 次以降のガンマ線は不可分である。光中性子を発生させない計算を別途行うことで分離する検討を現在実施している。本件については講演(3)を参照頂きたい。



(1)鉛　(2)鉄　(3)コンクリート

図 3　材質毎 BF

3-6.遮蔽体

WG 平成 29 年度活動報告書[1]に挙げられた遮蔽体の内、優先度の高と中の 13 種類の遮蔽体に対するデータを整備し、その一覧を表 2 に示す。これらの遮蔽体について、BF 物質名を指定することで迅速な深層透過計算が可能になる。従来コードでは整備・内蔵されなかった、優先度中分類のパイレックスガラス、アクリル樹脂、ポリエチレン、土壌が整備されることで、BF 指定における選択の悩みが解消される。

表 2　整備する遮蔽体一覧

優先度高	コンクリート 、水、タングステン、空気、鉄、鉛
優先度中	炭素、アルミニウム、銅、パイレックスガラス、アクリル樹脂、ポリエチレン、土壌

＊：赤字は本コードで新たに対応した内容

3-7.点減衰核コード適用範囲拡張状況

点減衰核コード適用範囲拡張状況を確認する為、本コードで整備した BF と従来コードの適用範囲の比較を表 3 に、機能比較を表 4 に示す。適用範囲が拡張され、多くの機能が追加されていることが理解頂けると考えている。

1mfp 未満の薄い遮蔽体での BF については、最新知見反映を行い、0.5mfp の係数を整備し、QAD-IE コード[8]で提案されたフィッティング式を取入れた。

点減衰核コードでは無限媒質中の BF を用いており、保守側な結果となっていることから、合理的な線量を算出する機能として、有限媒質／無限媒質比を整備すること、遮蔽体が多重層となる場合のデータ整備があるが、そちらは今後の拡張課題とした。

表 3　従来コードと本コードにおけるガンマ線 BF 適用範囲比較

	(1)QAD-CGGP2/ (2)QAD-CGGP2R	QAD-IE	JPKG2022
BF データ	照射線量 R	R, E(AP)	全線量
算出線量	(1)ICRP Pub.51 R, K, H1cm, H3mm H(0.07) (2) ICRP Pub.74 R, K, E(AP), H*(10)	ICRP Pub.74 R , K, E(AP), H*(10)	**ICRP Pub.116** E(AP, PA, ISO, RLOT, LLOT, Dskin(AP), DlensM, DlensF **ICRP Pub.74** K, H*(10) **IEC62387** Hp(3)
エネルギ範囲 線量換算係数 減衰係数 BF	 0.01～10MeV 0.01～30MeV 0.015～15MeV	 0.01～10MeV 0.01～30MeV 0.015～15MeV	 0.01～30MeV 0.01～30MeV 0.01～30MeV(一部 10MeV 迄)
計算範囲	40mfp 迄	100mfp 迄	80mfp 迄
コード引用文献	ORNL RSIC CCC-493 JAERI-M 90-110	AESJ2006 秋の年会 E57	今後
BF 引用文献	ANS-6.4.3 DLC-129/ANS643(1993)	AESJ-SC-A005:2013	今後

*：赤字は本コードで新たに対応した内容

表 4　従来コードと本コード機能比較

	(1)QAD-CGGP2/ (2)QAD-CGGP2R	QAD-IE	JPKG2022
核種指定	無	無	有 ICRP Pub.107
斜め入射	無	無	有 E(AP)のみ
光核中性子対応	無	無	有(有りと無し双方可)
GUI(プレ&ポスト)	無	無	計算条件入力補助(GUI) 体系描画 メッシュタリー等結果出力

*：赤字は本コードで新たに対応した内容

4. 今後の課題について

活用対象範囲として、医療分野を含む放射線施設向けを含めるため、ガンマ線エネルギ上昇などの適用範囲拡張を行う過程で新機能作成や新たな研究課題に取り組み、最新知見を反映する方針で進めている。本コードは、今後、オープンソースコードとしてリリースする予定である。

3-7.節に記載した点減衰核コードの適用範囲拡張については、人、予算、期間との兼ね合いであるが、整備を進めていけたらと考えている。

コード添付サンプル問題を用いた検証を実施予定であるが、過去実験データや解析コードの結果との比較

を通じた検証及び妥当性確認(Verification &Validation)について、今後、WG での課題として取り組んでいく予定である。

上のような「放射線施設」のニーズは、大きな１つの施設ではなく、規模は小さいが非常に多くの施設で存在する。他に例えば、β核種による制動放射線の計算や中性子の計算などが挙げられる。エネルギや医療の分野における原子力・放射線の活用は、２１世紀の重要なテーマの一つである。原子力分野・放射線分野の幅広い課題に挑戦してくれる人材が、こうした新たな課題に一緒に挑戦してくれることを願うものである。

5. 参考文献

[1] 日本原子力学会放射線工学部会簡易遮蔽解析コードレビューWG, 平成 29 年度簡易遮蔽解析コードレビューワーキンググループ活動報告書, 日本原子力学会放射線工学部会, 平成 30 年 8 月, http://www.aesj.or.jp/~rst/H29_WG_report.pdf

[2] 日本原子力学会放射線工学部会簡易遮蔽解析コードレビューWG,令和元年度簡易遮蔽解析コードレビューワーキンググループ活動報告書, 日本原子力学会放射線工学部会, 令和 3 年 1 月, http://www.aesj.or.jp/~rst/R1_WG_report.pdf

[3] ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP Publication 116, Ann. ICRP 40(2-5)

[4] (社)日本アイソトープ協会, 外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数 , ICRP Publication 74

[5] IEC 62387:2012, Radiation protection instrumentation - Passive integrating dosimetry systems for personal and environmental monitoring of photon and beta radiation, TC 45/SC 45B

[6] M. J. Berger and J. H. Hubbell, XCOM: Photon Cross Sections on a Personal Computer, NBSIR 87-3597, National Bureau of Standards (1987).NIST, "XCOM: Photon Cross Sections Database" (Last update: November 2010); https://www.nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database

[7] Y. Harima, An Historical Review and Current Status of Buildup Factors Calculations and Applications", Radiat. Phys. Chem. Vol.41 (1993).

[8] 吉田至孝他, ガンマ線遮へい計算コード QAD の改良, 2006 秋の年会 E57

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Yoshihiro Hiraoi[2] and Seiki Ohnishi[2]

[1]Tokyo Nuclear Services. Co. LTD., [2]National Maritime Research Institute, Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

（３）ビルドアップ係数のための光核反応を考慮した深層透過計算

(3) Photon deep penetration calculation including photonuclear reaction for buildup factor data

*大西 世紀

海技研

1. 背景

現在、近年の新たな知見を取り入れた点減衰核積分法に基づく簡易遮蔽計算コードを開発中であり、光中性子の効果を取り入れがその課題の一つとなっている。本発表ではこの点減衰核積分法で用いるγ線ビルドアップ係数の計算方法とその結果について述べる。

2. 計算条件

ビルドアップ係数の計算では、光子線源が中心に置かれた半径 100 平均自由行程(mean free path, mfp)相当の球体系を用い、80 mfp まで 1 mfp 間隔の位置で線量を評価した。核データは電子、中性子、光子原子反応には AceLibJ40[1]を用い、光子原子核反応には ENDF/B-VII[2]、IAEA/PD-2019[3]を(同核種が収録されている場合は記述順に優先)使用した。光核ファイルへの対応状況から輸送計算コードには MCNP6.2[4]を採用し、mfp ごとに薄い球殻を配置し、飛程長エスティメータで線量を計算した。フラックスから線量への換算には ICRP Pub.116[5]の換算係数を用いている。遮蔽材料には混合物/化合物 (アクリル、空気、普通コンクリート、ポリエチレン、珪ホウ酸ガラス、土、水) 及び単元素 (Al, C, Fe, Cu, Pb, W) を選定した。

3. 分散低減

80mfp に渡るγ線深層透過問題では、試行粒子数を適切に管理しなければタリーへ粒子が到達せず、十分な統計的収束が期待できない。このため分散低減(Variance Reduction, VR)法が必須となる。光中性子の発生を考慮した場合、深部で減衰カーブに変曲点が出る等の問題があり、単純に指数的に Weight Window (WW) 下限値を変化させるだけでは十分な効果が得られない。また今回の計算では対象とするタリーが計算体系のほぼ全体であるため、対象タリーが 1 つに限られる MCNP の WW Generator 機能も有効に動作しない。さらに既存の随伴線束計算による分散低減コードは光核反応に対応していないため使用できない。このような条件下で大量の計算ケース(材料数×線源エネルギー数)の分散低減パラメータを設定する必要がある。

3-1. 反復 WW 法

そこで当計算では適当なヒストリ数で反復計算を実施し、各球殻セルの粒子数が均一に近くなるように WW を調整する手法を採用した。この方法は適切なパラメータを得るまでの計算時間は長くなるものの、安定的に全タリーを平均的に最適化できるという利点を持つ。図 1 に得られた WW 下限値の一例を示す。

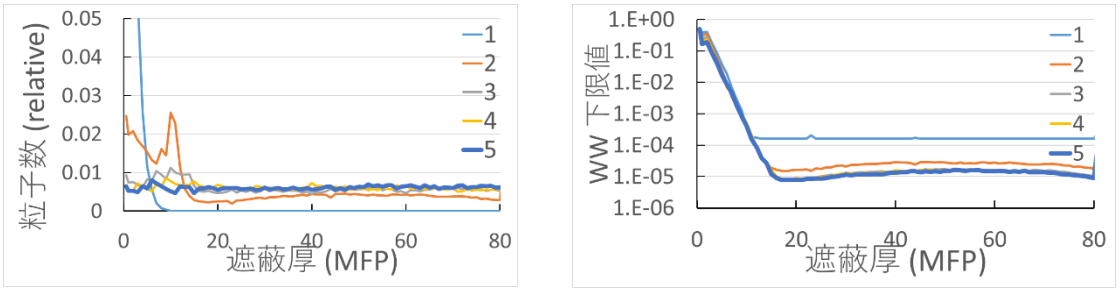


図 1. 8MeV 光子線源設置時の鉛球内 WW 下限値及び試行粒子数分布

(左：光子粒子数、右：光子 WW 下限値、図中の凡例の番号は反復回数を示す)

3-2. 光核反応バイアス

光核反応による中性子発生断面積は閾エネルギー近傍では著しく小さいため、中性子線量をモンテカルロコードで評価する場合には(平均値を保存しながら)バイアスを適用し、十分な数の試行粒子を生成する必要がある。MCNP では PHYS:P カードで衝突事に光核反応を起こすようにバイアスを掛けることができるが、この設定だけでは衝突で発生した光中性子のウェイトが小さく、発生中性子の輸送が即時打ち切られるため WWN カードで WW 下限値を適切な値に設定する必要がある。

3-3. 捕獲ガンマ線バイアス

水素・金属混合材料では、重水素原子の光核反応閾値が小さい(2.2MeV)ため、入射光子エネルギーが比較的低い場合でも中性子が発生する。この中性子が金属原子に捕獲されると 6MeV 以上の捕獲γ線が発生するため、線源よりも遥かに高いエネルギーを持った二次光子が発生し得る。分散低減パラメータ決定時にはこのような粒子も考慮する必要があるため、PIKMT カードで二次光子が十分な頻度で発生するようバイアスを掛けた。

4. 計算結果

中性子発生量が少ない例として、3MeV 光子線源に対する水体系での線量分布を図 2 に、発生量が多い例として 8MeV 光子線源に対する鉛体系での線量分布を図 3 に示す。いずれも統計誤差 5%未満の良好な収束を確認している。

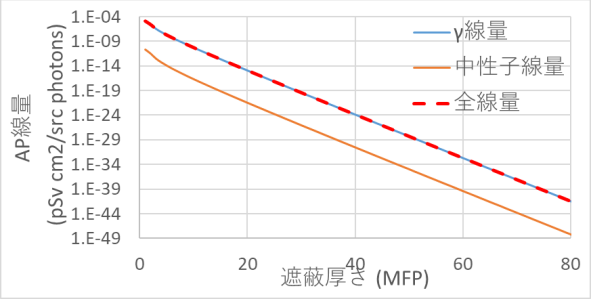


図 2　3MeV 光子線源に対する水球内線量分布

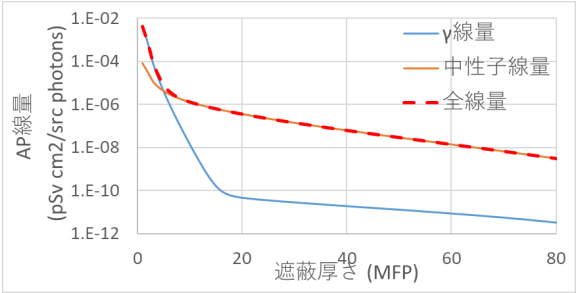


図 3　8MeV 光子線源に対する鉛球内線量分布

5. まとめ

光核反応を考慮したγ線深層透過計算を実施し、遮蔽体内部での線量分布を計算した。光核反応閾値近傍の中性子発生断面積が小さいエネルギー領域においても十分に良好な統計精度を有する結果を得ることができた。これらの計算結果はビルドアップ係数として整備され、簡易計算コードで実用に供される予定である。

参考文献

[1] T. Sato, et al., “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52”, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

[2] M. B. Chadwick, et al., “ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology”, Nucl. Data Sheets 107, 12, (2006).

[3] T. Kawano, et al., “IAEA Photonuclear Data Library 2019”, Nucl. Data Sheets 163 (2020).

[4] C.J. Werner, et al., “MCNP6.2 Release Notes”, Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).

[5] N. Petoussi-Henss, et al., “Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures”, ICRP, ICRP Publication 116, (2010).

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Seiki Ohnishi

National Maritime Research Institute, Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装
Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

（4）簡易遮蔽計算コードの開発とデモンストレーション

(4) Development of the new point-kernel integration code and its demonstration

*田村 智志
Visible Information Center

1. はじめに

本発表では、現在開発中の点減衰核積分コード JPKG2022（図 1）の機能について述べ、実際にデモンストレーションを行う。

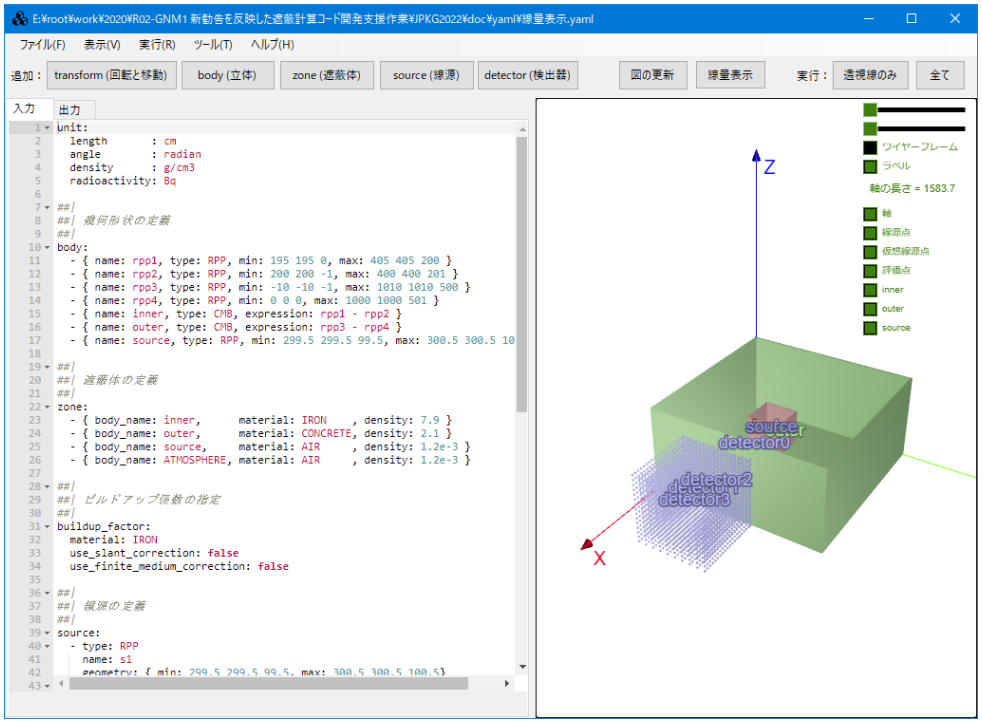


図 1　JPKG2022 の画面

2. JPKG2022 の計算機能

2-1. 立体

遮蔽体の立体形状として利用できるのは、基本立体として 9 種類（任意方向の直方体、xyz 軸に平行な直方体、くさび型、円柱、楕円柱、円錐台、球、楕円球、楕円トーラス）、および、それらの任意の組み合わせ（和集合および差集合、共通部分）である（図 2）。組み合わせ立体の例として、3 つの立体 A, B, C に対して、「A から B をくりぬいたもの」と C との共通部分を指定したい場合、「(A – B) & C」という式を用いればよい。

遮蔽体が設定されていない残った領域（主に空気がある領域）に対しても、ATMOSPHERE というキーワードを使用することで、一括して 1 つの立体として扱うことができる。

構築した体系は、3 次元表示して確認することができる。図 1 のウィンドウ右側がその表示部である。図 2 もこの機能で表示したものである。

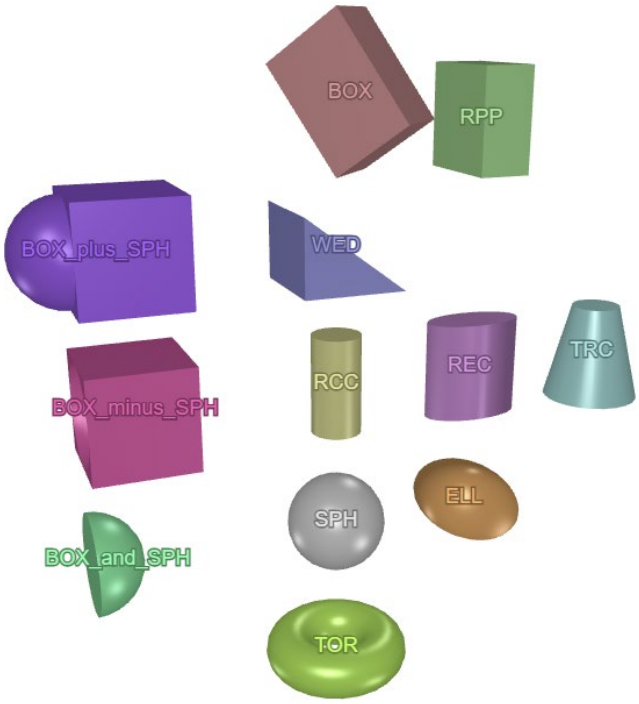


図 2 使用可能な立体（右の 9 つが基本立体、左の 3 つが組み合わせ例）

2-2. ビルドアップ係数

ビルドアップ係数は、13 種類の物質および 12 種類の線量に対応している（表 1）。JPKG2022 の機能として、ビルドアップ係数に関するものを表 2 に示す。

表 1 使用できる物質と線量

物質	Carbon, Aluminium, Iron, Copper, Tungsten, Lead, Air, Water, Concrete, Pyrex Glass, Acrylic Resin, Polyethylene, Soil
線量	E(AP), E(PA), E(LLAT), E(RLAT), E(ROT), E(ISO), 水晶体, 皮膚（男性）, 皮膚（女性）, 空気カーマ, 1cm 線量当量 H*(10), 3mm 線量当量 Hp(3)

表 2 JPKG2022 におけるビルドアップ係数

二次粒子の線量計算	光核反応による中性子および二次ガンマ線のビルドアップ係数が整備され使用できる。
有限媒質補正	現状のビルドアップ係数は無限媒質に対して整備されている。これを有限媒質にも対応する。（データ整備は将来の課題。）
薄い遮蔽材対応	0～1mfp の薄い遮蔽材に対してもビルドアップ係数を計算できる。
二重層補正	特定の遮蔽材の組み合わせが現れた場合、対応処理をしたビルドアップ係数を使用する。
斜め入射補正	スラブに対して斜めにガンマ線が入射した場合に、入射角度に応じてビルドアップ係数を補正する。

2-3. 線源

線源形状は 5 種類（点、直方体 2 種、球、円筒）が使用できる。点線源以外の形状の場合、線源体積の分割範囲などを指定できる（例えば球を半球にするなど）。線源の個数は任意である。

線源強度の指定は、核種名を与えるほか、エネルギーを直接指定することもできる。

3. 計算結果の可視化機能

評価点には、点・1 次元・2 次元・3 次元グリッドの 4 種類がある。点以外の 3 種類については、JPKG2022 上で可視化できる。

3-1. 1 次元グリッド

1 次元グリッドの場合は、図 3 のようにグラフ形式で計算結果を表示する。

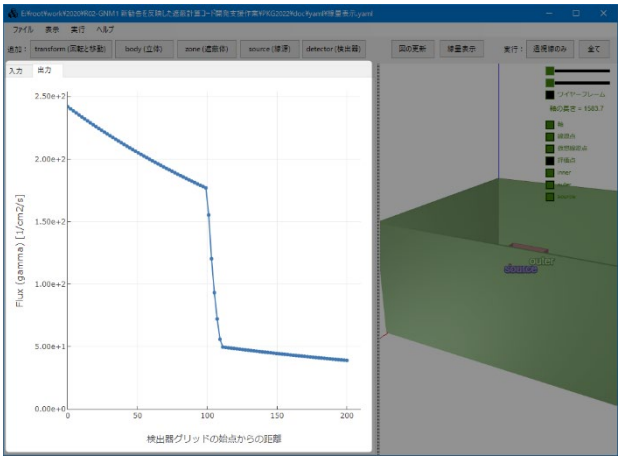


図 3　1 次元グリッド検出器の可視化

3-2. 2 次元および 3 次元グリッド

2 次元・3 次元の場合はスライス形式で表示できる（図 4）。3 次元の場合、スライスの位置は自由に移動できる。

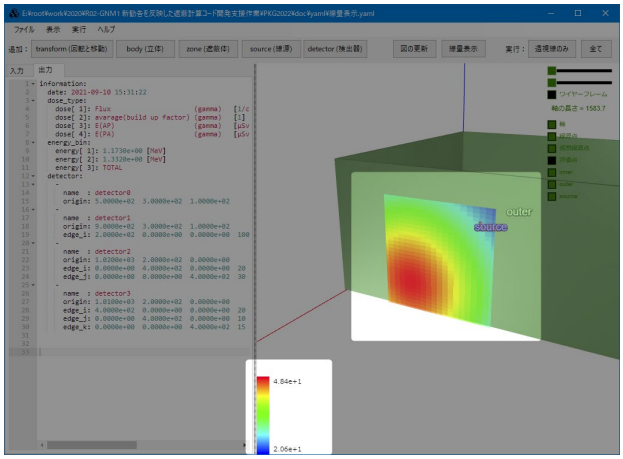


図 4　2 次元・3 次元グリッド検出器の可視化

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Satoshi Tamura

Visible Information Center, Inc.

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 Uesaka[1] （1. AEC）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

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)。

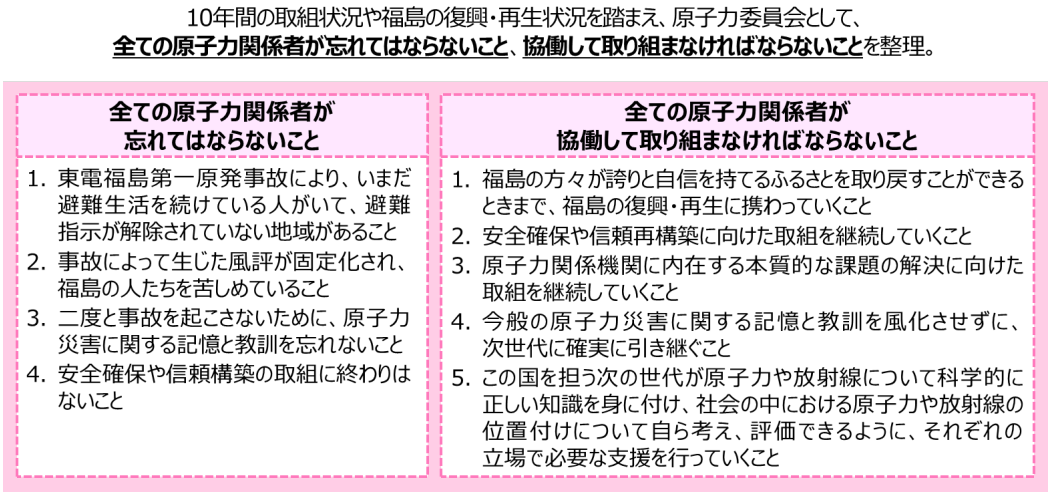


図１．原子力委員会から全ての原子力関係者へのメッセージ

*Mitsuru Uesaka
Japan Atomic Energy Commission, Cabinet Office

2022年春の年会

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/Tc 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: ^{225}Ac 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。

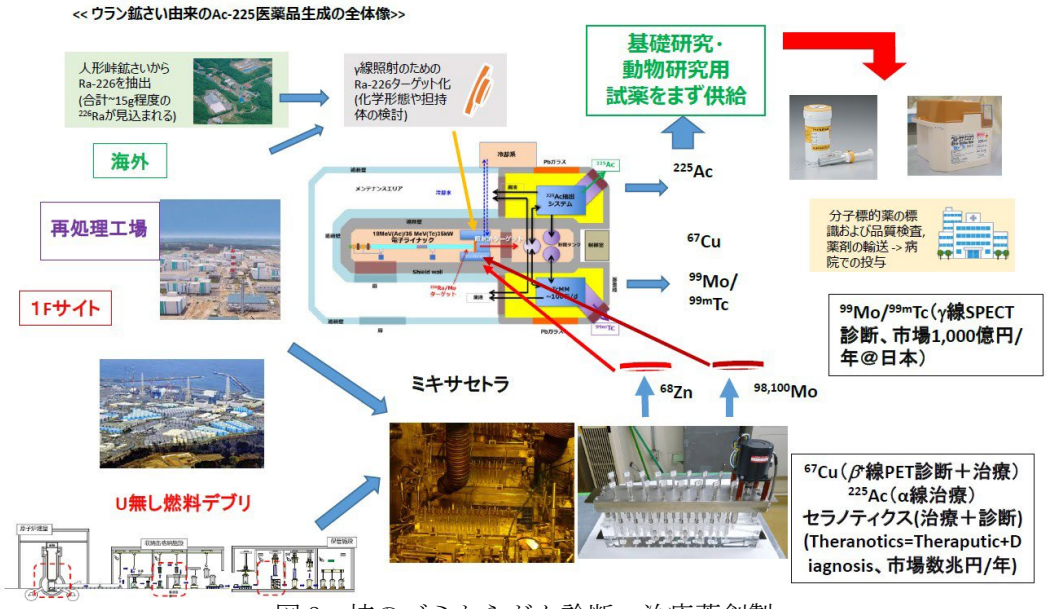


図３　核のゴミからがん診断・治療薬創製

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。

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1C_PL] International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

Chair: Takaya Ito (MFBR)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room C

[1C_PL01] Latest activities in Generation-IV international forum (GIF)

*Hideki Kamide[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] R&D and international collaboration for sodium-cooled fast reactors in Japan

*Shigeki Kobayashi[1] (1. MFBR)

[1C_PL03] R&D for high-temperature gas-cooled reactors and restart of HTTR

*Tetsuo Nishihara[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況
International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

(1) 第４世代原子力システム国際フォーラム(GIF)における最新の取り組み状況

(1) Latest activities in Generation-IV international forum (GIF)

*上出　英樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

GIF は Generation-IV International Forum の略で、日米仏露など世界の 13 か国と 1 機関（EU）が加盟し、第 4 世代原子炉の開発を目的に参加国が協力する国際協力機関である。第 4 世代炉は現行の軽水炉が第 3 世代炉、AP1000 など安全性強化を図った軽水炉が第 3.5 世代などと呼ばれる中、原子力の持続的利用や発電に限らず水素製造など多様な原子力利用を可能とする次世代の原子炉システムを指している。

GIF は 2000 年に発足し、第 4 世代炉の開発目標とこれを満たし得る 6 炉型（ナトリウム冷却高速炉、超高温ガス炉など）を選び、その開発ロードマップを策定した。参加各国が合意した開発目標を表 1 に示す。開発目標は安全性の向上に加え、ウラン資源の有効利用や放射性廃棄物の低減など原子力システムの持続的利用が重要な特徴となっており、各炉システム毎に参加国が集まり、開発協力を進めている。また、炉システムを横断した安全性や経済性などの課題に対し Working Group (WG)や Task Force (TF)を組織してその解決を図っている。GIF は固定された組織ではなく、2018 年には新しくオーストラリアが参加している。開発ロードマップも 2002 年の策定後、2013 年に改定されて今に至っている。2021 年の 3 月には歴代の GIF 議長が登壇して第 4 世代炉の今後と GIF の活動について意見を交わした 20 周年記念 Webinar[1]を開催した。

表 1　GIF　Goals

- ■ Sustainability
  - ● Long term fuel supply
  - ● Minimize waste and long term stewardship burden
- ■ Safety & Reliability
  - ● Very low likelihood and degree of core damage
  - ● Eliminate need for offsite emergency response
- ■ Economics
  - ● Life cycle cost advantage over other energy sources
  - ● Financial risk comparable to other energy projects
- ■ Proliferation Resistance & Physical Protection
  - ● Unattractive materials diversion pathway
  - ● Enhanced physical protection against terrorism

2. 第 4 世代炉

GIF が推進する第 4 世代炉の 6 炉型と参加国を表 2 に示す。高速の中性子を利用するナトリウム冷却高速炉(SFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、ガス冷却高速炉(GFR)、高温を活かし多様な熱利用を可能とする超高温ガス炉(VHTR)、さらに超臨界水冷却炉(SCWR)、溶融塩炉(MSR)の 6 炉型を対象に開発協力を行っている。

*KAMIDE, Hideki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

高速炉は高速中性子を利用することで、ウラン資源の有効利用や長半減期放射性廃棄物の減容などの特徴を有している。2013 年には 6 炉型の開発ロードマップを改定している。GIF では実証段階前までの研究開発協力を国際協力の対象としている。

表 2　Six Reactor Systems and Member Countries

SFR			●	●	●	●	●			●	●	●
VHTR	●	●	●	●	●	●			●	●	●	●
LFR			●		●	●	●			●		●
SCWR		●	●		●		●					●
GFR				●	●							●
MSR	●	●		●			●		●	●		●

3. GIF の活動

GIF の各炉システムでは、開発上の共通の課題に対する各国のアプローチや成果を情報共有するとともに評価手法のベンチマークなどが行われている。例えば SFR では、新型燃料開発協力の成果として SFR Fuel Handbook を執筆し、公開する準備を進めている。炉型横断の WG 活動の例として、Risk and Safety WG では、各炉システムの安全性上の特徴を整理した System Safety Assessment を GIF の Webpage で公開している。さらに SFR では安全設計の強化とその世界標準を目指した安全設計基準（要件）とそのガイド類を IAEA の軽水炉用基準である SSR-2/1 と関連する安全ドキュメント類を参考に策定し、各国の規制機関、IAEA や OECD/NEA の WGSAR（新型炉安全性 WG）にコメントを依頼しコメント反映版[2]を Webpage で公開している。この活動は LFR、VHTR を始め他の炉システムにも拡大しているところである。（表 3 参照）

表 3　GIF における第 4 世代炉の安全設計要件、指針の策定状況

	White Paper on ISAM Implement.	System Safety Assessment	Safety Design Criteria/Guidelines*
SFR	Completed	Completed https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9366/risk-safety	SDC-Completed 1st SDG-Completed 2nd SDG-under review
VHTR	Completed	Completed	GIF is observing IAEA-CRP for SDC
LFR	Completed	Completed	SDC-under preparation SDC Report submitted to IAEA for review in 2021
SCWR	Completed	Completed	Not needed
GFR	Completed	Completed	SDC-under preparation
MSR	Under preparation	Under preparation	Under planning

このような第 4 世代炉の開発を分かり易く伝え、若い世代を始めとして開発への貢献・協力を得る上で、Education and Training WG では、第 4 世代炉の研究開発について Webinar を月に 1 回のペースで開催しており、その Web streaming はデジタル書庫として広く利用できるよう YouTube でも公開している。利便性を高める意味で、様々な話題を系統的に整理するとともに各 Webinar 講演の短い紹介文をつけたガイド[3]を英語／

日本語で Presentation File とともに公開している。YouTube では英語の自動字幕起こし機能も利用可能であり、大学での講義等に活用頂ければ幸いである。

もうひとつ GIF の重要な活動として各国の政府、政策立案レベルに向けて第 4 世代炉開発の重要性に関する情報発信を行っている。一つの例が Clean Energy Ministerial（CEM）会合の下に設けられ、日米加が主導する NICE Future Initiative (Nuclear Innovation for Clean Energy)への参加である。GIF は CEM10 会合（2019 年、バンクーバー）で行われた Breakthrough Event に参加して第 4 世代炉の果たす役割について講演するとともに、2020 年 9 月に発行された NICE Future の技術報告書「Flexible Nuclear Energy for Clean Energy Systems」[4]に第 4 世代炉がその高い運転温度を活かし太陽光や風力など再生可能エネルギーと協調して電力の安定性・信頼性に脱炭素で貢献する高い柔軟性をもつことを解説している。2021 年の 6 月には「Pathways to net zero using nuclear innovation」[5]として発行された Booklet にも IAEA や IEA, OECD/NEA と共に寄稿している。

4. 新しい取り組み

今、世界の原子力開発を見たとき SMR（小型炉）が重要なトレンドとなっている。SMR は NuScale 社の VOYGR や GE-Hitachi 社の BWRX-300 など軽水炉タイプが先行しているが、高温ガス炉、ナトリウム冷却高速炉、溶融塩炉など様々な炉型の開発が米加英を中心に各国で進んでいる。これに対応して IAEA でも気候変動に対する SMR の役割や安全規制の在り方について議論が進められている。GIF では、これまでも小型炉を開発対象に含めて協力が行われて来ているが、特に開発メーカとの協力を意識しつつ再生可能エネルギーとの協調や SMR の実用化に向けて重要なテーマとして蓄熱や水素製造を含む非電力利用（Non Electric Application of Nuclear Heat, NEaNH)と安全性や建設、運転・保守コストの点で重要な革新製造技術と新材料（Advanced Manufacturing and Material Engineering, AMME）について、新しく TF を構成するとともに民間企業を入れたオープンな Workshop、Forum の開催を始めている。2020 年 2 月にはパリで GIF を介した研究開発協力の促進とともに AMME をテーマとした Workshop[6]を開催し、原子力メーカ、電力、規制機関、研究機関からの参加を得て粉末冶金や表面コーティングなど新しい製造技術とその安全規制、検証データの共有など様々な側面での協力のための議論を行った。2021 年の 6 月には IAEA との間で Interface Meeting を行い前述の NEaNH 並びに人工知能を含む AMME を新しい協力分野として取り上げることで合意した。[8]

5. まとめ

GIF は、発足から 22 年目に入りその活動の幅を国対国の研究機関を中心とした国際協力、IAEA を含む規制機関との連携から、World Nuclear Association (WNA)や原子力メーカなど民間との緩やかな協力に広げつつある。そのような中で広く GIF の活動を知ってもらうことは重要であり GIF20 周年を契機に Website や Logo などを刷新した。2021 年には GIF の日本語サイト[7]を立ち上げ、国内での浸透を図っている。前述の Webinar についても各講演の日本語紹介ページの充実、刊行物についての日本語訳版の公開など気軽に情報にアクセスできるよう工夫している。世界の第 4 世代炉開発動向を知る上でも参考にして頂けると考えますので、ぜひお立ち寄りください。

参考文献

[1] https://gif.jaea.go.jp/event/2021_20th_Anniversary/index.html
[2] https://gif.jaea.go.jp/methodology/sdctf/index.html
[3] https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html
[4] https://gif.jaea.go.jp/event/2020_NICE_Future_Flexibility_Report/index.html
[5] https://www.nice-future.org/assets/pdfs/nicefuture-pathways-june2021.pdf
[6] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_82829/workshops
[7] https://gif.jaea.go.jp/
[8] https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-and-gif-to-cooperate-on-integrated-energy-systems-nuclear-heat-applications-and-advanced-manufacturing

2022年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況
International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

（2）我が国におけるナトリウム冷却高速炉の研究開発及び国際協力

(2) R&D and international collaboration for sodium-cooled fast reactors in Japan

*小林 茂樹[1]
[1]三菱 FBR システムズ株式会社

1. 概要

我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としており、高速中性子によるプルトニウムの核分裂反応を利用する高速炉を開発している。東日本大震災の後、高速炉の開発環境は大きく変化し、2016年12月、高速増殖原型炉“もんじゅ”の廃止措置移行が決定されたが、昨今の状況変化によっても、ウラン資源の有効利用や廃棄物の減容化・有害度低減を可能とする高速炉開発の意義は何ら変わるものではない。そして、脱炭素やクリーンエネルギーにも貢献している原子力を、自給可能なエネルギーとして持続的に利用するためにも、高速炉サイクルの推進は不可欠である。

国は2018年12月、「戦略ロードマップ」にて21世紀半ば頃の高速炉の運転開始への期待を表明しており、三菱FBRシステムズは、日本原子力研究開発機構及び我が国の高速炉開発における中核企業である三菱重工業と共に、「戦略ロードマップ」を達成して環境負荷の低減と化石燃料に頼らない未来を実現するため、高速炉開発に取り組み続けている。

これまで日本では、実験炉“常陽”、原型炉“もんじゅ”とループ型炉を開発してきたが、海外ではタンク型炉が主流となっている。ループ型炉は中間熱交換器と１次系ポンプを配管で原子炉容器と接続する概念、タンク型炉は両機器を原子炉容器内に設置する概念であり、両炉型の差は１次系機器の接続方法のみであるため、必要となる技術に大きな差は生じない。

そこで、戦略ロードマップに従い、国際協力による効率的な開発を目指し、ループ型炉に加え、日仏国際協力を活用したタンク型炉の開発も進めている。

タンク型炉は、ループ型炉と比較して原子炉容器径が大きくなるため、国内の地震条件では耐震性上厳しいと考えられていたが、耐震性を向上させた構造、免震システム等の採用により、成立性を見通せるタンク型炉について、現在、そのプラント概念検討を実施中である。また、これに並行し高速炉の実用化に向けて、炉心耐震評価手法、スロッシング評価手法、3次元免震システム、受動的炉停止システム、高温中性子計装、ナトリウム中目視検査装置、座屈評価手法、高温構造材料特性の取得等に係る研究開発も、鋭意進めている。

今後も、国の方針に従い、国際協力も活用しながら、日本原子力研究開発機構及び三菱重工業と共に、我が国に適合する高速炉開発を進め、環境負荷の低減と化石燃料に頼らないエネルギー供給の実現に貢献していく所存である。

なお、上記には、経済産業省からの受託事業である“高速炉に係る共通基盤のための技術開発”の一環として実施した成果の一部を含んでいる。

---

*Shigeki Kobayashi[1]
[1]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

2022年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況
International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

（3）高温ガス炉の研究開発と HTTR 運転再開への取り組み
(3) R&D for high-temperature gas-cooled reactors and restart of HTTR

*西原　哲夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 高温ガス炉の概要

高温ガス炉は黒鉛減速、ヘリウム冷却の熱中性子炉で、炉心を黒鉛構造物で構成することで 950℃の高温の熱を取り出せることから、発電のみならず多様な熱利用が可能である。また、耐熱性に優れた被覆燃料粒子を使用し、炉心の出力密度を最適化することにより、冷却材が喪失し、さらに制御棒による緊急停止操作を行わなくても、フィードバック効果のみで出力が低下し、崩壊熱を受動的に除去できる設計が可能であることから、優れた固有の安全性を有する原子炉として、世界的な注目が高まっている。

2. 開発の歴史

日本における高温ガス炉の開発は 1969 年から開始された。1985 年から当時の日本原子力研究所に高温工学試験研究炉（HTTR）を建設するための設計、許認可対応が開始された。HTTR は 1991 年に初臨界、2004 年には 950℃運転を達成するとともに、様々な異常状態を模擬した試験を行い、高温ガス炉の安全性を確証してきた。これと並行して、高温ガス炉の実用化に向けて、冷却材であるヘリウムガスを作動流体としたガスタービン発電システムおよび発電と熱利用を同時に行うコジェネレーションシステムの設計、水を熱化学的に分解して水素を製造する IS プロセスの開発などを進めており、これらを通して 2050 年カーボンニュートラルの実現に貢献することを目指している。

3. HTTR の新規制基準対応

HTTR は 2014 年に新規制基準の適合性確認を受けるための設置変更許可を申請し、2020 年 6 月に許可を取得した。地震、津波に対する追加安全対策はなく、竜巻、火災への軽微な対応が要求された。また、設計基準事故（DBA）を超える事故に対しては、DBA に停止機能、冷却機能、閉じ込め機能のいずれかを重ね合わせても燃料破損に進展しないという高温ガス炉の固有の安全性が認められ、軽微な資機材を整備することで対応できた。必要な対策工事を実施したのち、2021 年 7 月に HTTR は運転再開し、9 月に定期事業者検査に合格した。

4. 安全性実証試験

東日本大震災直前の 2010 年に、原子炉出力 30%で冷却材の循環を強制的に停止し、さらに制御棒の挿入操作も行わない炉心流量喪失試験を実施し、冷却機能と停止機能の両者が喪失してもフィードバック効果により原子炉出力が自然に低下し、安定な状態に維持されることを実証した。

HTTR の運転再開に伴い、2022 年 1 月には原子炉出力 30%において炉心流量喪失試験の条件に加え、間接的に崩壊熱を除去する炉容器冷却設備の運転も停止し、ブラックアウトを模擬した炉心冷却喪失試験を、3 月には出力 100%において炉心流量喪失試験を実施する。

5. HTTR-熱利用試験

グリーン成長戦略に基づき、HTTR を用いたカーボンフリー水素製造に必要な技術を開発するため、2022 年から HTTR-熱利用試験に向けた設計・評価を開始する。本プロジェクトでは原子炉に熱利用設備を接続するための安全設計、安全評価技術を確立し、許認可を取得するとともに、接続に必要な機器及びシステム設計技術を確立する。そして、2030 年までに水素製造を実施する計画である。

---

*Tetsuo Nishihara[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[2C_PL] Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

Chair: Kai Masuda (QST)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room C

[2C_PL01] Application of Ion Beam to Radiation-induced Graft Polymerization

*Akira Taniike[1] (1. Kobe Univ.)

[2C_PL02] Development of Functional Material and Evaluation Method by Quantum Beams

*Noriaki Seko[1] (1. QST)

[2C_PL03] Application of Solid State Nuclear Track Detectors for Laser-driven Ion Acceleration Experiments

*Masato Kanasaki[1] (1. Kobe Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

量子ビーム科学における高分子材料の展開
Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

イオンビームの放射線グラフト重合法への応用

Application of Ion Beam to Radiation-induced Graft Polymerization

*谷池 晃
神戸大学

放射線グラフト重合は基板高分子材料（ポリマー）を放射線で照射し，内部に生成したラジカルを起点にして別のポリマーを接ぎ木（グラフト）する方法である．本手法で，放射線照射後単量体（モノマー）をグラフト重合することによって行う．この時，機能を持ったモノマーをグラフト重合することによって，機能性高分子材料を作製することができる．

放射線グラフト重合法に用いる放射線は電子ビームが一般的であるが，我々のグループではイオンビームを用いた研究を行ってきた．イオンビームはポリマー中の飛程が短く，LET が大きいので，試料中の局所的な部分にエネルギーを与えることができ，ポリマー中に生成するラジカルの密度が大きくなる．また，イオンビームは同程度のエネルギーの電子ビームに比べて発散が小さいので，低線量で高密度のグラフト鎖が局所的に導入することができる．

ポリマーを放射線で照射すると，水素が放出されラジカルが生成される[1]．そのラジカルは電子スピン共鳴（ESR）装置を用いて，ラジカルの種類と個数を測定することができる．グラフト重合反応が起こるラジカル種はアルキルラジカルであり，アリルラジカル，ペルオキシラジカルではグラフト反応は起こらない．十分に大きなイオンフルエンスの場合，ペルオキシラジカルが増加し，グラフト重合できない領域ができることがわかった[2]．

実験は神戸大タンデム加速器施設で行っている．基板としてポリエチレン，モノマーはアクリル酸を用いて研究を進めている．カットしたポリエチレンシートを照射ホルダーに設置し，容器を真空にして，ポリエチレン試料をイオンビームで照射する．グラフト重合は，

①真空中から取り出してモノマー溶液に浸潤し，グラフト重合反応を行う．

②イオンビーム照射後容器内にモノマーを導入し，低圧力の気相で反応させる．

③イオンビーム照射時に容器内にモノマーを導入し，真空中で反応させる．

の方法で行っている．グラフト鎖の導入具合は，反応前後の試料重量を測定し，増加重量を基板ポリマー重量で割ったグラフト率で評価している（重量法）．①の方法は十分なグラフト率が得られ，複数回の照射・重合反応も可能である[3][4]．ただ，グラフト鎖導入の微小な位置制御は困難である．現在主に行っている②③の手法の場合はグラフト鎖の導入量が小さいので，重量法で評価することが困難である．そこで，加速器を用いて RBS 分析を行い，酸素の密度を測定することで，グラフト率に対応した量で評価できないか検討中である．

また，イオンビームグラフト重合法の応用として，レントゲンの撮影の様に診断へ応用することができないか検討した．イオンビームが貫通する程度の分析試料をポリエチレンに重ねて照射する．ポリエチレンをグラフト重合し，着色することでポリエチレンを観測する．イオンビームが貫通する程度の試料にしか対応できないが，試料内部の空孔の観測が可能であった[5]．

本講演では，イオンビームグラフト重合法に関するこれまでの成果の概要と，最近の研究結果について報告するとともに，今後の展望についても述べる．

[1] A. Taniike, et al., J. Appl. Phys., Vol. 92, 11, pp. 6489-6494 (2002).
[2] A. Taniike, et al., Nucl. Inst. Meth. B, 331, pp. 191-195, (2014).
[3] A. Kitamura, et al., Radiat. Phys & Chem., Vol. 69, pp. 171-178 (2004).
[4] A. Taniike, et al., Nucl. Inst. Meth. B, 269, pp. 3237-3241 (2011).
[5] A. Taniike, et al., Physics Procedia 80, pp. 151-154 (2015).

*Akira Taniike
Kobe Univ.

2022年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

量子ビーム科学における高分子材料の展開
Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

（2）量子ビームを活用した材料創製と評価
(2) Development of Functional Material and Evaluation Method by Quantum Beams

*瀬古　典明，植木　悠二，保科宏行
量子科学技術研究開発機構　高崎量子応用研究所

1. はじめに
量子ビームを高分子に照射すると、分解、架橋が起こる。そして、機能のあるモノマーと接触させればその機能を持った高分子側鎖が形成される。高分子鎖同士が絡まれば架橋、伸長すればグラフト重合となる。これらは、同時に起こるので、細かなことを言わなければ、いずれの反応も分けて考えることはなく利用できる。私たちはこれまでに、分解、架橋、ちょっと工夫してグラフトが同時に起こる現象を利用して、様々な機能性材料を開発してきた。本発表では、量子ビーム技術を巧みに利用して材料を開発してきた成果とその評価法について紹介する。

2. 架橋・グラフト重合
2-1. ブリード抑制効果
これまでに放射線グラフト重合法を活用して、低摩擦性を示すシリコーンゴム（以下、シリコン）の表面改質に取り組んできた。シリコンは耐熱性、耐候性など優れた特性をもつことから汎用材料や特殊部材など、広範にわたり利用されているが、従来のシリコンは、ゴム内部の低分子成分が表面に滲み出やすく、その滲出成分が他部材を汚染することが問題の一つとなっていた。そこで、ゴムの表面層のみの架橋密度を高め、撥水成分の滲み出しを抑えることが可能なバリア層を形成させ、ゴムの柔軟性とブリード抑制効果を兼ね備えることができれば、新たなシリコンを開発できるという着眼で研究を進めた。まず、電子線架橋により形成したシリコン表面層の効果を調べるため、熱架橋と電子線照射による架橋を複合的に活用するというアプローチにより検討を進めた。初めに、未架橋のシリコン、熱架橋剤、及び電子線架橋助剤をよく混ぜ合わせ、次いで、混ぜ合わせた原料を加熱して、熱架橋剤によりゴム全体に大きな網目構造を形成させた。最後に、ゴム表面に電子線を照射して、ゴム表面層のみの架橋密度を向上させて表面バリア層を形成させるという、3 つの工程で実施した。Fig.1 に線量が及ぼすシリコンの膨潤率、及びゴム表面硬度への影響を示す。線量の増加に伴い、膨潤率は低下し、その一方で、表面硬度は向上した。これは、ゴム表面層に形成された架橋層の硬化によるものであり、線量が増加するにつれて表面架橋層の架橋密度が増加したためと考えられる。また、電子線の加速電圧を変化させることにより、表面架橋層の厚みを自在に制御できることがわかった。特に、電子線の浸透深さが 100 μm 程度となる加速電圧 90 keV の電子線を用いた場合では、ゴム内部が柔らかく、表面が硬い新しいシリコンを作ることができた。さらに、表面架橋層による滲出成分抑制効果について接触角を調べることにより評価した結果、未照射のシリコンの接触角が 72° であったのに対し、表面架橋型シリコンは 55° となり、大幅に改善できたことがわかった。また、電子線照射後の表面バリア層の硬さは、電子線照射前の 1.3 倍に向上し、従来品の約 4 倍の引張力の耐性に向上させることができた。

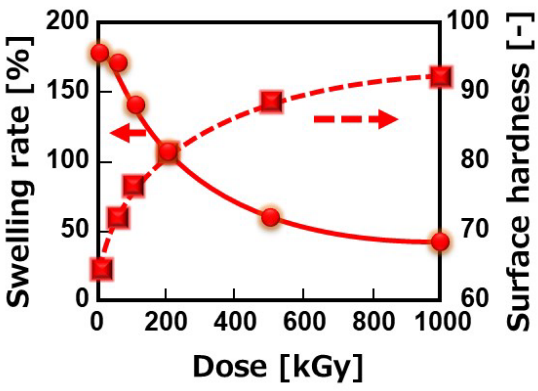


Fig. 1 Effect of irradiation dose on swelling rate and surface hardness of surface crosslinked silicone rubber.

2-2. 繊維状素材の吸着効果

量子ビームを用いたグラフト重合は、汎用の素材の特性を保持したまま、目的の機能を付与できる特長を有している。その利点を活用し、比表面積の大きい細い繊維状素材を基材として適用すれば、粒子状素材と比較して対象物を高速に取り除くことができる。吸着材として利用する場合、材料には高速通液のほか、対象物に対して選択性が高く、高容量であることが求められる。我々はこれまでにこの特長を活かし、対象となる金属に対して選択性のある低分子の吸着官能基を繊維に固定化した様々な吸着材を開発してきた。

一般に低分子化合物の吸着選択性は、グラフト重合により高分子基材に固定化しても、そのまま性質を保持できると言われている。しかしながら、クラウンエーテルのように、吸着基自体が大きい場合、固定化することで自由度に制限が出て、アフィニティーが著しく低下することがある。そこで、私たちはアフィニティーを維持した高分子吸着材を開発するため、溶媒抽出剤の選択性が高いという性能に着目した。溶媒抽出剤は、原子力産業で多く使われており、油及び水中で安定な構造をとる必要があり、構造上余計な側鎖が含まれていないケースが多い。一方、側鎖がないと結合部位が少ないため、グラフト重合には極めて不利である。それは、グラフト重合に利用できるモノマーには、基材と化学結合するビニル基などの結合部位を有していることが望ましいからである。ここで、私たちは、溶媒抽出剤として有望な 2-エチルヘキシル 2-エチルヘキシルホスホネート（EHEP）の長鎖アルキル基に着目し、この部位を利用した固定化法を検討した。まず、このアルキル鎖と高分子基材を固定化するため、基材側の足場となる側鎖に疎水性の高いメタクリル酸オクタデシルをグラフト重合により高分子化し、EHEP の長鎖アルキル基との疎水性相互作用による固定化を図った。その結果、EHEP の欠落がない状態で固定化できたことに加え、EHEP がもつ初期の吸着選択性を維持できることがわかった。得られた EHEP 型の吸着材を用いた評価では、希土類元素の一つである Dy の選択性を向上させることが可能となった。

次に、使用済燃料の再処理工程で発生する廃溶媒中の核燃料物質（Th、U）を分離する目的で、予め対象金属を吸着材中に吸着させた状態で架橋重合させ、金属に適した鋳型構造を取り入れた吸着材の開発を進めた。例えば、酸性水溶液中に溶存する Th を対象にした高選択な吸着材の開発では、吸着材の骨格となるグラフト鎖と吸着基の両機能を備えた 2-ヒドロキシエチルメタクリル酸リン酸をモノマーとして選定し、このモノマー溶液中にトリウムイオンと 5%ジビニルベンゼンを混合させた状態でγ線を照射した。重合後は、高分子鎖中に取り込まれた Th を酸で抽出した後、Th(IV)/U(VI)の共存溶液で評価した。その結果、対象とする酸性条件下で Th(IV)は U(VI)に対して 10 倍の選択性を有することがわかった。また、同様の手法により吸着基と架橋密度を制御することで、Cu と Pb を分離できる結果も得られている（Fig.2）。

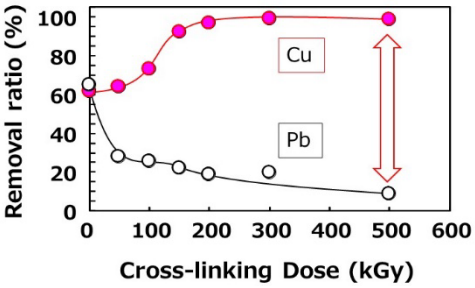


Fig. 2 Removal ratio of Cu^{2+} and Pb^{2+} from crosslinked amine-type adsorbents of various degrees.

3. グラフト鎖と吸着構造の評価

Cr(VI)を対象にした吸着材開発において、吸着基としてアミド型誘導体を選定することで、Cr(VI)六価クロムを吸着除去するだけでなく、吸着材内で無害な Cr(III)に還元させることができた結果がある。この吸着材の構造を把握するためには、汎用の分析機器では得られる情報が少ないことから、Cr(VI)を連続して通液しながら吸着している状態で、放射光 XAFS を用いて吸着時のその場観察を行った。その結果、Cr の価数が徐々に変化し、吸着 1 時間以内に還元されていることを突き止めることができた。

そのほか、福島復興に貢献するために開発した Cs 捕捉用の吸着材開発において、Cs の選択性を評価する手段として、Cs のポジトロン放出核種である Cs-127 を製造し、PET 撮像により評価した結果についても併せて紹介する。

*Noriaki Seko, Yuji Ueki and Hiroyuki Hoshina
QST Takasaki.

2022年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

量子ビーム科学における高分子材料の展開
Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

レーザー駆動イオン加速研究における固体飛跡検出器の利用

Application of Solid State Nuclear Track Detectors for Laser-driven Ion Acceleration Experiments

*金崎　真聡
神戸大学大学院海事科学研究科

1. はじめに

CR-39 に代表されるエッチング型固体飛跡検出器は、中性子個人被ばく線量計や宇宙線計測用素子として用いられている。特に、X 線や電子線に感度を示さず混成場においてもイオンのみを検出可能であるという特性を生かして、レーザー駆動イオン加速研究に幅広く適用されている。高強度レーザーと物質の相互作用によるレーザー駆動イオン加速研究では、近年、レーザーの高強度化やターゲットの改良に伴い、100 MeV に迫る陽子線や高エネルギー重イオンの加速に成功している。理論研究においては、様々なイオン加速メカニズムが提唱されており、例えば、固体薄膜を利用するシース場加速では、従来型加速器では到達不可能な MV/μm（= TV/m）程度の加速電場が生成するとされている[1]。その他、放射圧や衝撃波による加速メカニズムを利用すればサブ GeV 級のイオン加速が可能とされており、レーザー駆動イオン加速による加速器装置の大幅な小型化、省エネルギー化が期待される[2,3]。

その一方で、レーザー加速イオンの計測手法については、未だ確立されたものが少ない。これは、レーザープラズマ中でイオンとほぼ同時発生する高エネルギー電子線や X 線が検出器に対して深刻なノイズとなり、通常の加速器ビーム診断等に用いられる検出器の多くが適用困難となるためである。加えて、発生するイオンのエネルギースペクトルは加速器のように単色ではなく幅広い白色スペクトルであること、使用するターゲット物質によっては複数のイオン種が同時加速されることも一因である。しかしながら、より高エネルギーかつ高品質なイオンビーム発生のためには、加速メカニズムを明らかにすることが重要であり、そのためには、加速されたイオンのエネルギースペクトルや空間分布を高精度に評価する必要がある。

2. 固体飛跡検出器を用いたレーザー加速イオン計測

レーザー加速イオン計測において重要なことは、エネルギースペクトルを明らかにすることとイオンの空間分布を明らかにすることである。即ち、イオンのエネルギースペクトルを二次元的に計測する必要がある。そこで、一つ一つのイオンの飛跡を化学エッチング処理により、エッチピットとして光学顕微鏡下において観察可能な程度に拡大するエッチング型固体飛跡検出器は、エッチピットの分布からイオンの空間分布を明らかにできるだけでなく、エッチピット開口部形状からそれぞれのイオンに対して入射エネルギー等の情報を得ることができるため、先述のように、レーザー加速イオン計測に幅広く適用されており、最も信頼性の高い検出器として利用されている[4]。

例えば、レーザー加速陽子線の計測には、エッチング型固体飛跡検出器の中で最も感度が高いポリアリルジグリコールカーボネート（商品名：CR-39）に階段状のエネルギーフィルターを組み合わせた計測が実施されており、高精度なエネルギースペクトル計測に成功している[5]。また、CR-39 と適切な散乱体を積層したスタック型検出器が開発されており、特に高エネルギー陽子線の発生が期待される水素クラスターターゲットを用いたイオン加速実験に用いられている。また、固体薄膜であるグラフェンを用いたイオン加速実験では、閾値の異なる検出器を組み合わせた計測が行われている。グラフェンは炭素のみから構成されているが、加速されるイオンは炭素イオンのみではなく、表面に不純物として付着している水に由来する陽子線や酸素イオンも同時に加速される。そこで、最大 20 MeV の陽子線飛跡をエッチピットとして可視化するタイプの CR-39 に加え、炭素イオンより重いイオンにのみ感度を示すポリカーボネートと酸素イオンより重いイオン

にのみ感度を示すポリエチレンテレフタレートを組み合わせた計測が行われ、複数のイオン種が同時に加速される場において、陽子や酸素イオンに比べて炭素イオンが優位に加速されていることが示された[6]。

一方で、写真フィルムの一種であり、放射線の飛跡を現像によって可視化する原子核乾板もレーザー加速イオン計測に適用されている。原子核乾板はエッチング型固体飛跡検出器と異なり、電子線の飛跡も可視化されることから、レーザー駆動イオン加速実験に適用するためには、その感度を調整する必要がある。これまでに、現像条件により感度を調整することで、水素クラスターターゲットから加速された陽子線のエネルギースペクトル取得に成功しており、CR-39 による計測結果と良い一致を示している[7]。また、CR-39 では計測不可能な数百 MeV 級の陽子線の飛跡も可視化されることから、原子核乾板と散乱体を積層したエマルジョンクラウドチャンバーを用いたレーザー加速陽子線計測手法も開発中である。

本発表では、固体飛跡検出器の基本特性を説明するとともに、レーザー駆動イオン加速実験における固体飛跡検出器の適用例をいくつか紹介する。

参考文献

[1] A. Macchi et al., Rev. Mod. Phys. 85, 751 (2013).
[2] A. Higginson et al., Nat. Commun. 9, 724 (2018).
[3] R. Matsui et al., Phys. Rev. Lett. 122, 014804 (2019).
[4] M. Kanasaki et al., (2020) Progress in Ultrafast Intense Laser Science XV. Topics in Applied Physics, 136. Springer, Cham.
[5] M. Kanasaki et al., High Energy Density Phys. 37, 100852 (2020).
[6] T. Hihara et al., Sci. Rep. 11, 16283 (2021).
[7] T. Asai et al., High Energy Density Phys. 32, 44-50 (2019).

*Masato Kanasaki
Kobe Univ.

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 Shibata[1] （1. JAEA）

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

*Kentaro Funaki[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

3C_PL01-02 は同予稿

2022年春の年会

海外情報連絡会セッション

原子力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） 原子力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） 原子力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. 原子力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. 原子力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、原子力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 Shibata[1] *Kentaro Funaki[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

3C_PL01-02 は同予稿

2022年春の年会

海外情報連絡会セッション

原子力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） 原子力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） 原子力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. 原子力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. 原子力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、原子力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 Shibata[1] *Kentaro Funaki[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over view Report | Kobe University

[1D_PL] Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

Chair: Akira Taniike (Kobe Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Latent track structure and formation processes in polymeric etched track detectors

*Tomoya Yamauchi[1] (1. Kobe Univ.)

[1D_PL02] Latest nuclear emulsion technology and cosmic ray imaging

*Kunihiro Morishima[1] (1. Nagoya Univ.)

[1D_PL03] Fluorescent nuclear track detection technology and its application

*Satoshi Kodaira[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

総合講演・報告　神戸大学

固体飛跡検出器研究の進展と展望
Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

（1）高分子系飛跡検出器中イオントラックの構造と形成機構

(1) Latent track structure and formation processes in polymeric etched track detectors

*山内知也 [1]

[1]神戸大学大学院海事科学研究科

1. はじめに

ここに言う高分子系飛跡検出器とは、プロトンや重イオンの潜在飛跡（イオントラック）を化学エッチング処理によって拡大し、それに沿って生まれるエッチピットの形状やサイズからそれらのイオン種やエネルギーを決定する受動型線量計の一種であり、エッチング型飛跡検出器ともよばれる。フッ化リチウム中の核分裂片トラックを電子顕微鏡像としてとらえた観察例が固体飛跡検出器研究の端緒とされているが、実用的には種々の高分子材料が利用されてきた。化学エッチングと組み合わせた高分子系飛跡検出器の歴史は 1960 年代の米国アポロ計画に関係していた。帰還した宇宙飛行士のポリカーボネート（PC）製のヘルメットに、Fe や Zn のイオントラックが見つかった。宇宙線の重イオン成分が汎用のプラスチックで計測できることが実証されたのである。PC よりも検出閾値がやや高いポリエチレンテレフタレート（PET）も宇宙放射線計測に盛んに活用された時期があった。1970 年代終わりには CR-39 の商品名で知られるポリアリルジグリコールカーボネート（PADC）が、数 MeV のプロトンを検出する高感度飛跡検出器であることが見出された。これにより中性子線の計測が可能となり、現代的な意味での固体飛跡検出器が確立された。最近では、ブラッグピーク近傍の低エネルギーのミューオンを PADC で検出されたことが報告され、一定の注目が集まっている。一般にエッチピットの観察は光学顕微鏡を用いて行われているが、化学処理を必要とすることも含めて一世代前の古典的とも言える検出器である。一方で、その信頼性は高く、宇宙線と同様に、ガンマ線や電子線を含む複雑な混成場でのイオン計測が課題となる高強度レーザー駆動イオン加速実験においては、PADC のみならず、PET や PC についてもそれらの独特の検出閾値を利用した重イオンの識別能力を活用し、他に代え難い検出器として活用されている。

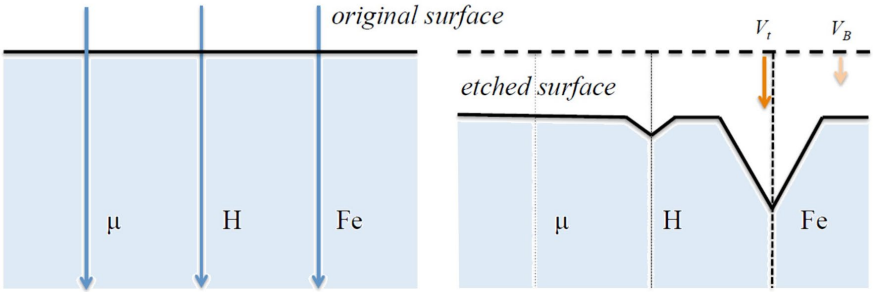


図１　荷電粒子の通り道である潜在飛跡（イオントラック）とエッチピットの模式図。イオントラックに沿ったトラックエッチング速度 V_t が、他の領域のバルクエッチング速度 V_b よりも大きいとエッチピットが形成される（垂直入射の場合）。そのサイズはイオン種（及びそのエネルギー）とエッチング条件に依存する。

イオントラックとエッチピットの模式図を図 1 に示す。高エネルギーの荷電粒子が通過した痕跡としてイオントラックは生まれるが、これは局所的な放射線損傷の集合体であると見ることができる。エッチピットが形成されるには一定の条件が必要であることが知られており、検出器毎に、あるいは、イオン種毎にそれは異なっている。図 1 は PADC を念頭に描かれており、プロトンでは小さなエッチピットが、Fe イオンでは大きなエッチピットが生まれる様子が示されている。

エッチング型飛跡検出器の感度 S は、バルクエッチング速度 V_b に対するトラックエッチング速度 V_t

の比であるエッチ率比 V ($= V_t/V_b$) から 1 を引いたものとして定義されている ($S = V-1$)。PADC はその発見から 40 年以上にわたって最高感度の高分子系飛跡検出器であり続けている。PADC が高い感度を有しているその分子構造上の理由を理解し、より優れた検出器開発のための基礎的知見を得ることを目的とし、PC や PET との比較も含めて、PADC 中に形成されるイオントラックの構造評価に取り組んだ [1, 2]。

2. イオントラックの構造分析

2-1. 薄膜試料と赤外線分光分析

PADC の繰り返し構造を図２に示す。中央にエーテルがあり、左右の対称位置に２つのメチレン基を介してカーボネートエステルが存在する。この直鎖部分の放射線感受性はかなり高い。図の両端に製造時の重合反応の結果として生まれる三叉路があり、そこにはメチン基がある。これら以外の水素はメチレン基として存在している。ポリエチレン状のこの三叉路を含む領域は PADC の３次元構造の骨格をなしており、比較的放射線耐性がある。市販されている PADC 試料は最も薄いものでも 100 μm の厚さを持つ。定量的な赤外線分析を行うために化学エッチングにより数 μm 厚の試料を作成した。定量分析のためにはランベルト・ベール則を活用した。ヒドロキシル基の定量のために、そのモル吸光係数を独自に求めた。

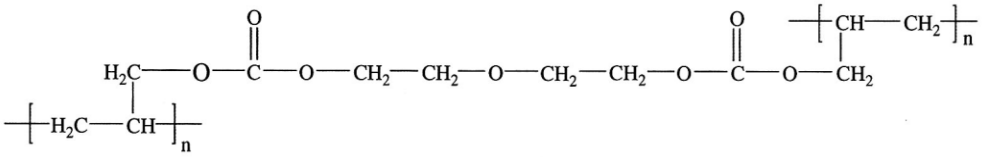


図２　PADC の繰り返し構造。

2-2. 化学的損傷パラメータ

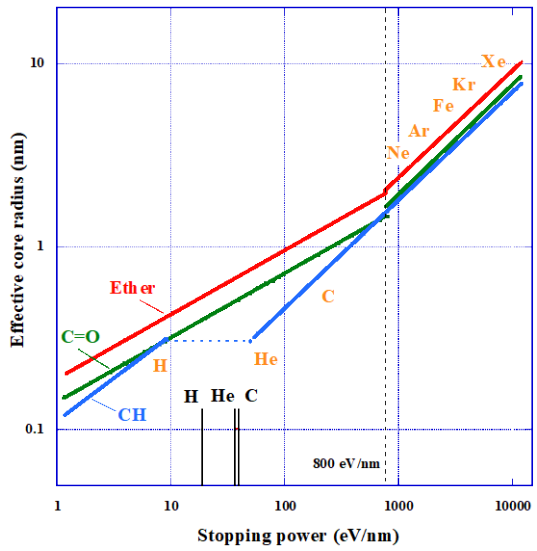


図３　実効的トラックコア半径[1, 2]。

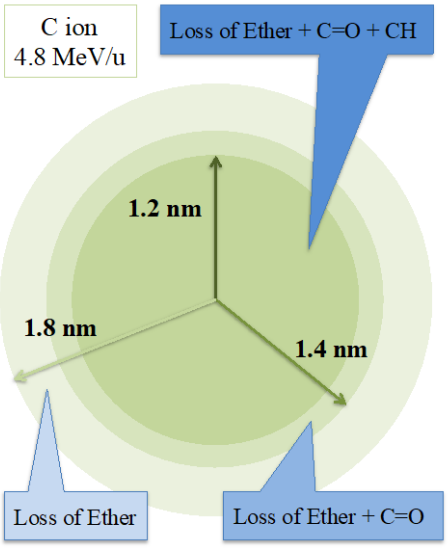


図４　トラック層構造[1]。

定性的分析については赤外線吸収スペクトルに現れるピークの帰属を明らかにし、照射によるその増減を議論した。定量分析のためには、照射前後のピーク高さの比である相対吸光度をフルエンスの関数として実験的に評価し、各官能基のトラック１本あたりの除去断面積を決定した。そして、実験的に決定した除去断面積に基づいて、次のような一連の化学的損傷パラメータを求めた：トラック単位長さ当たりの官能基の減少数を表す損傷密度、その損傷の径方向の広がりを示す実効的トラックコア半径、そして、放射線化学収率（G 値）である。

エーテルとカーボネートエステルを構成するカルボニル（C=O）、メチレン基とメチン基の総和である

CH について、それらの実効的トラックコア半径を求めた結果を阻止能の関数として図３に示す。分析したすべての照射条件において、エーテルが最も大きなコア半径を持ち、カーボネートエステルの同半径がそれに次いでいる。800 eV/nm を境にして阻止能依存性に有意な変化があるが、これは径方向の損傷が２つ以上の繰り返し構造を確実に超えて広がる条件に対応している。CH については 10 から 60 eV/nm の範囲でコア半径がほぼ一定になっているが、放射線化学収率についての議論を通じて、この領域の左側では損傷が一つの繰り返し構造内に収まっているのに対して、右側では２つ以上の繰り返し構造に広がっていることが示された。図中の縦棒はエッチングテストで求めた H と He、C の検出閾値を表しており、損傷の径方向の広がりがひとつの繰り返し構造に収まっている場合には、エッチピットが生まれないことになる。

2-3. イオントラックの層構造

図３に示したように、イオン種とエネルギーが同一であっても、官能基毎の実効的トラックコア半径は互いに異なる。4.8 MeV/u の C イオンが PADC 中につくるイオントラックの損傷構造を図４に示す。これはイオントラックをその軸方向から眺めた平均的な像を模式的に表している。エーテルのコア半径が分析したすべての照射条件で最大値を持つことが明らかになり、メチレン基とメチン基の総和を意味する CH のコア半径は最も小さな値を持つことが示された。また最近になって、イオントラックの重なりが無視できる場合には、Xe イオンであってもメチン基の密度低下は軽微であることが明らかになっている。これは高分子鎖の三叉路が損傷を受け難いことを示唆するものである。PADC の検出感度の高さは、放射線感受性の高い部分が分解され易いことに加えて、放射線耐性のある部分が全体的な３次元立体構造を保持し、結果として再結合を抑制しているのではないかと考えている。

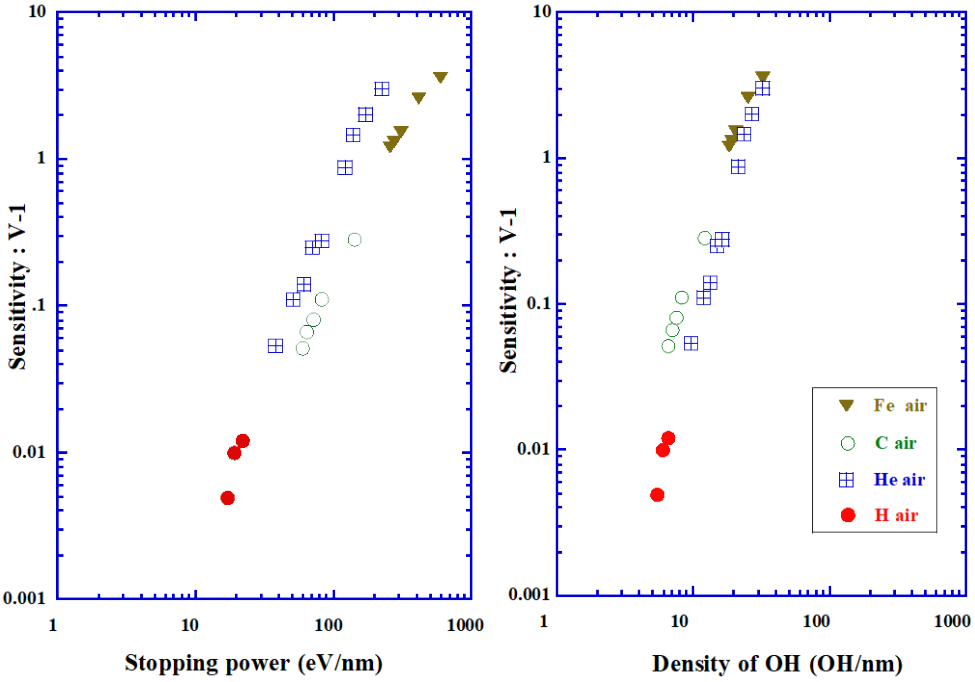


図５　感度の阻止能およびヒドロキシル基生成濃度依存性[1]。

3. 物理的・化学的クライテリオン

3-1. 多段階損傷形成過程

参照実験である電子線やガンマ線照射の結果からは、ともに 50 kGy 程度の線量以下ではエーテルのみが損傷を受け、それ以上の線量になってようやくカーボネートエステルが損傷を受けることが示された。特に、電子線実験から明確になったのはエーテルが単一の電子ヒットによって損傷を受けるのに対して、カーボネートエステルは隣接するエーテルが切断していた場合にのみ損傷を受けることであった。これはイオントラックの層構造とよく整合する結果である。すなわち、単一の２次電子が到達する範囲でエーテルは損傷を受けるが、カーボネートエステルは２つ以上の２次電子が到達する範囲内でのみ損傷を受けると考えられる。赤外線分光分析によって、カーボネートエステルが損傷を受けると二酸化炭素が生成するこ

とが明らかとなった。図３に示したように、検出閾値の左側ではカーボネートエステルのコア半径と CH のそれが近くなっているが、エーテルとカーボネートエステルに挟まれたエチレン基が低分子ガスとなって系外に失われていると考えられる。

3-2. イオントラック内径方向電子フルエンス

２次電子のヒット数によって損傷が多段階に形成されるという実験結果を受けて、モンテカルロ法による物理的シミュレーションを実施した（Geant4-DNA）。イオンの軌跡を軸とする円柱を想定し、その側面を通過する２次電子の密度を軌跡からの距離の関数として求めた。通常のフルエンスは球面を想定するがここでは円柱の側面を想定した。このような物理量をイオントラック内径方向電子フルエンス（Radial Electron Fluence around Ion Tracks: *REFIT*）と呼ぶこととした。*REFIT* の値は２つ以上の電子のヒットでエッチピットが生まれるとする多段階損傷形成モデルを説明し得ることを確認した。

3-3. ヒドロキシル基生成密度

エッチング型飛跡検出器の感度を記述するパラメータとしては、阻止能は決してよいパラメータでないことは以前から知られていた。そして、イオントラック中心の損傷に注意を払った初期電離（Primary Ionization）や高エネルギーの２次電子を除外した限定的エネルギー損失（Restricted Energy Loss: REL）などの物理量が閾値を記述するクライテリオンのために提案されていた。先に述べた *REFIT* はこれらよりも優れた物理的パラメータであることが示された。しかしながら、PADC 中に新たに形成される高分子鎖の端点であるヒドロキシル基の生成密度がこれまでに提案されているどの物理パラメータよりも検出感度とより高い相関を有していることが明らかになっている（図５）。同生成密度が PADC の閾値を含む感度を統一的に記述する化学的クライテリオンになり得ることの系統的な確認を進めているところである。

4. まとめ

最も感度の高い飛跡検出器として利用が続いている PADC 中に形成されるイオントラックの構造と形成機構について、赤外線分光による定性的・定量的分析を行ってきた。プロトンと重イオンの照射条件は、阻止能域では 1.0 から 12,000 eV/nm の範囲をカバーする。PADC は放射線感受性が高いエーテルとカーボネートエステルを含む部分と、重号反応によって生まれる三叉路をもつポリエチレン状の比較的放射線耐性のある部分からなる。イオントラック周辺の損傷には３層構造があり、最外層ではエーテルのみが損傷を受け、その内側ではカーボネートエステルも失われている。重イオントラックの中心域では放射線耐性のある部分も損傷をうけるが、三叉路にあるメチン基はかなり高い割合で健全性を保つ。電子線やガンマ線照射の実験から、カーボネートエステルの損傷は２つ以上の電子のヒットによって生じることが示されたが、これはトラックの層構造と符合するものである。カーボネートエステルの損傷は二酸化炭素の放出を伴っており、放射線感受性の高い部分が低分子に分解されて系外に失われていることが示された。放射性耐性のある３次元ネットワークは再結合を抑制する機能をもっており、PADC の高い感受性がその分子構造によって説明されるようになった。多段階の損傷形成機構に基づいて、閾値と感度を表す新しい物理的クライテリオンとしてイオントラック内径方向電子フルエンスを導入した。また、高分子ネットワーク内の新たな端点として生じるヒドロキシル基の生成密度と感度との間に優れた相関のあることを明らかにし、同密度が化学的クライテリオンたり得る可能性を指摘した。これらの基礎的知見が PADC を超えたより高い感度を有する高分子系飛跡検出器の開発のために有益な情報になることを期待している。

参考文献

[1] Tomoya Yamauchi, Masato Kanasaki, Rémi Barillon: Methodological and Conceptual Progresses in Studies on the Latent Tracks in PADC, *Polymers*, 13(16) (2021) 2665.

[2] 山内知也、楠本多聞：高分子系エッチング型飛跡検出器中に形成されるイオントラックの構造、*RADIOISOTOPES*, 68(4) (2019) 247-258.

*Tomoya Yamauchi[1]

[1]Kobe University

2022年春の年会

総合講演・報告　神戸大学

固体飛跡検出器研究の進展と展望

Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

最新の原子核乾板技術と宇宙線イメージング

Latest Nuclear Emulsion Technology and Cosmic Ray Imaging

*森島 邦博[1]

[1]名古屋大学

原子核乾板は、荷電粒子の軌跡をサブミクロンの空間分解能で記録する三次元放射線飛跡検出器である。現在、最も広く用いられている原子核乾板は、図1に示すような 175～500μm 程度の透明なプラスチック板（ポリスチレンまたはシクロオリフェンポリマー）の両面に 70～80μm 程度の厚い乳剤層を塗布した構成である[1]。乳剤層を構成するゼラチン膜中には、直径約 200nm の臭化銀結晶が分散されている。臭化銀結晶を荷電粒子が通過する際に、結晶中に電子正孔対が発生する。発生した電子と格子間銀イオンの結合により結晶に潜像核（数個の銀原子の集合体）が形成される。写真現像により潜像核が還元されて 1μm 以下の大きさの銀粒子へと成長することで、ゼラチン膜中に荷電粒子の軌跡に沿った銀粒子の列が記録される。これを飛跡と呼ぶ。光学顕微鏡を用いて乳剤層中の飛跡を三次元的に計測することで、荷電粒子の運動をサブミクロンの精度でとらえることが可能となる。近年、原子核乳剤の製造からプラスチック板の下処理、プラスチック板上への乳剤の塗布、乾燥など原子核乾板の製造に必要な全工程を名古屋大学で行い、様々な実験に最適な原子核乾板を開発して使用することが可能となっている。

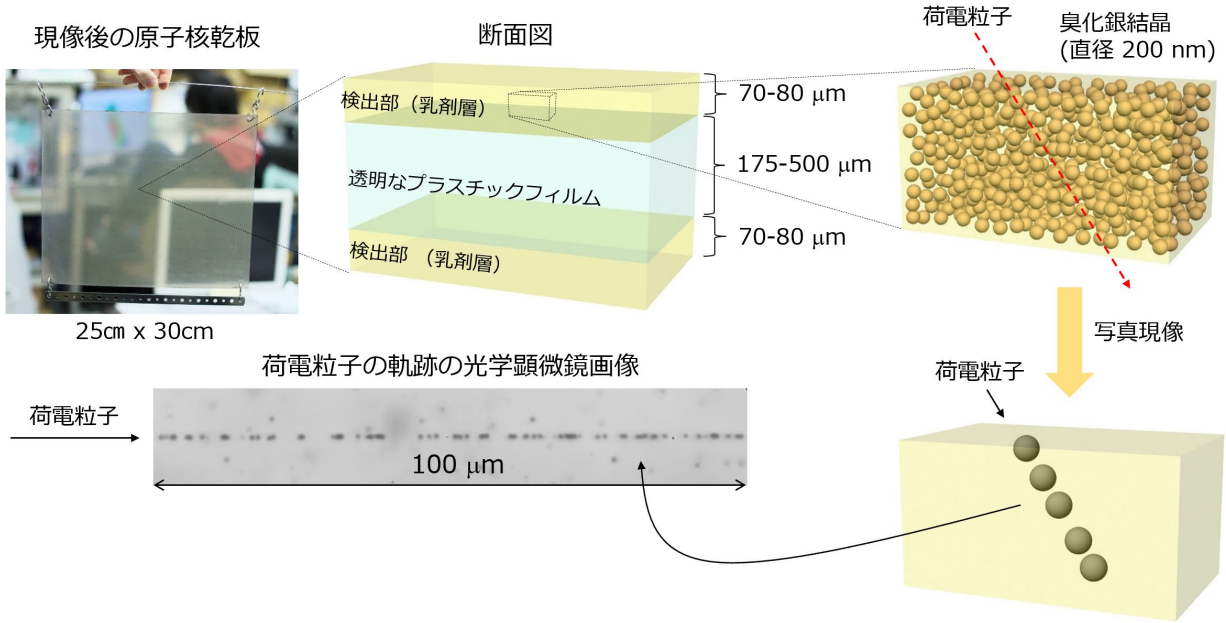


図1．原子核乾板

原子核乾板に記録された膨大な飛跡の情報を分析するために、光学顕微鏡による自動解析技術が開発されてきた。名古屋大学では、1970 年代より、乳剤層の断層映像を撮像してその映像に含まれる直線的な飛跡を自動で認識する自動飛跡読み取り装置 Track Selector（TS）の開発が続けられている[2],[3]。TS により乳剤層中の飛跡を位置と角度のベクトル情報としてデジタルデータ化することで、原子核乾板中に記録された飛跡情報を計算機で解析することが可能となる。現在、Hyper Track Selector（HTS）と呼ぶ装置が稼働しており、毎時 0.5 平方メートルという世界最高速度で飛跡を読み出すことができる [4]。

原子核乾板が備える高い三次元空間分解能を保ちながら高速に解析する技術が確立したことで、原子核乾板の適用範囲は飛躍的に広がった[5]。歴史的には、宇宙線や素粒子・原子核の実験に用いられてきた技術であるが、近年では、宇宙線中に含まれるミューオンを利用した巨大構造物内部の非破壊イメージング（宇宙線イメージング）などの新しい研究に原子核乾板が活用されている。宇宙線イメージングでは、福島第一原子力発電所２号機の炉心溶融の可視化（2015 年）[6]やエジプトのクフ王のピラミッド内部の未知空間の発見（2017）[7]などの成果が得られている。

本講演では、原子核乾板の最新技術とそれを用いた宇宙線イメージングについて紹介する。

参考文献

[1] K. Morishima et al., ANNALS OF GEOPHYSICS, 60, 1, S0112 (2017)
[2] K. Hoshino et al., Proceedings of International Cosmic ray Symposium of High Energy Phenomena. Tokyo, 149 (1974)
[3] K.Morishima and T.Nakano, Development of a new automatic nuclear emulsion scanning system, S-UTS, with continuous 3D tomographic image read-out, JINST, 5 P04011 (2010)
[4] M. Yoshimoto et al., Prog. Theor. Exp. Phys. 2017 10, 103H01 (2017)
[5] K. Morishima, Latest Developments in Nuclear Emulsion Technology, Physics Procedia, 19-24, 80 (2015)
[6] 森島邦博, 宇宙線を用いた福島第一原子力発電所の非破壊イメージング, 日本写真学会誌, 79 巻 1 号 (2016)
[7] K. Morishima et. al., Nature 552, 386 (2017)

---

*Kunihiro Morishima[1]
[1]Nagoya Univ.

2022年春の年会

総合講演・報告　神戸大学

固体飛跡検出器研究の進展と展望

Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

放射線の蛍光飛跡検出技術と応用研究

Fluorescent nuclear track detection technology and its application

*小平　聡

量子科学技術研究開発機構　放射線医学研究所

蛍光飛跡検出器（FNTD: Fluorescent Nuclear Track Detector）は、放射線の飛跡を蛍光としてイメージングし、放射線種の弁別や被ばく線量を求めることができる。炭素とマグネシウムをドープした酸化アルミニウム単結晶材料（Al_2O_3:C,Mg）が米国ランダウア社で開発され、飛跡観察において何らの化学的処理を要さず光学測定系のみで、あらゆる種類の放射線を検出可能である[e.g. 1]。これは現在の CR-39 固体飛跡検出器とルミネッセンス線量計の組み合わせた手法に置き換わるもので、従来の化学処理工程が不要になることや、2 種類の線量計の組み合わせなどの複雑さの解決が期待されている。放射線の電離作用によって生成した電子を捕獲することによって、この素子内に安定的な蛍光中心が形成される。この蛍光中心は 635 nm の光源で励起され、750 nm の蛍光を放出して元のエネルギー準位に戻る。この現象は一般的にラジオフォトルミネッセンス（RPL）と呼ばれている。この蛍光量は入射放射線のエネルギー付与量に応じて大きくなるため、予め既知の放射線エネルギー付与に対する蛍光量を校正しておけば、入射放射線の種類を識別することや吸収線量を評価することが可能となる。共焦点顕微鏡や蛍光顕微鏡により、対物レンズを介した励起光で二次元あるいは三次元走査することによって、放射線飛跡からの蛍光をイメージングすることができる。また、非常に安定な蛍光中心が形成されるため、RPL を繰り返し読み出しできるという利点がある。Al_2O_3:C,Mg 以外にも FNTD として動作する材料として LiF 単結晶[e.g. 2]や銀活性リン酸塩ガラス[e.g. 3]が報告されている。材料によって蛍光観測の波長帯が異なるが、蛍光飛跡として読み出されれば、その後の測定や解析は全て同じである。材料自身の特性（絶対蛍光量やバックグラウンド）によって、観測できる放射線のエネルギー範囲に違いがあり、本講演ではそれらについて概説を試みたい。

応用例としてレーザー駆動型イオン加速のビーム診断[4]や宇宙放射線計測が考えられる。また、放射線生物学[e.g. 5]や陽子線治療[e.g. 6]、RI 内用療法[7]などへの応用研究へと広がりを見せつつある。これは化学処理工程が不要である利点を生かしたものであり、その場で観察できるというのが最大のメリットであろう。本講演では、FNTD の基本的な性質とそれを用いた幾つかの応用例について紹介したい。

[1] M. Akselrod, J. Kouwenberg, Radiat. Meas., 117, 35 (2018).
[2] P. Bilski et al., J. Lumin., 213, 82 (2019).
[3] S. Kodaira et al, Radiat. Meas., 132, 106252 (2020).
[4] T. Kusumoto et al., Radiat. Meas., 151 (2022) 106715.
[5] S. Kodaira et al., J. Radiat. Res., 56, 360 (2015).
[6] G. Sawakuchi et al., Med. Phys., 43 (2016) 2485.
[7] T. Kusumoto et al., Radiat. Meas., 132, 106256 (2020).

*Satoshi Kodaira

NIRS/QST

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[2D_PL] Organizing the roles and relationships in codes and standards

Interorganizational cooperation to use risk information

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[2D_PL01] The role of the AESJ standards in hierarchy of codes and standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. SC)

[2D_PL02] Role of the Japan Electric Association in the Standards for Nuclear Power Plant Operations

*Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

[2D_PL03] Collaboration among the stakeholders on codes and standards

*Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

[2D_PL04] Discussion on specific future efforts

Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Hiroaki Abe[3], Kenta Murakami[3], Keiji Matsunaga[4], Haruko Sasaki[5], Yasunori Yamanaka[6] (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. Utokyo, 4. TOSHIBA ESS、5. NRA, 6. ATENA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類における役割と関係の整理 —リスク情報の活用に向けた組織間の連携—

Organizing the roles and relationships in codes and standards
- Interorganizational cooperation to use risk information -

（1）規制基準、民間ガイドとの関係における標準の役割

(1) The role of the AESJ standards in hierarchy of codes and standards

*成宮　祥介[1]
[1]標準委員会

1. はじめに

学協会の規格・標準が制定され活用されてから、およそ 20 年が経過している。この間、3 つの学協会（日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会を指す。以下、学協会）から数多くの規格・標準が制定、発行されてきた。日本原子力学会標準委員会では、原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、これまでに延べ 103 件の標準（うち，英語版は 5 件）と 10 件の技術レポートを発行している。しかし、原子力施設の安全には、学協会規格だけでなく、規制基準と、さらに ATENA、JANSI、NRRC などの民間ガイドと学協会規格との整合の取れた関係が必要であると考える。本稿では、基準、規格、ガイドの間の階層構造の関係性の意義をあらためて検討し、今後の規格基準の望ましい関係性を描き、その中での原子力学会標準の役割を明確にする。

2. 法令と学協会規格の関係性

2-1. 原子力の法令体系

憲法を頂点として法律、規則、命令という階層構造をなしていることは、広く理解されている。これは、頂点には根本規範が、底辺には具体的執行行為があるという形態上の構成構造であるとの解釈もできる。社会における諸活動の複雑さから、憲法やいくつかの法律だけでは行動規範として不十分であり、詳細なルールを決める必要性があった、という局面もあると考える。同様に、原子力の法令、規格などの構造は、原子力基本法の精神にのっとり、原子力規制に必要な法律、そして規則などが定められている。

2-2. 学協会規格の構造

一方、学協会は、研究、開発、製造、管理などの現場の状況を的確に議論に反映できる専門家が集い、最新の知見・技術を結集できるものとして規格を策定している。平成 30 年に原子力関連学協会規格類協議会が発出したステートメント[1]によると学協会規格の意義は次のように述べられている。

① 学協会規格協議会を構成する各委員会は，学協会規格策定プロセスの公平，公正，公開の原則の下，参画する委員のコンセンサス及び公衆審査を経て学協会規格を策定することとしており，これを安全性向上に役立てることは我が国の共通の利益と考えています。

② 各学協会は，それぞれの分野における専門家の集団であり，我が国の最高レベルの学術的知見と技術を結集し，最新の知見を学協会規格に適時かつ適切に反映しており，最新レベルの学術的知見・技術の活用において中心的な役割を果たしています。

③ 学協会規格は安全性向上に資する知慧の体系であり，規制は，学協会規格の迅速な利用により安全規制の高度化を図ることができ，また産業界は，現場の状況等を適切に反映した学協会規格の活用により効果的かつ効率的に自主的安全性を向上させることができます。

学協会規格の構造において、二層構造の考えが示されている。たとえば、原子力学会標準委員会の標準には、基準と指針の二種類を設定している。「基準」は原子力安全確保にかかる活動を適切に実施するために必要な要求事項，実施方法等を規定し、「指針」は要求事項を定める段階にないもの、と説明[2]されている。また、電気協会には JEAC（電気技術規程）と JEAG（電気技術指針）が制定[3]されている。

3. 規格構造において重視すべき点

3-1. 規格間の関係

本稿では、これらの階層構造の形に注目するのではない。原子力に限らず一般的な法体系を描く際に、ピラミッド型で下位の規定が上位の規定に従った形式で表現されることは多い。「上位」「下位」という静的な概念ではなく、重要な点は相互に影響しあう要素がある、という点である。IAEA の Safety Standards は Wheel チャート[4]の形式で基本原則 SF-1 を中心に径方向に要求、ガイドと並べられている。これにならい「径方向の関係」と呼ぶこととする。そして学協会規格が扱う専門分野は広く多岐にわたるが、それらが完全に独立して、研究、開発、管理などの現場で進められていることはない。たとえば、リスク評価は計算するために行っているわけではなく、その結果からの知見を用いて設計や管理に活用することを目的とし、逆に設計や管理の実態を入力条件としてリスク評価を行っている。また、配管などの腐食管理においては、設計における材料管理はもとより、水化学管理、システムの運転管理など多くの使用状況を踏まえて設定されており、必要な事項を学協会規格などに規定している。このような関係をここでは「周方向の関係」と呼ぶ。

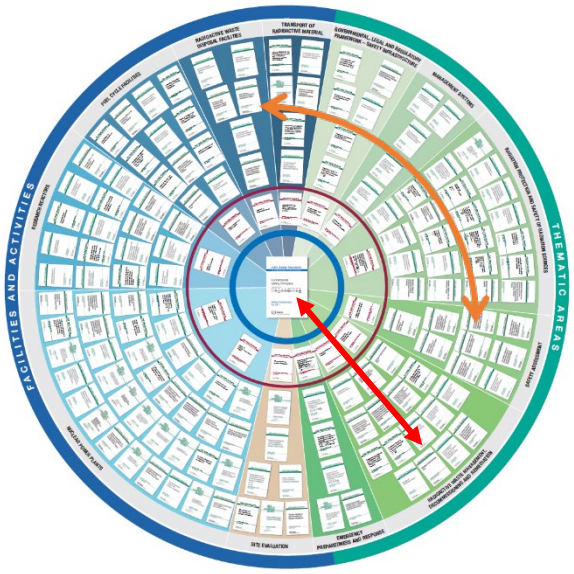


図１．IAEA 安全基準ホイールチャート

本稿でこの２つの関係性から、より有効で効率的な学協会規格の在り方を考える。なお具体的な例示を原子力学会の標準に則り説明する。ここで原子力学会は規格と称せず「標準」という表現を用いている。これは、規範的な規格のみならず、より基本的な概念や考え方まで含めて議論の対象とするためである[5]。

3-2. 径方向の関係

まず「径方向の関係」について考察する。標準には大きくみて、次の２つのパターンに分けられる。

・仕様規定として方法を規定している標準（例：水化学管理指針）
・基本的な考え方や手順を規定している標準（例：リスク情報を活用した統合的意思決定(IRIDM)実施基準）。

原子力学会の標準も含めて、学協会規格は、公平、公正、公開の原則に基づき議論し公衆審査を経て発行するものであり、学界、事業者、産業界だけでなく、規制の意見や見解も反映していくものである。学協会が規格策定において原則としている「公平」にその精神が表現されている。公平な関係性の中で、規制基準と学協会規格との関係は、原子力事業が許可認可の仕組みに基づくものであることから、重要である。規制委員会は、性能規定化された規制要求に対する容認可能な実施方法として学協会規格をあらかじめ評価することは規制審査の効率化に役立つ[6]としている。このことは、学協会規格の中から規制要求の仕様として使えると規制機関が判断するものを「技術評価」により用いる、ということと理解する。ここで誤解があってはならないことは、規制機関の技術評価にならなければ学協会規格として成立しないということではないことである。規制委員会の文面にも学協会規格を性能的な規制基準の仕様として定めることは記載されていない。そして、たとえば電気協会の原子力規格委員会の説明[3]にも、国が技術的な妥当性を評価したうえで規制に活用することがある、と記載されている。

しかし、規制基準の要求事項を全く無視して学協会規格を作成することは学協会規格策定の原則に反するものである。規格標準の対象とする活動により規制要求との距離が異なるので、必ずしも、すべての規格が規制との直接的な受け皿になる必要はないが、原子力安全の基本的な規範を規定している規制基準は内容を充分に理解し規格策定をすることは言うまでもない。

以上より、規制基準の「径方向の関係」と学協会規格のそれとは、それぞれ独立して存在すべきものであり、規制基準の下位に位置付けられる受け皿としての役割を学協会が担っているわけではない。とくに原子

力学会の標準は、原子力安全の基本的な考え方も含めていることから、具体的な方法などを規定している学会標準、他の学協会規格、さらに規制基準にも影響を与えるものである。たとえば、技術レポートとして発行している「原子力安全の目的と基本原則」[7]は規制機関、事業者、研究機関、プラントメーカー等、すべての関係組織とその活動が対象である。また検査制度や継続的安全性向上の議論で取り上げられているIRIDM 標準[8]は、全ての組織が行う意思決定において共通的に用いることのできる標準である。

ただし、実際の活動には、基本的な考え方や共通的な手順を規定した標準では不足することがある。必要に応じて具体的な活動を規定した規格が必要となる。これについては、水化学管理指針（PWR 一次系、PWR 二次系、BWR）の標準があり、それを受けて具体的な分析方法の標準を配している構成になっていることが例である。また、未だ標準委員会で議論を進めているものであるが、“原子力施設の廃止措置の基本安全基準”を定め、それを受けて廃止措置計画の策定や安全評価などの標準を制定していく構想が示されている。さらに、PRA（確率論的リスク評価）の標準については、2017 年から基本的な要件を規定した基準と具体的な方法を規定した指針に分けることが検討されてきている。これは PRA の特徴として、目的に応じたパラメータ設定や条件設定を柔軟に行うことがあり、唯一の方法を規定し、それ以外を認めないこととしてしまうと、様々な目的への PRA 活用を阻害してしまうおそれがあると考えたからである。現在、標準委員会でレベル 1 PRA 標準の改定の議論が進んでいるが、その完成により、新しい発想の方法論を標準化できることに期待する。このように、規格の「径方向」の階層構造には、実務の経験や目的を直接かつ柔軟に規定化できるという利点もある。

3-3. 周方向の関係

周方向、つまり分野間およびテーマ間の関係について考察する。たとえば、リスクインフォームドの耐震設計については、電気協会の原子力規格委員会耐震設計分科会にて JEAC4601 の改定として議論されている。しかし、ここで言う「リスクインフォームド」とは、地震 PRA の結果を使い耐震設計の妥当性を判断することではなく、地震 PRA から得られる地震ハザード評価や設備フラジリティ評価からの知見を耐震設計プロセスの適所の判断に用いること、さらにプラント全体のシステム設計への考慮も含む。そのような活動を行うには、原子力学会から地震 PRA の専門家も参加し規格を議論するか、あるいは耐震設計分科会と地震 PRA 作業会から少人数参加の WG を設け、地震に耐えられる設計だけでなく耐震安全を達成するための議論を行う、といった連携活動が必要であると考える。これには地震工学会と原子力学会標準委員会が協働で作成した「地震安全の基本的考え方」がベースになる。重要なことは PRA 標準を渡して説明し使うことを求めることではなく、両者（この場合は PRA 標準と耐震設計技術規程）の融合を如何なるコミュニケーションで進めるか、ということになる。

4. 原子力学会標準の役割

径方向と周方向の両方で、規制基準と規格の連携が重要であることを、上記で示した。これらが具現化されていけば原子力施設の安全確保、信頼性向上に繋がっていくと考えるが、標準はその中で更に重要な役割を果たすことができる。先に述べたように標準は基本的な考え方についても記載している。そのことから、径方向にも周方向にも、共通的な基盤として用いることができる。上述の、基本安全原則や IRIDM 標準は径方向にも周方向にも、基盤的役割を担えるものである。たとえば、IRDM 標準を受けて、リスクインフォームドの保守管理規程を策定することも有効である。PRA の結果から保守管理の方法を改良したとして、その成果を監視し問題が発生、あるいは予想した成果が出ない場合には改善策を検討する際に IRIDM のプロセスを適用する、という内容が考えられる。ただし、このような内容は個々の施設で決めたほうが良いということであれば学協会規格ではなく、民間ガイドラインを活用することも可能と考える。今回の標準委員会企画セッションでは別稿で事業者から民間ガイドラインの説明があるため、本稿では触れないが、学協会規格と民間ガイドラインとの間で十分なコミュニケーションが行われた上での分担で進めていけば、全体として使いやすいものとなると考える。

2020 年 10 月 13 日に開催された米国 NRC の Standards Forum（Webinar）では、「RIPB（リスクインフォームド・パフォーマンスベースド）における規格基準の調和」[9]というテーマが議論されている。複数の規格策定組織（Standards Development Organizations : SDO）の関与の必要性が提案されており、我が国においても、

リスクインフォームドの取り組みや活動の基礎となる品質マネジメントなどの効果的な実現に、学協会の協働が必要であると考える。

5. まとめ

学協会規格構造と規制基準の構造を、階層的な視点から分析した。そして、今後必要になる「連携」について必要な取り組み事項としてコミュニケーションを挙げた。さらに原子力学会の標準は、技術的な基盤として活用することができることも示した。１F 事故後の 10 年を経て、今後その先の 10 年、20 年を考えるとき、技術基盤を提示していく役割を担う学協会規格策定の会議体が協働していくことが、必須である。

参考文献

[1] 原子力関連学協会規格類協議会“原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化～事業者の自主的安全性向上の取組みを前提とする検査制度見直しを踏まえて～”平成 30 年 3 月 8 日

[2] 日本原子力学会“標準委員会の活動基本方針”平成 30 年 6 月 6 日

[3] 日本電気協会ホームページ“電気技術規定・電気技術指針” https://nusc.jp/jeacinfo.html

[4] IAEA, “Safety Standards” http://ns-files.iaea.org/standards/safety-standards-wheel-poster.pdf (2022 年 2 月 6 日)

[5] 日本電気協会、第 7 回原子力規格委員会シンポジウム講演資料 p.23、“標準委員会の規格策定に向けた取り組みと今後の戦略”https://nusc.jp/jea_sympo7.pdf (2022 年 2 月 6 日)

[6] 原子力規制委員会“原子力規制委員会における民間規格の活用について”平成 30 年 6 月 6 日 https://www.nsr.go.jp/data/000234253.pdf (2022 年 2 月 6 日)

[7] 日本原子力学会“原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則（AESJ-SC-TR005:2012)”

[8] 日本原子力学会“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019, (AESJ-SC-S012：2019)”

[9] NRC, 2020 Standards Forum “Harmonization of Codes and Standards under Unified Risk-Informed and Performance-Based Principles” https://www.nrc.gov/docs/ML2028/ML20282A560.pdf (2022 年 2 月 6 日)

---

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Standard Committee

2022年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類における役割と関係の整理 —リスク情報の活用に向けた組織間の連携—

Organizing the roles and relationships in codes and standards
- Interorganizational cooperation to use risk information -

（2）学協会規格の体系における電気協会の取組

(2) Role of the Japan Electric Association in the Standards for Nuclear Power Plant Operations

*阿部弘亨 [1,2]

[1] 東京大学　[2] 日本電気協会原子力規格委員会幹事

1. はじめに

日本電気協会では、原子力発電の保安及び関連する公衆の安全に資するため、1966 年に電気技術基準調査委員会 原子力専門委員会を発足させ、2000 年に原子力規格委員会（現委員長：東京大学 越塚誠一）へと改組させ、民間規格の策定活動を行っている。電力会社、メーカー、学術機関等、すべてのステークホルダーからの参画を得てこれまでに規定（JEAC）28 規格、指針（JEAG）31 規格を策定した実績を有する（2021 年 11 月現在）。本稿では、日本電気協会原子力規格委員会（以降、電気協会と略す。）の取り組みについて、その考え方、位置づけとリスク情報活用等について報告する。

2. 電気協会における規格策定の基本的考え方

原子力発電にかかる安全要求を図 1 に示されるような階層構造で考えることは良く知られている。最上位の安全原則は国の法律に該当し、基本原則を規定する。この原則に基づき種々の機器等の機能に対して求められる機能要求があり、これを適えるための性能規定がある。さらに仕様規定は要求される性能を達成するための具体的な仕様であり、さらに容認可能な実施方法によって構成される。そして上層を規制監督庁が、下層を民間規格等が担う。

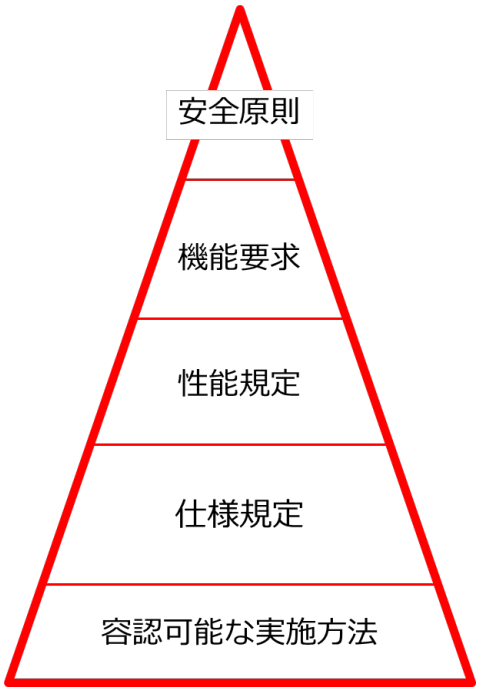


図 1．安全要求の階層構造

電気協会は、この階層構造の中で主として仕様規定および容認可能な実施方法に相当する規格を策定してきた。中には JEAC4111 のように性能規定に該当する規格もある。

原子力発電は従前より非常に広範な分野にまたがる総合工学であったが、福島第一原子力発電所事故以降急激にその範囲は広がっている。電気協会では、この広範かつ総合的な工学分野を、安全設計、構造、原子燃料、品質保証、耐震設計、放射線管理、運転・保守の 7 つの分科会に分け、規格の策定活動を行っている。2020 年の実績では、規格委員会および傘下の分科会、検討会を含めた委員会の開催実績は計 175 回、委員延べ数 932 名、常時参加者数 102 名（規制庁は含めず）となっており、ボランティアベースの活動にもかかわらず非常に大型でかつ活発といえる。

電気協会は、このような大きな組織体を支障なく運営し、公平、公正かつ効率的に規格策定をするために以下の原則に則って活動している。

Ⅰ．公衆の安全・健康・福祉のために活動し、これらを最優先に考えて知識及び技術を用いる。

Ⅱ．専門家として事実を尊重し、公平・公正に判断し、偏見なく忠実かつ正直に活動する。自己の専門能力の限界を正しく認識し、能力を適切に発揮することによって公衆に危害を与えないように努める。関係者の利害関係の相反の回避に努める。

Ⅲ．専門能力及び委員会の名声を向上させるよう努め、委員としての名誉を汚す行動を慎む。

Ⅳ．自らの専門能力の向上、他の関係者への知識の普及、及び円滑な世代交代に向けた人材育成に努める。

さらに上記の原則に基づき、規格の公平性、公正性、公開性の一層の強化を図るため、以下の項目を重要視し組織の改善活動を行っている。

・安全性向上を図る規格の制改定
・ステークホルダーとのインターフェイス
・検査制度見直しへの対応
・規制による技術評価への対応
・最新知見の迅速な反映
・公平性、公正性、公開性の一層の強化
・ピアレビューの導入
・技術倫理の徹底
・誤記をなくすための取り組み

3. 外部組織との関係性

尚、上記の基本的な考え方や重要視項目については独自のものだけではなく、様々な機関との相互作用によって年月をかけて醸成されたものである。特に最近では、原子力関連学協会規格類協議会、機械学会、原子力学会、電気協会の連名で以下のステートメントを発している。（以下、ステートメントという。）

・「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化」（2012 年 3 月 29 日）
・「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化～事業者の自主的安全性向上の取組みを前提とする検査制度見直しを踏まえて～」（2018 年 3 月 8 日）

電気協会は学協会規格類協議会ステートメントに沿った規格策定活動を進めており、規制当局及び事業者のニーズの把握を今後更に積極的に進めている。

当日は電気協会の規格策定活動の全体像、他機関との相互作用について概観し、規格の質向上に向けた取り組み、リスク情報活用に関する活動について報告する。

* Hiroaki ABE[1,2]
[1]The University of Tokyo
[2]Secretary of Nuclear Standards Committee, The Japan Electric Association

2022年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類における役割と関係の整理 —リスク情報の活用に向けた組織間の連携—

Organizing the roles and relationships in codes and standards
- Interorganizational cooperation to use risk information -

（3）学協会とステークホルダーの連携事例

(3) Collaboration among the stakeholders on codes and standards

*村上 健太
東京大学

原子力学会標準委員会が 2020 年に発刊したリスク情報活用の基本理念に関する標準は，様々な学協会規格やガイド類で引用され始めている。本稿では，既設炉の安全性向上における重要課題を取り上げて，リスク情報活用に関する規格類の連携の状況を分析し，良好事例と課題を抽出し，知識の標準化という観点からステークホルダーの連携に関する私見を述べる。

キーワード：Integrated risk-informed decision-making，長期運転，新知見，オンラインメンテナンス

1. はじめに

本稿では，リスク情報の活用という観点から原子力業界にとって重要な四つの事例を取り上げて，規格類の策定においてどのように学協会が連携したかを振り返る。事例をもとに，組織間の役割分担について議論するだけでなく，リスク情報を活用した統合的な意思決定（Integrated risk-informed decision-making）の理念に基づき，ステークホルダーの分析や，標準化において重視すべき要素の抽出を試みる。

2.リスク情報活用の基本理念の標準化

日本原子力学会標準委員会(AESJ)では 2016 年にシステム安全専門部会の下に統合的安全性向上分科会を設置し，リスク情報を活用した意思決定プロセスの標準的な実施基準を検討し，2020.年に「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」(IRIDM 標準）を発刊した。この分科会は従来の定期安全レビュー分科会を改組して構成されたが，リスク評価の専門家が委員や常時参加者として拡充されると共に，標準内のリスク評価に関する部分についてリスク専門部会の下に置かれた PRA 品質確保分科会が分担する形で制定された。これは AESJ 内部における連携の良好事例である。

IRIDM 標準は，業界内で確立されている良好事例を包絡する形で取り纏めたものというより，国際的なリスク情報活用の動向を把握して，先見性を持って幅広いステークホルダーの拠り所となるものを規定することに努めたものである。INSAG25 や IAEA-GSR part 2，米国の良好事例等がレビューされ，どのように国内の業務慣習と調和させられるか検討した。使用者を原子力事業者に限定せず，規制機関やプラントメーカが主語となっても本文規定が成立することを確認した。INSAG25 が解決することが難しい複雑な問題を主たる対象としているが，IRIDM 標準はあらゆるリスク情報活用に適用することを目指した。最初はドラフト執筆者の間でイメージを共有することに苦労したが，相互に意見を交換しながら合意点を探る作業を繰り返して完成させた。

同時期に日本電気協会原子力規格委員会(JEA)ではマネジメントシステム規定 (JEAC4111) 等の改訂が行われていた。ここでは，単に品管規則の改訂を反映させることではなく，GSR-part 2 の制定に至った議論等をレビューして必要な項目を日本のマネジメントシステムに織り込むことが目標とされていた。AESJ と JEA の間で公式の意見交換は行われなかったものの，個人レベルでは相互に検討内容を共有することができた。これは，コアメンバーが原子力安全推進協会(JANSI)に集中していたこととも関係している。

なお，IRIDM 標準は意思決定プロセスの標準であり，PRA の結果は判断材料の一部である。ISO9001 や ISO31000 の文脈においてリスクは「不確かさの影響」と定義されており，具体的な問題に対して不確かさの影響を織り込みながら判断を行う方法論が規定されている。INSAG25 において判断材料はキーエレメントと

呼ばれており，その一番目は「規制規則や規格基準類」である。事業者と規制機関は，それぞれ意思決定を積み重ねることによって業界規格や規制基準を築き上げてきたとのであり， IRIDM プロセスは互いに相手の意思決定を尊重し合うことを前提としている。そのうえで，判断が難しい問題を解決するためのプロセスを IRIDM 標準は丁寧に規定している。

3. 長期運転を実現するための学協会の連携

AESJ システム安全専門部会は 2020 年に長期運転体系化タスクを設置し，将来的な長期運転（60 年超運転も含む）の実現のために必要な標準類が整備されているかの検討を行った。この検討の発端は PLM 分科会の所掌する「原子力発電所の高経年化対策実施基準」（PLM 標準）において，IAEA-SSG48 相当のマネジメントの考え方を取り込むべきではないかとの議論である。PLM 標準は, JEA のマネジメントシステム規定 (JEAC4111) 及び保守管理規定 (JEAC4209) と併用されるため，マネジメントの考え方を PLM 標準に織り込むためには電気協会との意見交換が不可欠であった。そこで, JEA 品質保証分科会, JEA 運転・保守分科会, AESJ PLM 分科会, AESJ 統合的安全性向上分科会から参加者を募って，計 6 回の議論を行った。

AESJ 側は国内の長期運転関係の規制規則類及びそれに対応する民間規格や事業者ガイドを網羅的に調査し，それを IAEA が推奨する定期安全レビュー型の長期運転体系と対比させて，過不足を検討する作業を実施した。これは米国の IRRS ミッションにおいて USNRC がライセンスリニューアル制度の妥当性を説明した手法 [1] に倣ったものである。一方，JEA からは大詰めを迎えていた JEAC4201, JEAC4209, JEAG4210 の改定作業において国際標準等を（ドラフトの段階のものも含め）どのように織り込んだか丁寧にご紹介頂いた。

IAEA-SSG48 は，経年劣化の評価と施設管理の両方の側面を含む国際標準であり，日本では PLM 標準と JEAC4209 の両方に，その内容が分散して標準化されている。分散していることの問題は一定程度認められるものの，これらの規格はどちらもエンドース経験があり，業務慣行を考えると両者を統一した標準を作るような改定は弊害が大きいと判断された。したがって，タスクではプラントが長期運転の期間を踏まえても技術基準規則のすべての項目を満足していることを合理的に示すために必要な方策を提言するに留まった [2]。

JEA と AESJ の共同作業の結果, 具体的な提言には盛り込まれないものの明らかになったことも多くある。まず，能動的な意見交換を行うには，対等な立場は意識するものの，いずれかの機関が目的意識（例えば標準改定に必要な情報収集）をもって強いイニシアティブをとる必要がある。長期運転という観点で網羅的に規格類やガイドを確認していったところ，被引用側が認識していない引用関係も発見された。引用関係や参考図書としての言及に関する情報を一元的に把握する仕組みには検討の余地がある。「体系化」と大上段に構えると相互に警戒感が生まれるので，まずは「勉強会」的なアプローチから始めるのも一案である。

こうした学びも踏まえて，長期運転に関係した米国の取り組みを網羅的に理解して標準に取り込むための「第二期長期運転体系化タスク」がシステム安全部会によって承認され，今年から活動を開始している。

4. 新知見の反映とリスクマネジメント

ISO-9001 においてリスクは「不確かさの影響」と定義されており，「期待されていることから、好ましい方向又は好ましくない方向に乖離すること」と説明されている。既設炉の安全にかかる問題を解くには，許認可取得時の知見に照らして安全とされた判断された問題を再び取り上げ，運転期間中に得られた新しい知見によって不確かさを再評価し，安全性が検証された範囲を再設定するというプロセスである。必ずしも PRA を利用する訳ではないが，IRIDM 標準のプロセスに従うことで，効率的に処理することができる。特に，原子力発電所の高経年化対策実施基準（PLM 標準）や経年劣化予測に使用される規格類の改訂においては，IRIDM プロセスを意識することが有用である。

IRIDM 標準は INSAG27 が推奨する構造を意識しながらコミュニケーションや文書化，専門家や第三者の活用に係る要件等を規定している。INSAG27 は堅牢で深層的なステークホルダー構造を活用して安全性を向上させることを提案している。この構造の主要なサブシステムは産業界及び規制機関におけるピアレビューであるが，例示されたステークホルダーには非政府組織及び「原子力に特別な関心を寄せるグループ」も含まれる。これらステークホルダーからの挑戦(Challenge)に対してきちんと説明責任(Accountability)を果たすことは，組織文化の特徴を踏まえながら着実に安全性を向上させるために大切である。例えば，米国における

原子炉監視プロセスの導入に当たっては，このカテゴリーに分類される専門家が大きな貢献を果たした。

原子炉圧力容器の照射脆化管理は長期運転のために重要な項目の一つだが，対象機器が重要であることに加え，劣化現象自体が材料科学や固体物理学の研究テーマとして興味深いこともあり，幅広い関係者から注目を集めている。原子力業界に批判的な学者の中には，電気協会の原子炉構造材の監視試験方法（JEAC-4201）の制定根拠を問い合わせたり，そこに記載されている中性子照射による関連温度移行量の予測式を批評する論文を執筆したりする方もおり，その知見が行政訴訟に繋がっている。事業者団体である電気協会が所掌する規格であることも，JEAC4201 を批判しやすい状況を作ることに一役買っているのかもしれない。

現在進行中の JEAC4201 の改訂は，日本におけるステークホルダーインボルブメントの良好事例になる可能性を秘めており，その発刊に大きな期待を寄せている。この規格は最新の監視試験データと研究成果に基づいて改訂が進められている。これまで同様 JEAC4201 に採用される関連温度移行量の評価式は電力中央研究所（電中研）の研究成果に基づいているが，今回の改訂プロセスには様々な工夫が見られる。電中研の研究結果はこの分野でもっとも権威ある学術雑誌の一つに査読付き論文として掲載されており [3]，そこに至るまで何度か学会発表も経ている。また，電中研式を外部評価する委員会が溶接協会に設置され，国内の著名研究者たちによるレビューを受けている [4]。更に，材料研究の性格の強い電中研式をエンジニアが使いやすくするための改定が JEA の検討会において提案され，その妥当性が JEA で工学的な観点から審議されるという手順を踏んでいる。

著者は材料照射の専門家でもあるので，JEAC4201 の制定プロセスには迅速性に欠けるのではないかというもどかしさを感じたこともある。しかし，辛辣なコメントを受け付けつつ慎重に定式化を行ったことは，ステークホルダーに対する説明責任を真摯に受け止めていることの証左であり，高く評価するべきだと考える。規格発刊後にこの規格の制定に至る意思決定プロセスがレビューされ，教訓が共有されることを強く期待している。AESJ 側ではその教訓を分析して，IRIDM 標準や PLM 標準の改定に生かしたい。

5. オンラインメンテナンスの実現に向けた取り組み

オンラインメンテナンス (OLM) の実現は，原子力業界において期待されているリスク情報活用の代表例である。 JEAG4210 には「発電用原子炉施設の安全性，電力の供給信頼性を確保しつつ，経済性も考慮した保守管理を実施するためには，『(IRIDM 標準 注 本文中では正式名称)』のプロセス等を参考にリスク情報を活用した意思決定をすることを推奨する」と明記されている。また機械学会の最新の研究報告書の内容も反映している。これらは関連規格及び最新知見の迅速な反映に関する良好事例である。

JEAG4210 の改訂は，新検査制度の導入にも対応している。新検査制度の導入にあたっては複数の規制規則が改訂されたが，OLM との関係で保安規定の審査基準の変更は注目に値する。従来の規制基準（原規技発第 1306198 号）では，保守管理と運転上の制限に関する記載の両方において「予防保全を目的とした保全作業について、やむを得ず保全作業を行う場合には、法令に基づく点検及び補修、事故又は故障の再発防止対策の水平展開として実施する点検及び補修等に限ることが定められていること」と規定されており，いわゆる OLM を認めないことが明示されていた。現在の審査基準（原規規発第 1912257 号-4）は，当該箇所の表現が「LCO が設定されている設備等について、予防保全を目的とした保全作業をその機能が要求されている発電用原子炉の状態においてやむを得ず行う場合には、当該保全作業が限定され、原則として AOT 内に完了することとし、必要な安全措置を定め、確率論的リスク評価等を用いて措置の有効性を検証することが定められていること」と変わっている。やむを得ずという表現は残っているものの，表現自体はかなり緩和されており，規制への説明次第では状態監視保全を中核に据えた施設管理が認められる余地があるように読める。

保守管理指針は機械学会の研究成果に基づいて炉心損傷頻度の増分と格納容器機能喪失頻度の増分を判断基準に設定し，基準を満たす機器の OLM を推奨している。同様の数値目標は IRIDM 標準の附属書内でも使用されており数値自体に問題はない。しかし，このアプローチでは規制規則類の要求を満たさない（つまり，保安規定を改定して OLM を導入することが審査基準における「やむを得ない」状態であると見なせない）ので，JEAG4210 の記載は IRIDM 標準の要求事項を満足していない。

現行の規制要求下で“OLM 的な活動”を実現するのは容易でないものの，様々なキーエレメントの組み合わせを考えれば可能性が見えてくる。まず，限界を決めずに安全上重要な機器の可用性を常時モニタリング

する手段を検討する。次に，モニタリングの信頼性を踏まえて，その機器が技術基準規則を満たした状態を維持できる「一定の期間」を大幅に延長した保安規定案を策定する。更に，可用性は損なわれていないものの，その前兆の可能性がある状態を自主的に定義する。一定の期間の延長する機器については，長期間の連続運用経験が乏しいことを踏まえて，トラブルの前兆の可能性を検知した際には AOT 内で保全が完了できることを事前に確認しておく。また，当該機器を停止した場合のリスク増分も予め評価する。加えて，時間基準保全から状態監視保全へ切り替えることによる組織やセキュリティ面での考察も行い，複数の確度から公衆安全への影響を評価すると共に，対策コストや作業に伴う従業員被ばく等も算出する。そして，すべてのキーエレメントを統合して選択肢の優劣を判断する。JEAG4210 は，OLM の利点として「保全作業の実施時期を分散することで，作業量の平準化による作業品質の向上及び作業間の調整ミスによる安全機能の喪失防止が期待できること」等を例示しているので，これらの良い影響は組織に関する考察の項目で適切に組み込むことができる。これらを纏めると，“OLM 的な活動”による稼働率向上を実現するには，米国流のアプローチをそのまま輸入するのではなく，時間基準保全という炉規則の建付けを尊重したうえで，機器のモニタリングを主役とした施設管理の優位性を多基準分析で示すことが必要である。

この事例は，規格類においてデリケートな問題を扱う場合，相互に新刊状況を把握して引用し合うだけでは不十分であり，執筆者同士の緊密なコミュニケーションが必要であることを示唆している。AESJ 統合的安全性向上分科会には施設管理の専門家が限られており，OLM 実施において何がボトルネックになりそうかをイメージしながら標準を書き上げるにはやや力不足であったように思う。AESJ では IRIDM 標準の改定の際に今回の教訓をどのように取りこむか検討する必要がある。JEA 運転・保守分科会の事情は良く分からないが，エンドース経験のある図書の構成や内容を大きく変えることを躊躇する気持ちは想像に難くない。しかし，既存の原子力施設を効率的に運用するための障害となっている問題に正面から取り組むためには，意識的に学協会の壁を取り払う必要があるのは明白である。

6. 学協会規格とステークホルダーの役割分担に関する私見

政策的な意思決定におけるリスク情報の活用をめぐる議論では，伝統的に「知識の生産者は誰か」という問いが重要視されてきた。すなわち，検証可能性の観点から，原子力プラントという「実験室」でのみ取得可能なデータ（例えば，機器の故障率）を利用して政策的な意思決定を行うことには慎重であるべきだという考え方である。この古い問題は，品質マネジメントシステムに関する規制要求によってある程度まで解決することができる。また， PRA をフォルトツリー解析 (FTA) と混同した議論は，きちんと修正する必要がある。PRA は事故進展シナリオの予測に関する多様な知見を統合して形作られてきた安全評価技術であり，事業者の「実験室」から得られた情報だけで作られるのではない。また，確率論を採用することで，不確かさの大きな知見も無視せずに取り込むことができるという利点がある。したがって，PRA に関連した標準は幅広いステークホルダーが獲得した，十分に成熟したものだけではない先導的な研究成果を持ち寄って作るべきである。したがって，原子力の専門家集団である AESJ が先見性をもってリスク評価やリスク情報活用の標準化に取り組むのは適当である。

一方，AESJ 標準の中には，関与するステークホルダーが限定的なものや，原子力業界における良好な慣習を丁寧に文書化したものも存在する。当然のことであるが，標準活動を通じて蓄積した知識が共有され，より不確かさが小さな知識基盤が構築されることで，ステークホルダー全員の意思決定プロセスが合理化される。貢献度の大きなステークホルダーにとっては，自身の慣行が標準化されるので，より大きな利益を享受することが期待される。こうした標準策定の基本的な理念に立ち返って，“学会標準”として位置付けるべきものを再考したい。

JEA は業界団体であり，JEA 規格類の性格は学会標準とは少し異なると思われる。その多くは合理的に規制基準を満足するという目的のために制定されているが，より広いステークホルダーの関心を集めるものもある。例えば，原子炉圧力容器の監視試験結果は事業者だけしか取得できない知見だが，多くのステークホルダーの関心が向けられる情報である。事業者の「実験室」から得られた知見が主役となって作られる規格の管理を業界団体に委ねることは理にかなっている。この場合も，規制機関のみを主要なステークホルダーとみなしてその動向に迅速に対応するのか，より幅広いステークホルダーのチャレンジに応えるために慎重

に制定するのかを区別する必要がある。前者は業界団体のガイドラインに，後者は厳格なデュープロセスを経た規格基準に，より相応しいと考える。規制規則類の大改革から 10 年が経過するのを契機に JEA 規格を徹底的に棚卸して，迅速性とステークホルダーの観点からエフォートを再分配することが必要だと考えている。

著者は JSME 規格の策定プロセスに関与したことがないので，その位置付けについて前記二団体ほど強い意見は持たないが，学会規格という意味では原子力学会に近い位置づけだと認識している。海外組織（特に ASME）との関係や，他業界（例えば火力発電）との関係において，AESJ 標準との役割分担が見出せるだろう。知識の生産と利用という観点では，AESJ が対象とする分野よりも成熟した技術や慣行を規格化する傾向が強いのが特徴である。その多くがエンドース経験を有するものであるという特徴を踏まえると，業界規格との違いを再考するべき時期に来ているのかもしれない。

なお学会活動は個人の資質に基づいて行われるものである。一方，知識は組織の活動の中で育まれるという性質もあり，学会標準の策定活動では偏りを防ぐ等の目的から委員の所属バランスを考慮するが，個人を重視する原則は維持されている。現在，原子力規制庁は委員として標準策定に関与しない方針を採っているが，これでは他のステークホルダーの努力に対する“タダ乗り”になる懸念もある。規制エンドースのような厳格なプロセスは経ていないかもしれないが，事業者やメーカ等も組織内で検討を行ったうえで学会標準の使用可否を判断している。原子力安全に関する知識基盤の構築には多様なステークホルダーが関与していることを踏まえ，規制機関は標準活動に対するポジションを定期的に見直すべきである。

規制基準の大変更から 10 年が経過し，標準活動は変換点を迎えている。業者と規制機関がそれぞれ積極的にガイドを発行することを，環境変化に対応したアジャイルな活動だと前向きにとらえたい。役割分担に関する原理原則に基づいた議論を深化させることに加え，販売数を含む利用実態の丁寧な調査が必要ではないか。業界規格の場合は特に，各事業者のマネジメント文書内での引用件数が大切である。既にマネジメント文書に織り込まれた規格で，今後も変更が予想されないものは廃刊にすればよい。例えば，AESJ の原子力発電所の定期安全レビュー実施基準は，経過措置 PSR という規制上の位置づけは存在したものの，各社における引用状況を調査したうえで廃刊することができた。会議の運営，草稿のバージョン管理，投票，転載許諾の取得など，標準策定プロセス自体をデジタル化すれば，関係者のエフォートを技術的な内容の向上に集中させることができる。現在，規格類評議会において規格基準の策定活動に関するピアレビューが実施されている。一巡した段階で得られた教訓を総ざらいしたうえで，幅広いステークホルダーを巻き込んで思い切った投資を行い，デジタル化を進めることはできないか。最後に，効率化を言い訳にして怠慢に陥ることがないよう，関係者がリーダーシップを発揮しあうべきことも強調しておきたい。コードエンジニアの価値と責務を標準策定者自身が高く評価することこそ，役割分担と効率化の議論の土台となるべきである。

付記

著者は日本原子力学会(AESJ)と日本電気協会(JEA)の双方で規格類に関係した幾つかの委員会に所属しているが，本稿は著者個人の意見を述べるものであり，いずれかのグループの意見を代表したものではない。

参考文献

1) U. S. Nuclear Regulatory Commission. https://www.nrc.gov/docs/ML1125/ML112510453.pdf
2) 日本原子力学会 システム安全専門部会 資料 STC-56-04-4, 2021 年 8 月 4 日
3) Y. Hashimoto, Journal of Nuclear Materials, 553 (2021) 153007.
4) 日本溶接協会 原子力研究委員会 IET 小委員会 http://www.jwes.or.jp/mt/kenkyu/ae/pdf/iet20220106.pdf

*Kenta Murakami The University of Tokyo

(Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[2D_PL04] Discussion on specific future efforts

Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Hiroaki Abe[3], Kenta Murakami[3], Keiji Matsunaga[4], Haruko Sasaki[5], Yasunori Yamanaka[6] （1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. Utokyo, 4. TOSHIBA ESS、5. NRA, 6. ATENA）

これまでの当委員会の活動から、規制基準、学協会規格及び民間ガイドの関係に着目し、原子力安全に関わる関係者（規制、事業者、学協会等）の技術基盤を、どのような体制・仕組みで整備していくかの具体的な議論が必要になっている。具体的な規格類の例として、リスク情報を活用した統合的意思決定により多面的な分析を駆使して俯瞰的に判断し、対応策を実施することが挙げられる。そこで、組織間の連携の課題としてリスク情報活用に向けた活動や規格類の開発への取組に焦点を当て、当委員会に加えて、規格策定に係る日本電気協会及び日本機械学会、さらに規制当局及びATENAを交えて意見交換を行い、今後の規格基準類の整備に役立てる。

©Atomic Energy Society of Japan

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 Komiyama[1] (1. UTokyo)

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

*Kei Shimogori[1] (1. IEEJ)

[3D_PL03] Economics of the power sector with renewables

*Yuji Matsuo[1] (1. APU)

[3D_PL04] Japan's Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality

*Yu Nagai[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL05] Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society

*Yasuo Komano[1] (1. MHI NSE (retirement))

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

Kei Shimogori[1], Yuji Matsuo[2], Yu Nagai[3], Yasuo Komano[4], Chair: Ryoichi Komiyama[5] (1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」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迫と、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迫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。

*Ryoichi Komiyama
The Univ. of Tokyo

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」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]
[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-CO_2 の排出削減、CO_2 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 Shimogori[1]
[1]The Institute of Energy Economics, Japan

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」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。

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

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 LCOE と呼ばれるものとなる。

式(1)より、LCOE は

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

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。

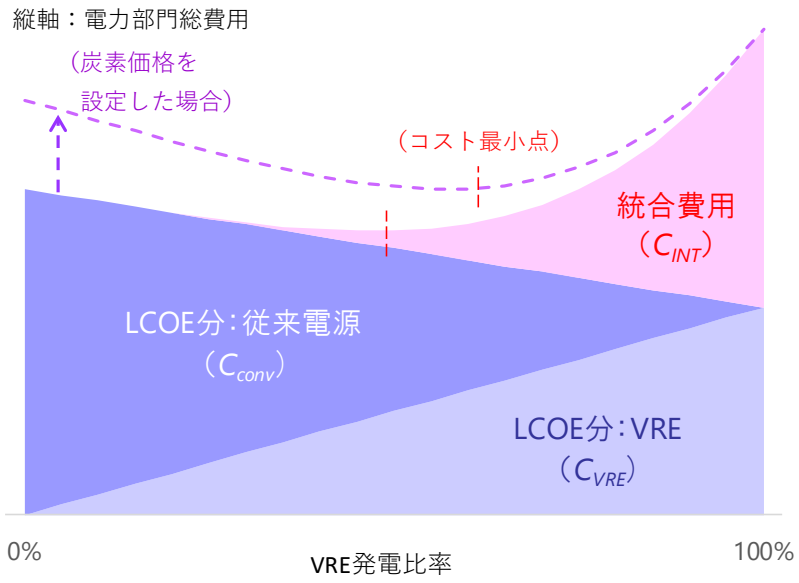


図 1　統合費用の概念

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。

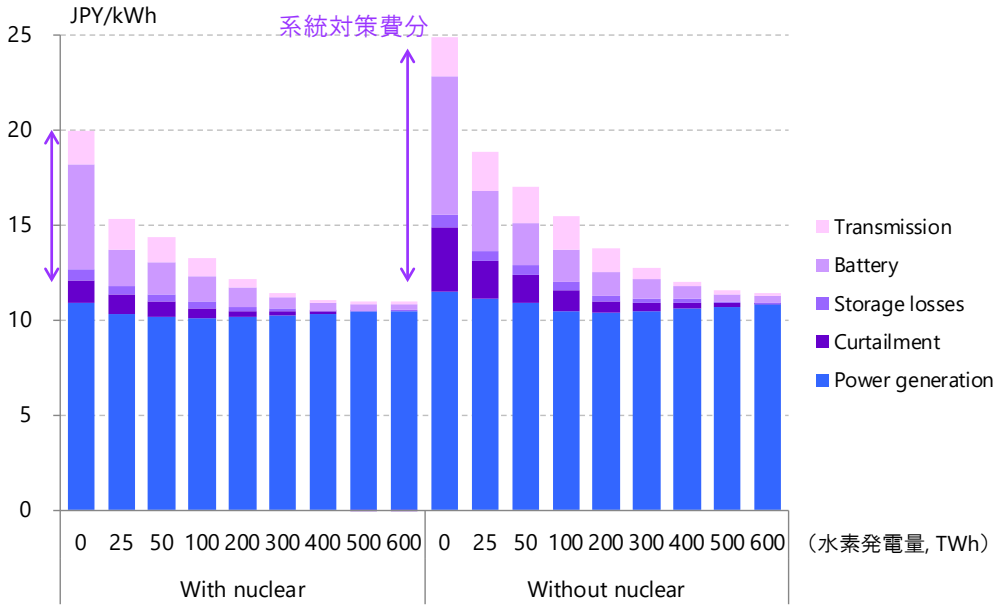


図 2　統合費用の評価例（Matsuo et al., 2019）

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 *x* kWh 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（*x* kWh）ではなく、火力が減少した量（*x'*kWh）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	バイオマス（混焼、5%）	バイオマス（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）	9.8～17.2（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）	9.5～10.8（9.4～10.8）	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

（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かにより、幅を持った試算としている。例えば、太陽光の場合「2030年に、太陽光パネルの世界の価格水準が著しく低下し、かつ、太陽光パネ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」や「太陽光パネ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）グラフの値は、IEA「World Energy Outlook 2020」（WEO2020）の公表済政策シナリオの値を表示。コジェネは、CIF価格で計算したコスト。

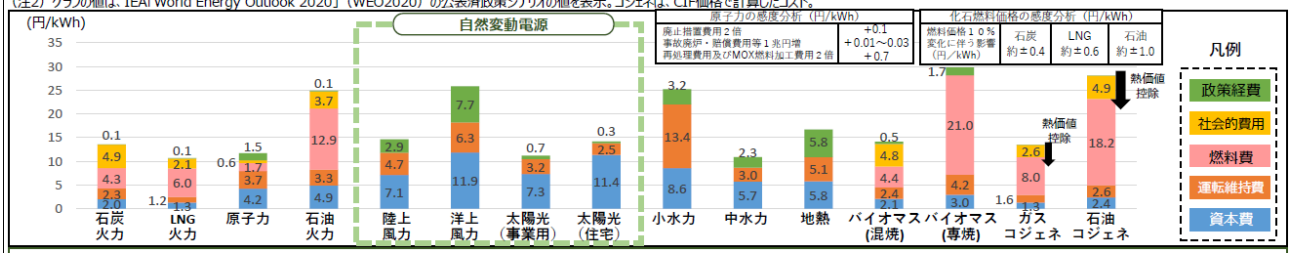


図 3　LCOE の試算結果（発電コスト検証ワーキンググループ, 2021）

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。

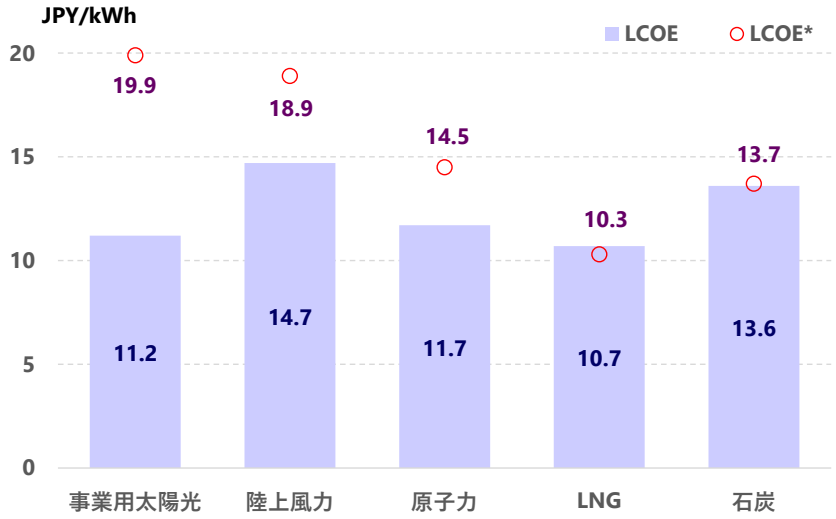


図 4　LCOE の試算結果（発電コスト検証ワーキンググループ, 2021）

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、電力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 MATSUO[1,2]

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

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」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 380G W（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 Nagai[1] and Kenji Asano[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」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 SDGｓ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 SDGｓ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、±10%ステップ状負荷変化や±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%⇔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、１７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、ＳＤＧｓ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）

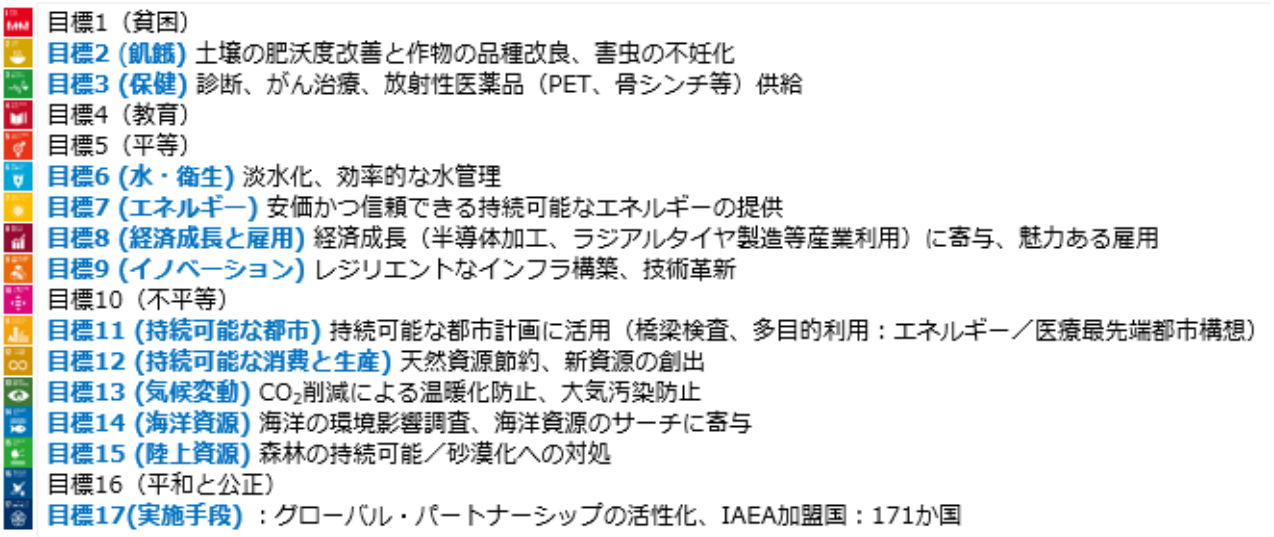


図２　原子力技術の SDG s への貢献

* Yasuo Komano
[1]OB 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 Shimogori[1], Yuji Matsuo[2], Yu Nagai[3], Yasuo Komano[4], Chair: Ryoichi Komiyama[5] （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。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1E_PL] Ethics to realize the Well-Being

considering from repeated ethical issues

Chair: Ichiro Teshiba (HGNE)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Continued consideration of ethical issues

*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

[1E_PL02] Science and Engineering Ethics 2.0

*Jun Fudano[1] （1. Waseda Univ.）

[1E_PL03] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

倫理委員会セッション

ウェルビーイングを実現する倫理 ～繰り返される倫理問題から考える～

Ethics to realize the Well-Being -considering from repeated ethical issues-

（1）倫理問題についての継続的検討

～組織文化の観点，ポジティブ倫理の観点など～

(1) Continued consideration of ethical issues

-Perspectives on organizational culture, positive ethics, etc.-

*神谷 昌伸[1]

[1]日本原電

1. 倫理委員会の活動

一般社団法人日本原子力学会（以下「本会」）倫理規程は，倫理規定制定委員会[1]での検討を経て，2001 年 6 月に制定され，本会倫理委員会（以下「委員会」）は，倫理規程制定の目的と精神をフォローアップする組織として，2001 年 11 月に本会の常置委員会として設置された。

委員会は，倫理規程改定案の作成，倫理問題の事例集の発行や研究会等の実施，倫理問題に関する意見の表明等を主な任務としている。倫理規程はこれまで 7 回改定しており，改定の経緯や，倫理問題に関する委員会による意見表明等は，委員会 HP[2]に掲載している。

倫理規程の制定と委員会の設置から 20 年が経過した節目を捉え，委員会として 20 周年の企画を進めている。日本原子力学会誌（アトモス）2021 年 12 月号から連載企画「倫理規程制定 20 年を迎えて」と題して，約 1 年の予定で本会内外の識者からの寄稿を開始した[3]。倫理研究会は，コロナ禍の影響でここ数年実施できていないが，20 周年企画としてのシンポジウムを 2022 年秋以降に開催するべく検討を進めている。

2. 東電事案の検討

最新の倫理規定は 2021 年 5 月に改定されたものだが[4]，その改定案の意見募集を開始した後の 2021 年 1 月以降，東京電力 HD（以下「東電」）柏崎刈羽原子力発電所の安全対策工事未完了問題，ID 不正使用問題，核物質防護設備の機能の一部喪失問題が相次いで発覚した。これらは，原子力関係者にとっても驚きの事案であり，立地地域をはじめとした社会にも大きな影響を与えている。これら事案を踏まえての検討は，最新の倫理規程に十分に反映できていないが，倫理の観点から議論することの重要性を委員会内で共有し，通常の委員会とは別に，業務時間外に，自由参加の Web ミーティングの場を設定し，2021 年 2 月以降，自由討議を積み重ねた[5][6]。また，本会 2021 年秋の大会では，「よりよい組織文化を目指して～倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える～」と題した倫理委員会セッションを企画し，核セキュリティ文化等について討論を行った[7]。

その後，2021 年 9 月 22 日に東電から「「ID カード不正使用および核物質防護設備の機能の一部喪失に関わる改善措置報告書」等[8]が公表されたことを踏まえ，本件について委員会としての意見表明を行うこととし，同報告書を読み込むこと等により，検討を進めることとした。

本予稿締切り段階では，以下の観点を抽出し，倫理規程に照らしてとりまとめる方向で検討している。

・行動原理の観点（倫理規程憲章１），公衆優先原則・持続性原則の観点（倫理規程憲章２）

・リーダーシップの発揮の観点（倫理規程行動の手引１－３）

・組織文化の醸成の観点（倫理規程憲章７）

・学習する能力の観点（倫理規程憲章５専門職原則ほか）

*Masanobu Kamiya[1]

[1]The Japan Atomic Power Co.

3. 本会倫理規程の特徴の考察

著者は，本会 2021 年秋の大会の倫理委員会セッションで，倫理規程制定・改定の変遷等を踏まえて，倫理規程の主な特徴として，下記の「積極的な倫理」と「組織文化の醸成」があることを考察した[9]。

なお，積極的倫理に関しては，技術者倫理の専門書[10]で詳しく解説されている。

積極的な倫理（ポジティブな倫理、積極的倫理）

○**「やってよいこと」を訴求**する倫理

「やってはならない」に類する文言は、2001 年制定時で 3 箇所、2021 年改定でも 3 箇所と非常に少ない。（本会倫理規程と同程度の文字数の倫理規程を公表している他の学会では、「やってはならない」に類する文言が 17 箇所という例あり）

○「**チャレンジ**」「**チャレンジ精神**」という文言を 2003 年改定から使用。

現行規程（2021 年）**前文**

…もって常に現状に慢心せず，広く学ぶ姿勢と俯瞰的な視野を持ち，**チャレンジ精神**と不断の努力をもって，より高い安全性を追求し，豊かで安心できる社会の実現に向けて，積極的に行動する。…

行動の手引　**1-2 不断の努力と可能性へのチャレンジ**

会員は，研究，開発，利用，教育等における諸課題の解決のために不断の努力を払うとともに，常に更なる向上を目指し，俯瞰的な視野を持って，**新たな可能性にチャレンジする**。

○東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「１F 事故」）後の 2014 年改定の検討の際に議論がなされ、原子力の負の側面にもしっかりと向き合うことと同時に、本会の活動の目的である「公衆の安全をすべてに優先させて、原子力および放射線の平和利用に関する学術および技術の進歩をはかり、その成果の活用と普及を進め、もって環境の保全と社会の発展に寄与すること」に立ち返って考えるならば、**原子力学会の会員の倫理観は、「○○してはならない」にとどまらず、「○○をしよう」といった前向きな、積極的なものを含めることが必要と考えるべき**であることが確認されている。

http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_05_/

よりよい安全、よりよい倫理的行動のための組織文化

○2001 年制定時から、安全のための組織のあり方や体制整備の重要性について訴求している。2005 年改定で「**組織の文化**」という用語を初めて使用し、理由として「**倫理に関わる問題を自由に話し合えるかどうかは、「風土」とか「雰囲気」といった「組織の文化」の醸成がまず必要**」とされている。

○2005 年改定の検討以降、より広い視野で考え、行動できるようにとの観点から、「安全文化」という用語では意味合いが狭まってしまう可能性があると考え、また、協力会社まで含めた幅広い関係者を念頭においた場合により分かりやすい言葉とすることがよいと考えたことから、「**組織文化**」という用語としている。IAEA でも、近年、「安全に寄与する組織文化」という使い方をしている。

○１F 事故後の 2014 年改定では、**憲章 7 として「組織文化の醸成」を独立**して掲げ、その重要性を強く訴求し、関連する行動の手引を整理している。

○また、2014 年改定では、憲章 7 にぶら下がる行動の手引の半数に「**組織の運営に責任を有する会員**」との主語が盛り込まれており、１F 事故を踏まえた当時の検討の思いが込められている。

○2018 年改定では行動の手引 1-3 で「**リーダーシップの発揮**」が謳われ、「組織文化の醸成」と表裏の関係での訴求が整えられている。

4. ポジティブ倫理であることの心配事

著者は，ポジティブな倫理，積極的な倫理，志向倫理に共感する立場である。

一般論でいえば，本会のような技術系の学協会が倫理規程（倫理綱領）を制定する理由に「技術者の社会的地位の向上を図る試みの一環」「自分たちが社会の中で重要な役割を担っているということをより多くの人々に知ってもらう」「倫理綱領はそれを採用する学協会のメンバーが目指すべき目標の表明で，その目標の

実現に向けて努力することを社会に対して約束するということを主な役割としている」[11]があり，技術者の地位向上という観点からも，著者は，ポジティブなアプローチ，あるいは「誇り高い技術者になろう」[11]などのコンセプトは重要と考えている。本会倫理規程も，2021 年 5 月の改定において，あらためて専門職原則の重要性を確認した。

> 倫理規程 憲章５．専門職原則
> 会員は，原子力の専門家として誇りを持ち，携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また，その成果を積極的に社会に発信し，かつ交流して技術の発展に努めるとともに，人材の育成と活性化に取り組む。

一方，心理学の知見からは，人は忘れやすい，慣れ易い性質をもっている[12]。また，嫌なことや悪いことにいつまでもくよくよせず，前向きに生活しようとすることは，生活の質（QOL）によい作用をもたらすと考えることもできる。「要するに自分にとって都合のいい思考をするという性質を人間は持っているのです。これは「忘れっぽさ」と同じように、よくいえば人が前向きに生きていくための性質といえるかもしれません。しかしこの性質はまた、事故や失敗を引き起こす困ったものでもあります」との指摘[13]もある。

2021 年 5 月の倫理規定改定の際に，前文に１F 事故のことを固有名詞として明記した。これは，原子力に携わる者が，１F 事故やその原因・背景，事故のもたらした様々な影響を決して風化させずに，将来にわたって向き合っていかねばならないとの思いからである。原子力の事故や不祥事は繰り返し生じている。１F 事故以降も。ポジティブな志向が，風化させてはならない負の側面を早々に彼方に追いやっていないだろうか。

ポジティブな倫理と，上記のような人の性質との関連，ポジティブで前向きな志向が技術者の集団思考や組織文化に与える影響についても考え続けていきたい。

> 倫理規程 前文（抜粋，下線は著者による）
> 会員は，自らの携わる技術が，正の側面によってより社会貢献するために，東京電力福島第一原子力発電所事故が長期にわたって環境や社会に負の影響をもたらしていることや，廃棄物，核セキュリティ等の問題があることを絶えず思い起こし，技術だけでは解決できない問題があることも強く認識する。もって常に現状に慢心せず，広く学ぶ姿勢と俯瞰的な視野を持ち，チャレンジ精神と不断の努力をもって，より高い安全性を追求し，豊かで安心できる社会の実現に向けて，積極的に行動する。

注釈および参考文献

[1] 倫理規定策定委員会の呼称は「倫理規定」で，制定段階で「倫理規程」とされた。
[2] http://www.aesj.or.jp/ethics/
[3] 中島健，倫理規程は必要ですか，日本原子力学会誌, Vol.63, No.12, 2021.
上坂充，倫理を見つめなおして，日本原子力学会誌, Vol.64, No.1, 2022.
関村直人，継続的な安全性向上を担う標準と倫理，日本原子力学会誌, Vol.64, No.2, 2022.
[4] 倫理委員会，日本原子力学会倫理規程の改定 2021 年改定の概要，日本原子力学会誌,Vol.63, No.9, 2021.
[5] 大場恭子，日本原子力学会における技術者倫理教育の取り組みについて，工学教育, Vol.69, No.5, 2021.
[6] 大場恭子，倫理委員会での議論，日本原子力学会 2021 年秋の大会倫理委員会セッション講演資料, 2021 年 9 月 8 日, http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/20210908_02.pdf
[7] http://www.aesj.or.jp/ethics/03_/03_03_/
[8] https://www.tepco.co.jp/press/release/2021/1642625_8711.html
[9] 神谷昌伸，倫理規程改定の概要，日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集, 1J_PL01, 2021.
[10] 札野順，新しい時代の技術者倫理，放送大学教育振興会，2015.
[11] 黒田光太郎・戸田山和久・伊勢田哲治，誇り高い技術者になろう[第二版]，名古屋大学出版会, 2012.
[12] 日本原子力学会 2021 年春の年会倫理委員会セッションの総合討論, 2021 年 3 月 17 日, http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/20210317_03.pdf
[13] 畑村洋太郎，未曾有と想定外，講談社現代新書, 2011.

2022年春の年会

倫理委員会セッション

ウェルビーイングを実現する倫理 ～繰り返される倫理問題から考える～

Ethics to realize the Well-Being -considering from repeated ethical issues-

（2）科学技術倫理 2.0

～人と組織と社会のウェルビーイングを目指して～[0]

(2) Science and Engineering Ethics 2.0:
For the Well-Being of Individuals, Organizations, and the Public

*札野 順[1]
[1]早稲田大学

1. 倫理の主題としての well-being—予防倫理と志向倫理—

これまでの科学技術倫理は，事故や不祥事・不正事案の要因・帰結の分析・検討を通して，やってはならないことや守るべきことを強調する予防倫理（preventive ethics）が中心であった。しかし，倫理の本質は，西洋思想の中核をなすアリストテレスによれば,「eudaimonia」（ギリシア語では *εὐδαιμονία*）である。この語は通常 well-being, flourishing, happiness と英語では訳される。日本語として適訳がないので，ここでは「よく生きること」（well-being: 以下 WB）としておく。アリストテレスは，WB を「最高善」と呼び，人間の究極の目的であるとした[1] 。「よく生きる」ためには，やってはならないことをしてはならないので，予防倫理は重要であるが,「何をなすことがよいことなのか」を考え，意志決定し，行動する「志向倫理（aspirational ethics）」[2]も不可欠である。両者が補完し合って「倫理」をなす。それゆえ，技術者の倫理とは，技術者として「よく生きる」ために，意志決定をし，行動することである。

COVID-19 によるパンデミックに象徴されるように，世界は VUCA（Volatility， Uncertainty， Complexity，Ambiguity）の時代を迎えている。環境・資源・人口などの制限が明らかになるなかで，20 世紀型の成長・拡大・効率・利便性といった価値に基づく成長型社会はすでに成立せず，より洗練された持続可能な社会モデルを新たに構築する必要がある。このような状況のなかで，技術者はいかに行動し，よく生きるのかを考える志向倫理は，益々その重要性を増している。

2. 科学技術倫理の第 1 原則及び科学技術の最終目的としての well-being（WB）

世界の主要な技術系学協会は，技術者が重視すべき価値を倫理綱領などで表明している。その多くは基本原則として，WB への貢献を謳っている。例えば，コンピュータサイエンス系で世界最大の学会である ACM（Association for Computing Machinery）の倫理綱領の第 1 原則は，「1.1 Contribute to society and to human well-being, acknowledging that all people are stakeholders in computing。」[3]で，社会と人の WB への貢献が明記されている。

さらには，科学技術の最終目的は WB であるとの認識も広がっている。UNESCO と国際学術会議（International Science Council）が中心となって開催される World Science Forum が，2019 年に発表した宣言では，科学技術の目的は「Science for Global Well-being」であるとされている[4]。また，2021 年 3 月に閣議決定された第 6 期科学技術・イノベーション基本計画では，我が国が科学技術の促進により目指すべき社会像は，

「持続可能性と強靭性を備え，国民の安全と安心を確保するとともに，一人ひとりが多様な幸せ（well-being）を実現できる社会」[5]であるとしている。

---

*Jun Fudano[1]
[1]Waseda University

このように，科学技術の目的はWBなのである。ならば，科学技術の研究開発を担い，その成果を社会に実装する技術者は，WBとは何かを「理解」し，この最終目的のために技術を「使う」資質・姿勢・能力を持たねばならない。

3. Well-beingの科学と応用

では，WB とは何か。通常，「福利」，「福祉」，「幸福」，「幸せ」などと訳され，その意味は多岐にわたる。アリストテレスをはじめとして，多くの思想家，宗教指導者，政治家，哲学者などが，WBについて個別に論じてきたが，ようやく20世紀後半になって，脳神経科学・心理学・厚生経済学などの領域で学術的・体系的な検討が始まった。特に重要な契機となったのは，1998年にマーティン・セリグマン（M. Seligman）が，米国心理学会会長に選出された際に行ったポジティブ心理学（positive psychology）の提唱[6]と2008年にフランスのサルコジ大統領（当時）によって設立された「経済と社会発展の測定に関する委員会」による報告書（2009年）[7]であろう。

セリグマンは，第2次世界大戦後の心理学が人間の精神的な障害や機能低下に注目し，患者を心的問題のない状態にすることに注力しすぎてきたという反省から，人間がよりよく生きるために，心理学の知見や介入を活用していくことを目的とする学術領域の必要性を主張し，ポジティブ心理学を提唱した。ポジティブ心理学は，例えば，「個人やコミュニティが，繁栄するために必要な要因を発見し，促進することを目的とする，最適機能に関する科学的研究」（Peggy Kern，金沢工業大学における講演，2014年）（強調は筆者）と定義される。このような個人や組織のWBに関する「科学的」な研究は急速に発展し，医学・脳神経科学やエピジェネティクス（epigenetics）とも連携し，興味深い科学的知見（例えば，ポジティブな感情を持つ人は，寿命が長い）を生み出している。また，その成果はすでに企業や自治体の運営に応用されはじめている[8]。

スティグリッツ報告書[7]は， 国の経済的状況と発展の度合いを測る尺度として，GDPなどを指標として重視しすぎてきたことを批判し，多元的な指標（健康，教育，社会的つながり，政治的発言力，個人の社会活動，主観的生活満足度など）を使うべきであると提言した。その後，世界の様々な国や地域で，社会の発展を複数の指標で測定し，その結果を政策立案に展開する試みが始まっている。例えば，OECD（経済協力開発機構）は，2011年から「Better Life Index」[9]を作り，社会のWBを11の次元（住宅，所得，雇用，社会的つながり，教育，環境，市民参画，健康，主観的幸福，安全，ワークライフバランス）で測定し，加盟37カ国にブラジル・ロシア・南アフリカを加えた40カ国で比較できるようにしている。また，国連は，2011年の総会で3月20日をThe UN International Day of Happinessと定め，2012年からはWorld Happiness Report[10]を毎年（2014年を除く）発表し，国連に加盟する150以上の国や地域における幸福度の調査結果を公表している。この報告書では，「カントリルの梯子」と呼ばれる主観的幸福指標を使い，それぞれの国の幸福度を各個人の回答の数値の平均値として順位を示している。さらに，これを説明する変数として，「一人あたりのGDP」，「社会的支援」，「健康寿命」，「人生の選択の自由度」，「寛容さ」，「（社会・政府などの）腐敗度の認識」についてのデータを提供している。

このように「WBとは何か」を科学的・体系的に明らかにし，それを測定しようとする取り組みは，近年盛んに行われている。講演では，本稿での主張を明確にするため，個人，組織，そして社会のWBの概念について一応の整理を行う。

科学技術の研究開発の実践，その成果の実装，維持管理，廃棄，すべての段階において，WBを最重視して意志決定し行動することを志向すること，それこそが，「科学技術倫理2.0」である。

4. Well-beingと技術開発—IEEEの取組—

WBの維持・向上のために，技術の担い手である技術者は具体的に何をすべきなのか。この点で，世界最大の技術系学協会（会員数43万人以上）であるIEEEの取組が参考になる。IEEEが2019年に公表したAI（Artificial Intelligence）を含む知的な自動システム（Autonomous and Intelligent Systems: A/IS）の開発指針では，人間のWBにどの程度貢献しているかを，技術開発の成果を評価する基準とすべきであるとしている[11]。また，IEEEの標準化委員会（Standards Association: SA）によって，2020年5月に承認されたIEEE 7010-2020

では，よ・り具体的に，Well-Being Impact Assessment (WIA)という概念を導入して，技術開発のライフサイクルのすべての段階において，WB を最重要な要素として配慮し，いかに行動すべきかをガイドラインの形式で示している。このガイドラインは次のことを目的としている[12]。（以下、直接引用。）

- Establishing a concept of human well-being in relation to A/IS
- Establishing a means to assess the impacts of A/IS on human well-being from conception to end of A/IS life
- Guiding A/IS development
- Identifying areas for improvement
- Informing risk mitigation strategies
- Assessing performance
- Identifying intended and unintended users, uses, and impacts on human well-being of A/IS

ここで A/IS とは知的な自動システムであるが，日本原子力学会会員は，これを原子力と置き換えて活用することができるであろう。（講演では，より詳細な解説を試みる。）

5. おわりに―原子力技術者に望むこと

「人新世」[13]という概念に代表されるように，人類の科学技術に基づく政治・経済・社会活動が，地球環境に地質学的影響を与える時代に我々は生きている。経済的成功や成長に貢献することを通して社会の役に立つ技術者という 20 世紀型の「技術者像」を脱して，人がより「よく生きる（well-being)」ことができる社会を構想し，その構築を主体的に先導できる技術者が求められている。

注釈および参考文献

[0] 本稿は，著者のこれまでの論文や著作，特に，札野順，新しい時代の技術者倫理，放送大学教育振興会，2015；札野順，社会の well-being を志向する技術者の教育，2021 年 69 巻 5 号 pp。 67-72，などの内容を基に，加筆したものである.

[1] アリストテレス,『ニコマコス倫理学』, §21; 1095a15-22,（渡辺邦夫・立花幸司訳，光文社，2016）.

[2] 例えば，C. Ed Harris, Engineering Ethics: From Preventive Ethics to Aspirational Ethics," Philosophy and Engineering: Reflections on Practice, Principles and Process, Philosophy of Engineering and Technology, Volume 15, pp. 177-187, Springer Netherlands (2013).

[3] ACM (1992) ACM code of ethics and professional conduct, Association for computing machinery, http://www.acm.org/about/code-of-ethics. Accessed 19 April 2021.

[4] https://worldscienceforum.org/contents/declaration-of-world-science-forum-2019-110073

[5] 内閣府,「第 6 期科学技術・イノベーション基本計画令和 3 年 3 月 26 日閣議決定」, p.4

[6] Martin Seligman, "The President's Address from The APA 1998 Annual Report," American Psychologist (August 1999).

[7] J. Stiglitz et al.,"The Measurement of Economic Performance and Social Progress Revisited," OFCE (2009), https://www.ofce.sciences-po.fr/pdf/dtravail/WP2009-33.pdf

[8] ポジティブ心理学の知見の応用については，例えば，World Government Summit，Global Happiness and Well-being Policy Report 2019. https://www.happinesscouncil.org/report/2019/

[9] OECD, Better Life Index, http://www.oecdbetterlifeindex.org.

[10] United Nations, World Happiness Report, https://worldhappiness.report.

[11] The IEEE Global Initiative on Ethics of Autonomous and Intelligent Systems, Ethically Aligned Design: A Vision for Prioritizing Human Well-being with Autonomous and Intelligent Systems, First Edition, IEEE, 2019. https://standards.ieee.org/content/ieee-standards/en/industry-connections/ec/autonomous-systems.html

[12] IEEE7100-2020, IEEE Recommended Practice for Assessing the Impact of Autonomous and Intelligent Systems on Human Well-Being, https://standards.ieee.org/ieee/7010/7718/

[13] 例えば，斎藤幸平，人新世の「資本論」，集英社新書，2020 年.

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL03] Discussion

なぜ倫理に関わる問題は絶えることなく繰り返されるのか。倫理的な行動を促すために足りないことは何なのか。
昨年5月の倫理規程改定後，当委員会では，東京電力柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護設備の機能の一部喪失事案を踏まえた意見表明に向けて検討を進めている。
本セッションでは、当委員会での議論内容を紹介するとともに、ポジティブな倫理「志向倫理」が目指す「ウェルビーイング」の観点からの講演を基に，倫理的事案が発生しない、人が「よく生きる」社会の実現について議論を試みる。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee for Mechanistic Simulation Method related to Severe Accident of Nuclear Reactors

[2E_PL] Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E

[2E_PL01] Current Status and Issues Related to Detailed Analysis of Severe Accident

*Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

[2E_PL02] Experimental Programs toward Understanding Reactor Pressure Vessel Failure Mechanism at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Madokoro[1] (1. JAEA)

[2E_PL03] SARNET Activities and Study on Core Damage during SA at INSS

*Koji Nishida[1] (1. INSS)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向
Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

（1）シビアアクシデント詳細解析の現状と課題について

(1) Current Status and Issues Related to Detailed Analysis of Severe Accident

*山下 晋[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 諸言

原子炉過酷事故（Severe Accident：SA）解析コードの開発や改良及び現実的な数値解析への要求の高まりが、より複雑で詳細なモデリングを先導している状況にある。従って、SA 時に起こり得る各種事象について詳細な解析が可能な機構論的数値解析手法（詳細解析コード）の役割は重要である。JAEA では、SA 時の制御棒、燃料棒といった炉内構造物の溶融物挙動及びそれらの水蒸気酸化反応、共晶反応といった個別要素過程を詳細に解析するコードとして JUPITER (JAEA Utility Program for Interdisciplinary Thermal-hydraulics Engineering and Research)を開発している。本報では、詳細解析コード JUPITER の概要、開発状況、解析例について報告する。

2. 背景

SA 解析コードは大きく分けて、Integral codes, Detailed codes, Dedicated multi-dimensional code system（以下 Dedicated codes）に分類される[1]。Integral codes は前述の MAAP[2], MELCORE[3], ASTEC[4], THALES-2[5]といった SA 時に発生する現象である炉心溶融から FP の拡散に至るまで包括的に解析するコードが該当する。Detailed codes は Integral code のベンチマーク等に用いられる比較的詳細なコード（例えば、ATHLET-CD[6], COCOSYS[7], SAMPSON[8], etc）が該当する。コンピュータの発達により、ATHLET-CD 及び COCOSYS を組み合わせて用いることによる SA の全体解析も選択肢となりつつあるようである。Dedicated codes は、SA 時に起きる各事象における単一事象或いはその一部に着目した専用コードである。Dedicated codes については、Navier-Stokes 方程式や熱伝導方程式を用いる CFD コードを指す（例えば、Fluent, STAR-CD, ABAQUS, etc）。SA 解析コード全体の予測性能を向上させるためには、専用コードによる解析・評価が重要であり、その重要性はコンピュータハードウェアの発達に伴い増している。

Integral codes である既存の SA 解析コードにおいて、燃料溶融・破損進展は簡素化モデル[1]で必要十分とのコンセンサスが得られていたが、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故において、簡素化モデルでは扱うことのできない事象（非典型的事象：水蒸気枯渇条件下での酸化、溶融事象など）が起きたことが示唆された。故に、簡素化モデルに基づく SA 解析コードでは不確かさが多く、そのまま 1F 解析に用いることは適していないといえる。また、モデルの高度化においても、調整パラメータや経験的な設定項目を含む簡素化モデルをそのまま高度化することは難しい。そこで JAEA では、このような不確かさの低減を目的として、過酷事故時の炉心溶融物の移行挙動及びジルカロイの水蒸気酸化などの個別事象を機構論的に推定することを目的として、独自の Dedicated code である JUPITER[9]を開発している。本企画セッションでは、JUPITER の概要、開発状況、妥当性検証計画を紹介し、まとめと解決すべき課題、今後の展開について述べる。

3. 詳細解析コード JUPITER

非典型的事象や炉内構造物の溶融移行挙動の詳細な挙動予測に対応する詳細な解析を実現するために、流れの支配方程式として Navier-Stokes 方程式並びに熱伝導方程式で構成される数値流体力学（CFD：

[1] 簡素化モデルでは、燃料破損・溶融要素過程に調整パラメータ（制御棒溶融程度、共晶開始温度、等）が導入されており、ユーザーが従来知見に基づき経験的に設定している。

Computational Fluid Dynamics）的手法に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を開発した。JUPITER は、Dedicated codes に分類され、単相流だけでなく多相多成分流体解析に対応し、気液二相流の直接解法としてしばしば用いられている一流体モデルにより構築され、自由界面の分裂・合体などの大変形を伴う挙動に対して機構論的な解析が可能である。1F 事故後、SA 時の炉心溶融物移行挙動の予測を目的として開発を開始し、近年では、経産省事業[10]などを通じて、水-ジルコニウム反応モデル、共晶反応モデル、酸化膜現象モデル、水素吸蔵モデルなどの非典型的な事象に関連した解析モデルを導入した。また、直交等間隔格子を用いて離散化されているため、並列化効率が高く大規模計算に適している。

JUPITER は、原子炉過酷事故における非典型的事象を扱うことを目的として開発されているため、SA 解析コードでは解析が困難な詳細な炉心内の熱流動及び炉心溶融挙動などを機構論的に解析するコードとして位置づけられる。従って、既存 SA 解析コードのように予め決められた事故進展解析からのずれの評価を行うことを目的の一つとしている。このような詳細な結果を参照解とすることにより、SA 解析コードの各種物理モデルの予測精度向上や過酷事故緩和措置対策への貢献をすることができると考えられる。

4. 解析例

JUPITER の解析例として、SUS-Zry 共晶溶融試験解析[11]、溶融金属狭隘流路移行挙動試験解析[12]を実施した。SUS-Zry 共晶溶融試験解析では、SUS-Zry 界面での共晶反応領域厚さの形状及び時間変化を実験結果と比較し、一致した結果を得た。溶融金属狭隘流路移行挙動試験解析では、図 1 左に示すように、炉内構造物である燃料支持金具とチャンネルボックスからなる流路を簡略模擬した試験体系で解析を実施した。解析対象領域（図 1 右）の青破線、緑破線、赤破線領域は、実際の燃料支持金具及びチャンネルボックスからなる流路（中央）のそれぞれの色の流路部分に対応している。

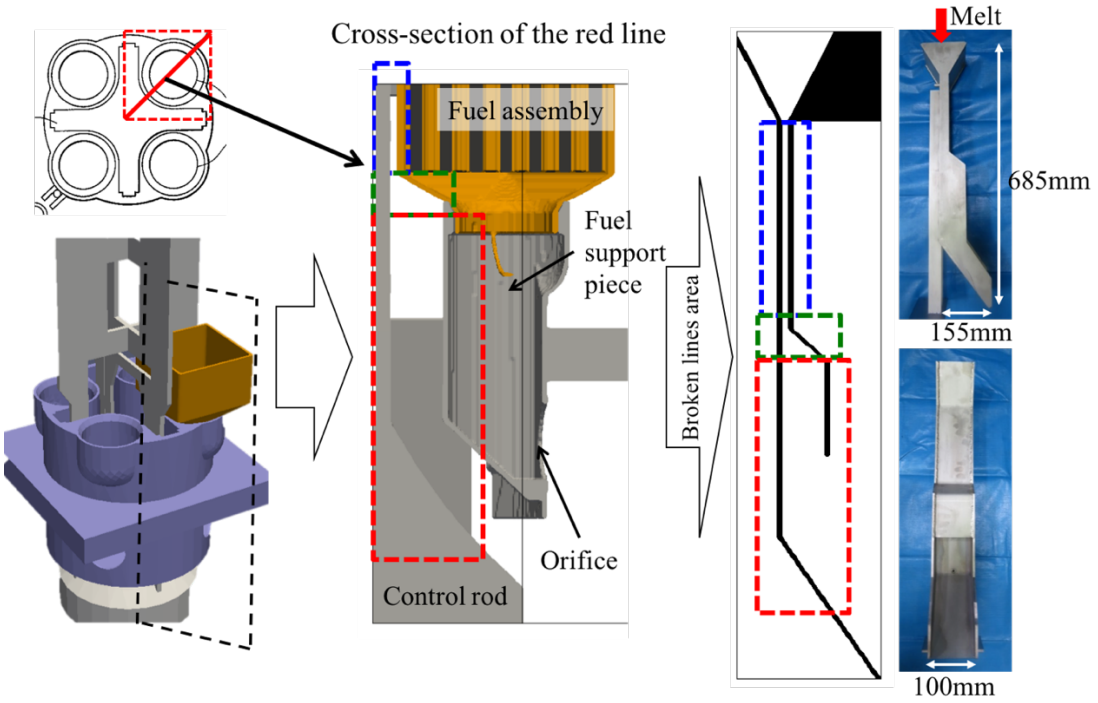


図 1　簡略模擬試験体系。左：対象領域、中央：断面図、右：簡略模擬試験体系

図 2 は流入部分（図中 A）から流出部分（図中 B）までの溶融物の移行時間と狭隘流路中の溶融物の流動挙動解析結果を実験結果と並べて比較したものである。実験では内部は観察することはできないが、流入開始後 0.23 秒後に溶融物の先端が確認できた。解析結果では、流入開始後 0.25 秒で先端が確認できたことから、溶融物の移行挙動に関する解析手法の妥当性を確認することができた。解析においては、1 秒後に流路内部で溶融物が凝固（茶色部分）していることが確認できる。実験においても、実験後の流路内部の調査により一部が凝固していることが確認されている。

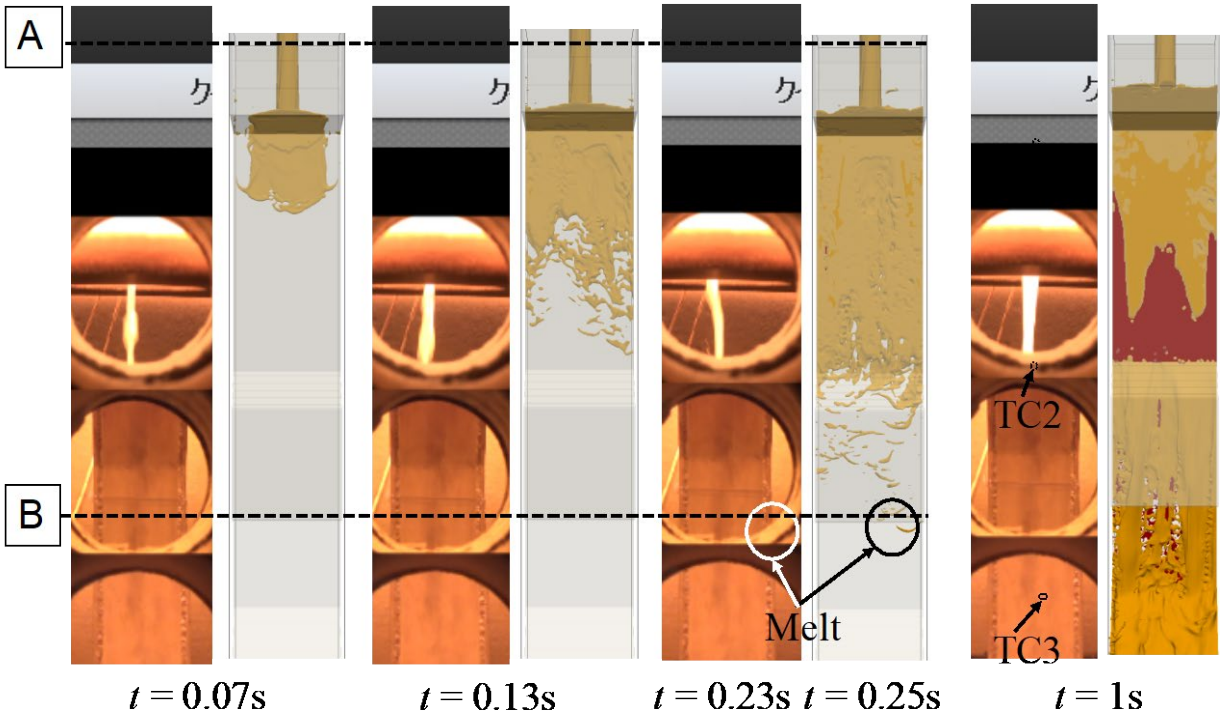


図 2 模擬狭隘流路中の溶融金属落下挙動

現在、この他に水蒸気酸化反応モデルに係わる解析機能（水素生成、酸化膜の成長/減少、水素吸蔵モデル）の妥当性検証を進めている。

5. 結言

SA 時における炉内構造物の溶融挙動に係わる各種事象の詳細解析を目的とした詳細解析コード JUPITER の開発状況を紹介した。SA 解析のような炉心溶融から格納容器下部へのデブリの堆積のような一貫した解析は現状の計算資源では実現困難ではあるが、個別の要素過程のみに着目することにより、圧力 Poisson 方程式の反復計算を伴う流動を考慮した現象（数秒～数十秒間）であれば機構論的解析は比較的現実的な規模である。しかしながら、SA 事象の時間スケールは数時間～数十時間の長時間にわたるため、並列計算に対する高速化だけでなく数値解析アルゴリズムに対する高速化や工夫が必要となる。今後は、V&V の拡充、ユーザーフレンドリーな入出力機構の整備に加え、より現実的な問題に適用するために、熱構造連成解析への適用、高速化、解析アルゴリズム、物理モデルの改良・開発に取り組んでいく予定である。

参考文献

[1] Informing Severe Accident Management Guidance and Actions for Nuclear Power Plants through Analytical Simulation, NEA/CSNI/R(2017)16.

[2] Fauske and Associates, “MAAP4 Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants User’s Manual,” (1994–2005), Project RP3131-02.

[3] R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, et al., “MELCOR Computer Code Manuals, Version 1.8.5 May 2000,” NUREG/CR-6119, 2, Rev.2, SAND2000-2417/1, (2000).

[4] P. Chatelard et al., “ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives”, Nucl. Eng. Des., vol.272 (2014), pp. 119-135.

[5] M. Kajimoto, K. Muramatsu, N. Watanabe, M. Funasako, T. Noguchi, “Development of THALES-2, a compuer code for coupled thermal hydraulics and fission product transport analysis for severe accident at LWRs and its application to analysis of fission product revapourization phenomena”, Proc. Int. Topical Mtg. on Safety of Thermal

Reactors, Portland, USA, Jul. 21-25, 200-208 (1991).
[6] GRS, “ATHLET-CD short description”, http://www.grs.de/en/simulation-codes/athlet-cd.
[7] H.-J. Allelein, S. Arndt, W. Klein-Hessling, S. Schwarz, C. Spengler, G. Weber, “COCOSYS: Status of development and validation of the German containment code system”, Nucl. Eng. Des. Vol.238 (2008), pp. 872-889.
[8] H. Ujita, N. Satoh, M. Naitoh, M. Hidaka, N. Shirakawa, M. Yamagishi, “Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project,” J. Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999).
[9] S. Yamashita, T. Ina, Y. Idomura, H. Yoshida, “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors”, Nucl. Eng. Des. (2017) vol. 332, pp. 301-312.
[10] METI. Report of advanced multi-scale modeling and experimental tests on fuel degradation in severe accident conditions. Research project report (2017).
[11] P. Chai, S. Yamashita and H. Yoshida, "Development and validation of the eutectic reaction model in JUPITER code", Annals of Nucl. Ener., vol. 145, (2020).
[12] S. Yamashita, K. Tokushima, M. Kurata, H. Yoshida, “Development of numerical simulation method for melt relocation behavior in nuclear reactors: validation and applicability for actual core structures”, Mech. Eng. J. vol. 4, (2017), pp. 1-13.

---

*Susumu Yamashita[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向

Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

（2）福島第一原子力発電所における原子炉圧力容器破損メカニズムの解明に向けた取り組み

(2) Experimental Programs toward Understanding Reactor Pressure Vessel Failure Mechanism at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*間所　寛[1]，永江　勇二[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 11 年が経過し、内部調査や数値解析によって事故時の各号機の挙動が徐々に明らかになってきている。しかしながら、OECD/NEA の枠組みで実施された原子炉過酷事故解析コード（SA コード）による 1F 事故進展解析ベンチマークプロジェクト BSAF [1]では、解析コードやユーザーによる不確かさが大きい結果となり、SA コードの精緻化が必要である。特に、原子炉圧力容器（RPV）下部ヘッドの破損から燃料デブリのペデスタル底部への流出に関しては、不確かさが大きく、モデルの高度化は喫緊の課題となっている[2]。

1F2 号機の格納容器（PCV: Primary Containment Vessel）内部調査結果[3][4]によると、ペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないことから、RPV 下部ヘッドから流出した燃料デブリは溶融金属主体であり、燃料酸化物の多くが未溶融であった可能性が指摘されている。下部ヘッド内部に堆積した燃料デブリのうち、酸化物成分は固体のまま、主に融点の低い金属成分が溶融し、金属主体の固液混合溶融プールが形成され、材料間の反応によって下部ヘッドが破損した可能性がある。

本報では、下部ヘッド溶融プールの熱的挙動に着目した LIVE（Late In-Vessel Phase Experiments）試験[5][6]及び、下部ヘッド構造材と燃料デブリの材料間反応による下部ヘッド破損挙動に着目した ELSA（Experiment on Late In-vessel Severe Accident Phenomena）試験[7][8]について報告する。

2. 背景

2-1. 1F2 号機の事故進展[9][10]

地震発生時、2 号機は直ちに制御棒が挿入され、設計通り自動で原子炉が停止した。2 号機は地震により外部電源をすべて失い、復水器などは使用できない状況ではあったものの、非常用ディーゼル発電機が自動起動したことで、原子炉隔離時冷却系（RCIC: Reactor Core Isolation Cooling system）を起動することができた。RCIC の手動起動と原子炉水位高による自動停止を繰り返すことで津波襲来前まで原子炉水位が制御された。3 回目の RCIC 手動起動直後に津波が襲来し全電源喪失に陥った後も約 3 日間にわたって RCIC が動き続けたことにより、注水が続けられ、燃料の冷却が継続された。RCIC の機能喪失（3 月 14 日 13 時 25 分に RCIC の停止を確認）以降、崩壊熱により水位が低下した。燃料頂部のあたりまで水位が低下した際、主蒸気逃がし安全弁（SRV: Safety Relief Valve）を手動で開操作（3 月 14 日 18 時頃）し RPV が急速に減圧された。これにより、減圧沸騰が生じ、水位がさらに低下し、短時間で燃料が露出した状態になったと考えられる。消防車による海水注入が 3 月 14 日 19 時 54 分に開始されたが、注入量程の炉心水位の変化は無く、高温に晒された機器・配管のシール部等の損傷部からリークがあったと考えられる。このため、SRV 手動開操作後の炉心は冷却されにくい状態となり、炉心燃料は崩壊熱により昇温していったと考えられる。

3 月 14 日 18 時以降の RPV 及び PCV 圧力並びに線量率の変化を図 1 に示す。3 月 14 日 19 時 30 分頃から 3 月 15 日 1 時 30 分頃にかけて、3 度の RPV 圧力上昇が確認されている。第 1 圧力上昇は、高温の炉心に水

蒸気が供給されたことで、燃料被覆管（Zr 合金）と水（水蒸気）の反応が起こり、水素が発生したためと考えられる。炉心から下部プレナムへの大規模な炉心燃料移行は第 2 圧力上昇で生じ、移行した燃料デブリは下部プレナムに存在していた冷却水によって冷却され固化したと推定される。第 3 圧力上昇は、SRV が閉となったことによって生じた。

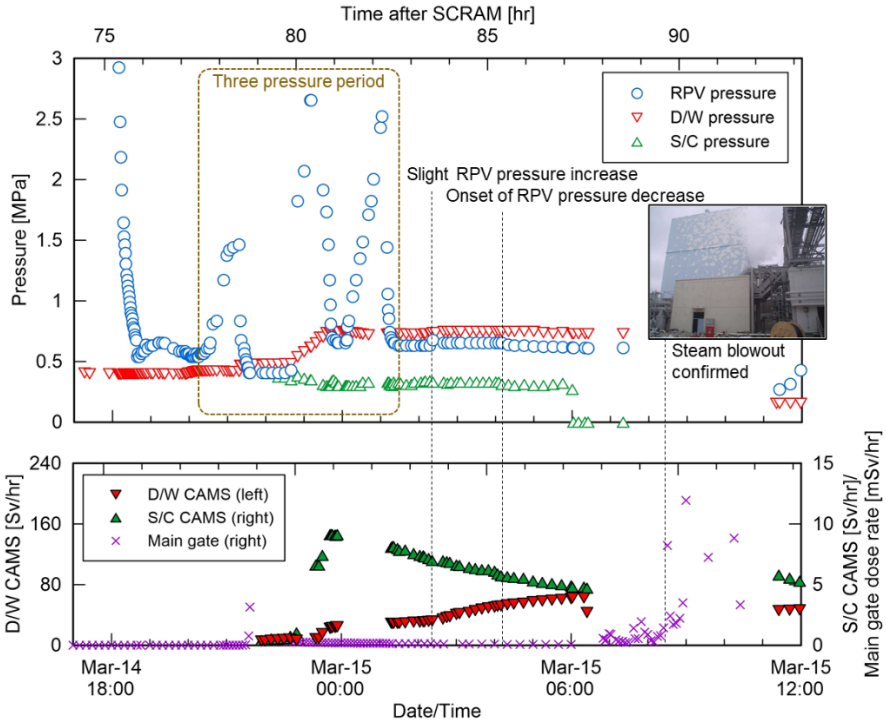


図 1　事故時における 2 号機の圧力及び線量率

3 月 15 日 2 時 20 分頃に RPV 圧の微増が観測されている。この時刻までの圧力履歴を勘案すると、これが炉心から下部プレナムへの最終スランピングであったと考えられる。なお、この時刻以降、ドライウェル（D/W: Dry Well）格納容器雰囲気モニタ（CAMS: Containment Atmosphere Monitoring System）の信号増加が顕著となっている。これは、RPV 内で発生した高温のガスが SRV に流れたことにより、主蒸気配管と SRV ハウジングの連結部等のシール機能が低下したことで、RPV から D/W への直接漏洩が増加したためと考えられる。3 月 15 日 4 時 10 分頃から RPV 圧力の微減が観測されている。これは、下部プレナム内での液相水の枯渇によって蒸気発生量が低下したためと考えられる。固化した燃料デブリは崩壊熱によって昇温し、融点の低い金属成分が、融点の高い酸化物成分に先行して溶融し、固体状態の酸化物成分の隙間を埋めるように溶融プールを形成したと推定される。PCV 内部調査の結果から、ペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないため、RPV 下部ヘッド破損後にペデスタル内部に流出した燃料デブリは金属成分が主であると考えられている。したがって、下部ヘッド内部に形成された金属成分主体の固液混合溶融プールにより下部ヘッドが破損したと考えられる。3 月 15 日 7 時 20 分から 11 時 20 分にかけては圧力及び CAMS の測定値が無いため、RPV 下部ヘッド破損タイミングの推定は困難である。一方、3 月 15 日 8 時 25 分頃に 2 号機原子炉建屋から白煙の放出が観測されていること、また、8 時 30 分から 10 時 20 分にかけて正門前線量が有意に上昇していることから、3 月 15 日 8 時 25 分以前には RPV 下部ヘッド破損が生じ、燃料デブリはペデスタル底部まで移行していた可能性がある。

2-2. RPV 破損

RPV 下部ヘッドの破損は、構造材に熱的負荷と機械的負荷が複合的にかかることに起因する。図 2 に、RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを模式図で示す。下部ヘッド内部の溶融プールから構造材への伝熱により、構造材温度が融点に達すると熱的負荷により破損する。融点以下においても、下部ヘッドに堆積する溶融物の自重による荷重や熱荷重等でのクリープ変形、塑性変形、座屈等によって破損に至る。また、互いに接触している材料間の相互作用によって低融点共晶物が形成され、容器温度が本来の融点に達する前に材料間の反応により溶融温度が低下することで損傷を受ける。より低い温度で容器壁のアブレーションが生じ、容器壁が薄くなったところに応力集中が発生する。したがって、熱的負荷と機械的負荷を分離することはできず、材料間反応を加味した複合的な影響を同時に考慮する必要がある。

沸騰水型原子炉（BWR: Boiling Water Reactor）の RPV 下部ヘッドには、制御棒駆動装置（CRD: Control Rod Drive）ハウジング、移動式炉心内計装配管、ドレイン配管等の貫通部や、それらを接合するための溶接部、RPV 自体を組み立てるための溶接部が存在する。金属溶融プールの温度分布を考慮した上で、下部ヘッド周

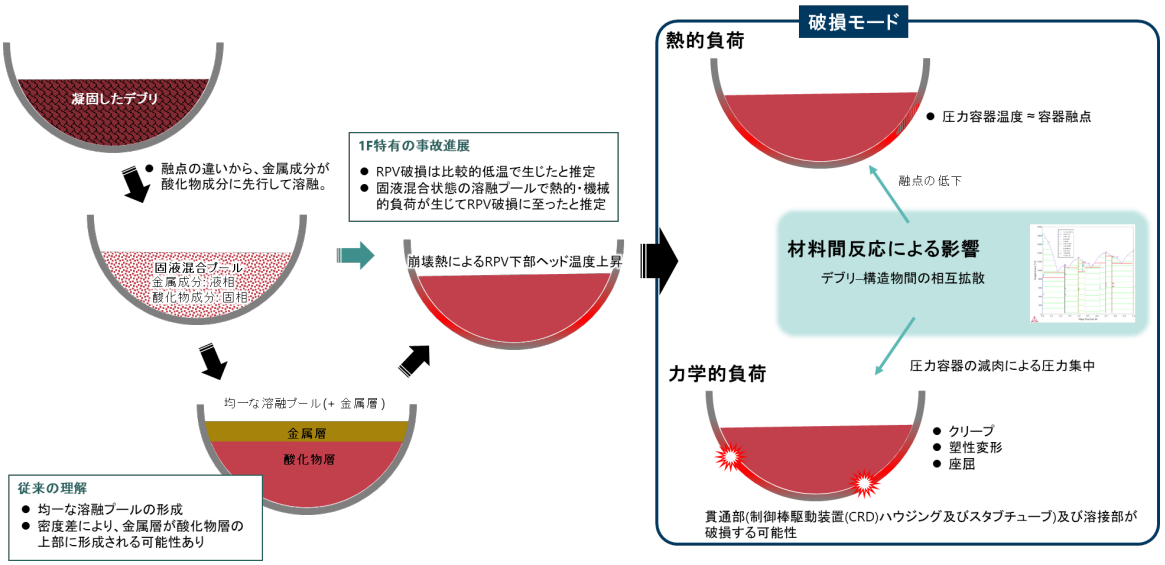


図 2　RPV 下部ヘッド破損メカニズムの概念図 [5]

辺の材料の組み合わせが、金属溶融プールとどのように反応するかを検証すること、構造的脆弱部を特定することにより RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを解明できると考えている。また、PCV 内部調査の結果、上部タイプレートの落下、CRD 下端にはデブリと思われる付着物が確認されている。これらは、RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを解明する上で、破損位置情報を示す重要な情報である。

3. 試験

3-1. LIVE 試験

RPV 下部ヘッド破損メカニズムの解明には、下部ヘッド溶融プールの熱的挙動の把握が必要である。単一液相プールの熱的挙動に着目した試験は SIMECO [11]、LIVE [12]、COPO [13]、ACOPO[14]、BALI[15]、COPRA[16]等、数多く実施されているが、固液混合溶融プールに着目した試験は少なく、実験データの拡充が不可欠である。そこで、カールスルーエ工科大学（KIT: Karlsruhe Institute of Technology）における LIVE 試験装置[12]を用いて、下部ヘッドにおける溶融プール形成過程及び伝熱挙動に関する試験を実施した。燃料デブリの酸化物成分及び金属成分を模擬するため、融点の異なる 2 種類の模擬物質（セラミック及び硝酸塩（融点：220~222 ℃））を用いた。1F 実機と 1:5.5 スケールとなる LIVE 試験装置に、模擬物質を固体粒子状態で装荷して実験を行った。崩壊熱は容器内部に設置した 8 層のヒーターで模擬した。試験装置上部は断熱条件、側部は空気による自然対流条件とした。固体状態で配置した模擬物質は、下部から硝酸塩の溶融が開始し、溶融プールは次第に上部及び水平方向に発達した（図 3）。表 1 に示すように、外部冷却条件及び硝酸塩を追加した試験（LIVE-J2）も実施し、数値解析モデルの妥

表 1 LIVE 試験条件 [6]

	LIVE-J1	LIVE-J2		
		Phase 1/2	Phase 3	Phase 4
初期条件	セラミック 245 kg 硝酸塩 80 kg	J1 の最終状態	硝酸塩+219 kg	←
熱出力	10 kW	7 kW /10 kW	10 kW	←
プール高さ	可変	~0.28 m	~0.43 m	←
上部境界	断熱	←	←	←
側部境界	空気	水	←	空気
試験条件	過渡	定常	←	過渡

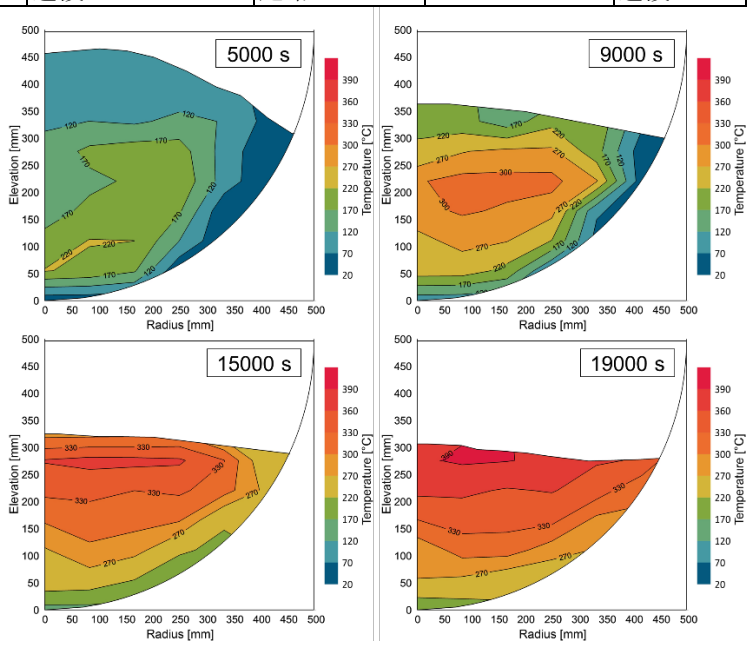


図 3　LIVE-J1 試験における温度分布 [5]

当性確認に用いられるデータとした。

燃料デブリが単一液相の場合、容器側部への熱的負荷がかかることは従来知見であり、異なる Pr 数（硝酸塩~10^{1}、溶融金属~10^{-1}）であっても側部への熱伝達は同様であることが示されている [17]。本研究では、固液混合状態においても対流による水平方向の熱伝達は発達し、容器側部への熱的負荷がかかることを示した。今後、数値解析と組み合わせることによって、1F における RPV 破損メカニズムの推定に資するものとする。

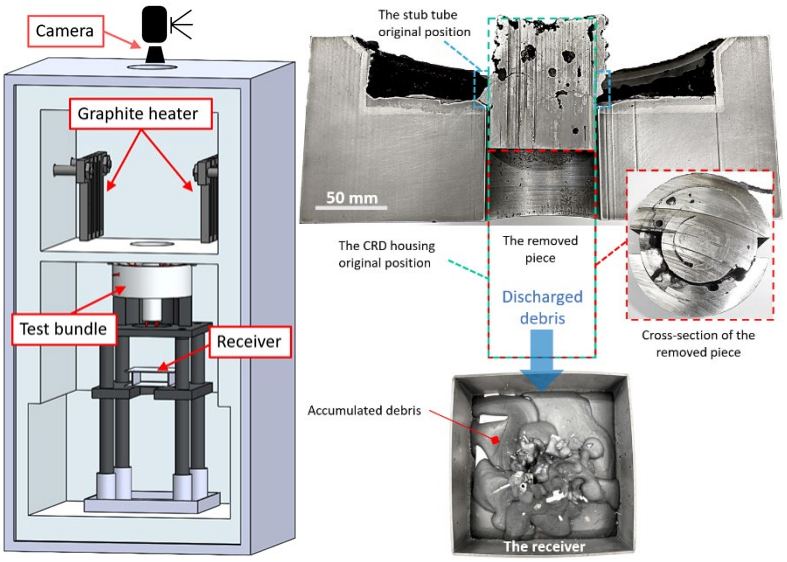


図 4 LEISAN 装置（左）と試験後の ELSA-1 試験体（右）[7]

3-2. ELSA 試験

過酷事故における下部ヘッド破損や材料間反応に係る現在の知見は、スリーマイル島原子力発電所（TMI-2: Three Mile Island, Unit 2）事故後に数多く実施された実験及びモデリングによって整備されており、加圧水型原子炉（PWR: Pressurized Water Reactor）型に関するものが中心となっている [18]。代表的な試験としては、LHF[19]、OLHF[20]、FOREVER[21]、RASPLAV[22]、MASCA[23]等が挙げられる。貫通管を考慮した試験は、OLHF-4[20]及び FOREVER-3[21]のみであり、貫通管が数多く存在する BWR 型下部ヘッドの破損に関する知見は未だ十分とは言えない。1F における下部ヘッド破損メカニズムの解明には、貫通管や材料間反応の影響を考慮する必要がある。そこで、下部ヘッドに多数存在する CRD 及びその溶接部と燃料デブリの金属成分との反応に着目した ELSA 試験を実施した。

BWR 型 RPV 下部ヘッドには CRD が多数存在し、ハウジングやその固定に用いるスタブチューブには、ステンレス鋼及び Ni 合金がそれぞれ使用されている。過酷事故時には、炉心から移行してきたステンレス鋼の制御棒材、B_4C、Zr 合金のチャンネルボックス材や燃料棒被覆管材等の金属物質が RPV 下部ヘッド構造材と反応、溶融する可能性がある。特に 1F 2 号機では、燃料デブリのうち、酸化物成分の多くが未溶融であったと考えられ、ステンレス鋼や Zr 合金を主成分とする金属成分による RPV 下部ヘッド破損が考えられる。そこで、過酷事故時の RPV 下部ヘッド破損挙動を理解するために、CRD 構造物の一部を模擬した試験体を用いて溶融金属物質の流出挙動に着目した試験を実施し、その場観察を行った。

日本原子力研究開発機構（JAEA: Japan Atomic Energy Agency）が所有する LEISAN（Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors）装置（図 4）を用いて、RPV 下部ヘッドの CRD 構造物を模擬した試験体に模擬金属デブリを装荷し、Ar 雰囲気下で炉内温度 1800 °C まで徐々に昇温した。装荷する模擬金属デブリ形状について、ステンレス及び Zr の単体試料片を装荷した条件（ELSA-0）と、共晶組成の低融点 SUS304-Zr 合金を装荷した条件（ELSA-1）の 2 種類の試験を実施した。試験中の溶融の様子は炉上部からその場観察した。試験後に試験体を切断及び断面観察を行い、CRD 構造部の SEM/EDS 分析を実施した。

試験結果では、CRD 構造材は単体の融点よりも低い温度（約 1100℃～1200 °C）で金属デブリと反応して溶融、破損することを試験的に示しした。また、CRD 内部に溶融物が流入する様子が観察され、SA 時おける下部ヘッドの破損では CRD 構造物が優先的に破損することが推測された。試験体断面の組織観察及び状態図の比較から、CRD のハウジング及びスタブチューブがそれぞれ溶融金属デブリ中の Zr との Zr–Fe、Zr–Ni 共晶反応を起こし、溶融・破損する可能性があることを示した（図 4）。

4. 結言

1F 事故特有の下部ヘッド破損メカニズムの解明に向けた JAEA における実験的取り組みを報告した。固液混合溶融プールの伝熱に係る知見及び下部ヘッドにおける材料間反応の知見を拡充した。今後は、さらなる実験データの拡充を図るとともに、機構論的な詳細モデルを用いた数値解析を用いて事故時の下部ヘッド破損メカニズムの推定に資するものとする。また、マクロスケールな SA コードにおけるモデルの改良に資す

る情報としてまとめ、将来炉への反映も見据えていきたい。

参考文献

[1] M. Pellegrini et al., “Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project,” *Nucl. Technol.* **206**(9), pp 1449–1463 (2020).
[2] W. Klein-Heßling et al., “Conclusions on severe accident research priorities,” *Ann. Nucl. Energy* **74**, pp.4–11 (2014).
[3] Tokyo Electric Power Company Holdings, “Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation Results,” http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2018/images/handouts_180201_01-e.pdf (2018)
[4] Tokyo Electric Power Company Holdings, “Locating Fuel Debris inside the Unit 2 Reactor Using a Muon Measurement Technology at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” https://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2016/images/handouts_160728_01-e.pdf (2016)
[5] H. Madokoro et al, “LIVE-J1 experiment on debris melting behavior toward understanding late in-vessel accident progression of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Proc. The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19) (2022).
[6] 間所寛ほか, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2J08.
[7] T. Yamashita et al., “BWR lower head penetration failure test focusing on eutectic melting,” *Ann. Nucl. Energy* (in print).
[8] 佐藤拓未ほか, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2J13.
[9] 山下拓哉, エネルギーレビュー 2021 年 4 月号
[10] debrisWiki, https://fdada-plus.info/
[11] B. R. Sehgal et al., “Assessment of reactor vessel integrity (ARVI),” *Nucl. Eng. Des.* **235** (2–4), pp. 213–232 (2005).
[12] X. Gaus-Liu et al., “In-vessel melt pool coolability test - Description and results of LIVE experiments,” *Nucl. Eng. Des.* **240** (11), pp. 3898–3903 (2010).
[13] O. Kymäläinen et al., “Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number,” *Nucl. Eng. Des.* **149** (1–3), pp. 401–408 (1994).
[14] T. G. Theofanous et al., “The first results from the ACOPO experiment,” *Nucl. Eng. Des.* **169** pp. 49–57 (1997).
[15] J. M. Bonnet, “Thermal Hydraulic Phenomena in Corium Pools : the BALI Experiment,” Proc. The workshop on severe accident research held in Japan (SARJ-98), JAERI-Conf 99-005 (1999).
[16] Y. P. Zhang et al., “The COPRA experiments on the in-vessel melt pool behavior in the RPV lower head,” *Ann. Nucl. Energy* **89**, 19 (2016); https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.013.
[17] R. R. Nourgaliev et al, “Effect of fluid Prandtl number on heat transfer characteristics in internally heated liquid pools with Rayleigh numbers up to 10^{12}” *Nucl. Eng. Des.* **169** (1–3), pp. 165–184 (1997).
[18] OECD/NEA, “Safety Research Opportunities Post-Fukushima. Initial Report of the Senior Expert Group,” NEA/CSNI/R(2016)19 (2017).
[19] T. Y. Chu et al., “Lower head failure experiments and analyses, ” "Sandia National Laboratories, NUREG/CR-5582, SAND98-2047 (1999).
[20] OECD/NEA, “Lower head failure project final report,” Sandia National Laboratories, NEA/CSNI/R(2002)27, 2002
[21] B. R. Sehgal et al., “Experiments on in-vessel melt coolability in the EC-FOREVER Program,” *Nucl. Eng. Des.* **236** (19–21), 2199–2210 (2006).
[22] V. G. Asmolov, “Latest findings of RASPLAV project,” Proc. Workshop on in-vessel core debris retention and coolability, Garching bei München, Germany: Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), pp. 89–110 (1999).
[23] OECD/NEA “Main Results of the MASCA1 and 2 Projects,” NEA/CSNI/R(2007)15 (2007).

*Hiroshi Madokoro[1] and Yuji Nagae[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向
Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

（3）SARNET の活動状況と INSS での SA 時炉心損傷に関する研究

(3) SARNET Activities and Study on Core Damage during SA at INSS

*西田　浩二
原子力安全システム研究所

1. 緒言

本報では欧州の Sever Accident Research Network(SARNET)の活動状況と原子力安全システム研究所(INSS)で実施しているシビアアクシデント（SA）時の炉心損傷に関する研究について紹介する。

2. SARNET の活動状況

SARNET は Nuclear Generation II & III Alliance (NUGENIA)の SA 技術分野の活動を象徴する研究ネットワークである。NUGENIA は安全で信頼性、競争力のある第 2、第 3 世代原子炉の核分裂技術を実現するために活動している枠組である。欧州を中心に、産業界、研究開発機関、大学、規制機関等が参加しており、各機関の連携推進、知識基盤の構築、研究開発成果の実用化がミッションである。

NUGENIA の技術分野は表 1 に示す 8 技術分野[1]であり、SA 技術分野には表 2 に示す 6 研究テーマ[2]がある。SA 技術分野では、①試験及び解析結果のデータベース化・管理、②研究の優先順位付け、新規の研究プログラムの検討、③SA 解析コード ASTEC の開発、検証、教育講座による人材育成等を実施している。原子炉容器内、原子炉容器外のコリウム冷却、水素爆発リスクを含む格納容器挙動、ソースターム等、各機関が協調しながら SA 全体の研究をしている。

表 1　NUGENIA の技術分野[1]

技術分野（TA）	
TA1	原子炉安全とリスク評価
TA2	過酷事故
TA3	原子炉運転改良
TA4	システム、構造物、機器の健全性評価
TA5	放射性廃棄物、使用済み燃料の管理、廃炉
TA6	革新的軽水炉設計と技術
TA7	燃料要素
TA8	検査と資格の欧州ネットワーク

表 2　TA2 の研究テーマ[2]

研究テーマ
原子炉容器内コリウム/デブリの冷却性
原子炉容器外コリウム相互作用と冷却性
水素爆発リスクを含む格納容器挙動
ソースターム
環境影響及び危機管理
過酷事故シナリオ

3. SA 時炉心損傷に関する研究

SA の社会への影響を考慮し、深層防護の観点から、放射性物質の原子炉容器内閉じ込めに最大限努力すべきと考える。そのためには炉心損傷の事象解明、最確予測が可能な過酷事故解析コードが必要と考え研究を開始した。

炉心損傷に関する技術調査と共に、SA 解析コード MAAP5 を用いてリロケーションに着目して解析モデル等を検討している。SDF1-4 試験[3]の流路面積の測定値と MAAP5 の解析値の比較を図 1 に示す。上方で解析値は測定値を過少評価するが、Ag-In-Cd が U-Zr-O より下方にリロケーションする試験結果及び流路面積をある程度再現している。今後、他の試験を含めて総合的に検討し、リロケーションモデル等を高度化する予定である。

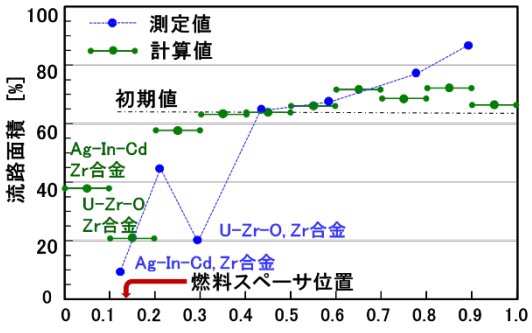


図 1　流路面積の比較

参考文献

[1] https://snetp.eu/nugenia/. [2] https://snetp.eu/technical-area-2-severe-accidents/. [3] D.A. Petti, et al., NUREG/CR-5163 (1989).

*Koji Nishida　Institute of Nuclear Safety System

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

[1F_PL] Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[1F_PL01] Activities for Next-Generation Nuclear Power Plants

*Kazuhito Asano[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1F_PL02] Nuclear Business Development of Hitachi to Achieve Carbon Neutral

*Kazuhiro Yoshikawa[1] (1. HGNE)

[1F_PL03] Mitsubishi's Nuclear Power Business for Achievement of Carbon Neutrality

*Yurugi Kanzaki[1] (1. MHI)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画改定を踏まえたプラントメーカによる原子力事業展開活動
Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry based on the 6th Strategic Energy Plan

（1）次世代原子力プラントへの取組みについて

(1) Activities for next-generation nuclear power plants

*浅野　和仁[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

東芝エネルギーシステムズ（東芝 ESS）では、これまでに図 1 に示す革新炉・大型軽水炉の開発を行ってきた。エネルギー基本計画で謳われる安全性の確保を大前提としつつ、経済合理性を備え国内ニーズに対応した次世代原子力プラントとして、大型軽水炉 iB1350 と高温ガス炉の開発を重点的に進めている。表 1 に示す両プラントの特性を通じて事業者ニーズに即した多様な選択肢の提供を目標とし、2030 年代後半の実用化を目指し開発に注力している。

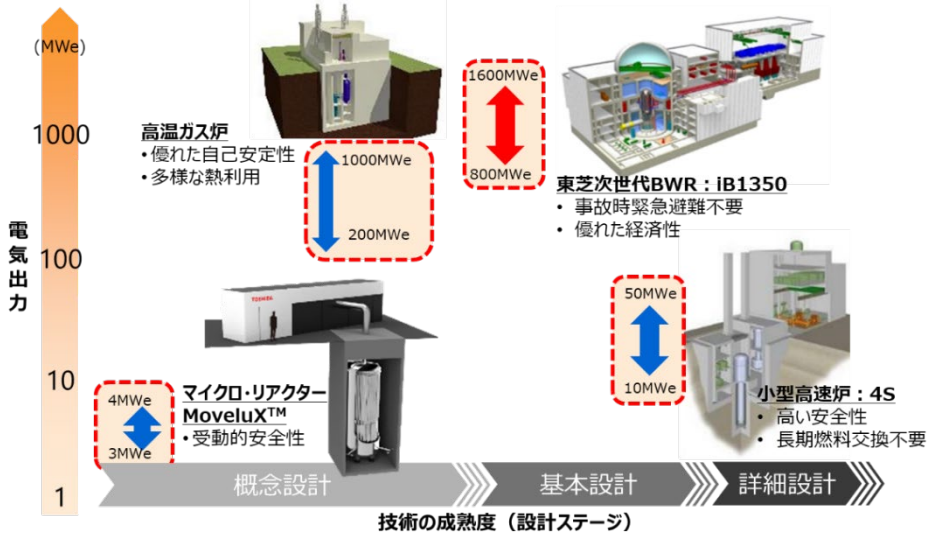


図 1　次世代炉開発のラインアップ

表 1　iB1350 と高温ガス炉の特徴

	iB1350	高温ガス炉
出力	1350MWe	1008MWe （1 プラント 4 モジュール）
用途	ベースロード電源	発電 熱利用（750℃）による水素製造
主な特徴	●基本設計は ABWR に準拠 ●多様化安全システムによる炉心溶融確率の低減 ●静的安全系と二重円筒格納容器により、事故時の放射性物質の閉じ込めが可能	●HTTR*の建設・運転実績を活用 ●固有安全性により炉心溶融を原理的に回避可能 ●原子炉熱出力一定で負荷追従可能な蓄熱システムによる再エネとの共存

* JAEA による高温工学試験研究炉

以下、各プラントの概要を以下に示す。

2. 次世代大型軽水炉　iB1350 (innovative, intelligent, inexpensive BWR)

iB1350 は出力 1350MWe の大型 BWR プラントである。基本設計は ABWR の知見に基づいており、原子炉圧力容器を含む炉心、炉内構造物ならびにタービン系など主要機器は ABWR と同一としている。建設実績を有する ABWR をベースとしつつ革新的安全系を採用することで高い安全性を達成するとともに、設備の簡素化を図ることで建設性や経済性を高めている。iB1350 の全体概要図を図 2 に示す。

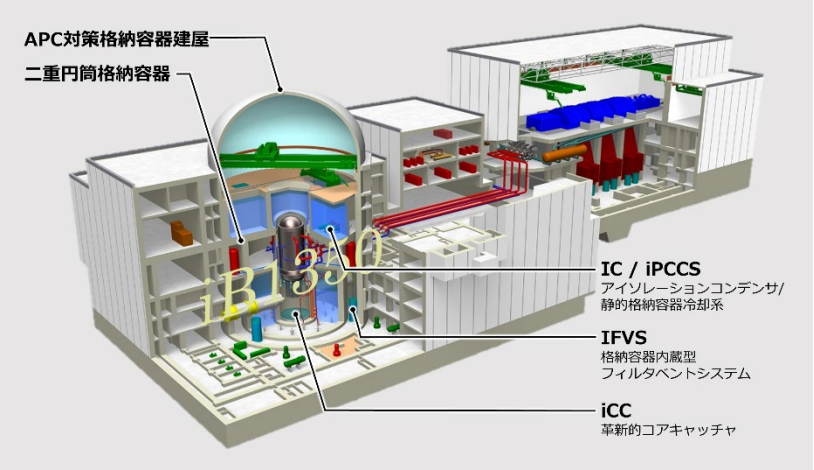


図 2　iB1350 の全体概要図

万一の事故発生時の被害拡大防止・極小化には過酷事故（SA）時に発生した水素および放射性物質（FP）を閉じ込め、環境への FP 放出を最小限に制限する必要がある。iB1350 は SA 時に格納容器（PCV）ベントを不要とすることで周辺環境への放射性物質の拡散を回避し、緊急時退避不要を実現する安全コンセプトを有している。そのための手段として、二重円筒格納容器と静的安全系を採用している。

二重円筒格納容器は SA 時に発生する水素および FP をアウターウェル（O/W）に閉じ込めることができる。また、事故時の圧力を内筒と外筒で分散することで設計圧力を低減するとともに、二重円筒構造により耐震性を向上させている。

静的安全系は長期 SBO や LUHS 時の炉心損傷防止機能、および SA 時の格納容器破損防止機能を有する。各設備の機能を図 3 に示す。

航空機落下（APC）に対しても頑健な格納容器建屋内に防護された静的安全システムによる対策が可能なため、既設炉のように SA 設備に加えて、特定重大事故等対処施設の追加設置を必要としないことで経済性の向上を目指している。

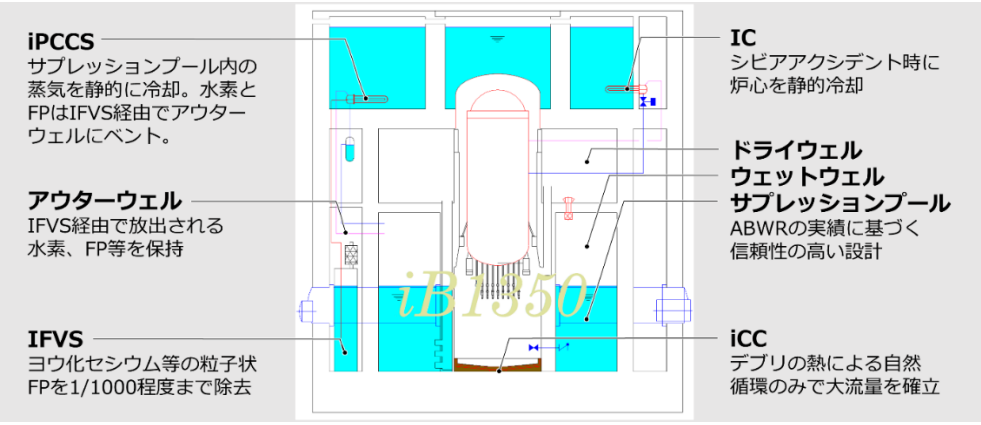


図 3　静的安全性の概要

現在、iB1350 は基本設計の段階にある。2030 年代の建設をターゲットとし、以下の主要技術開発項目に取組んでいる。

- 二重円筒格納容器の構造成立性の確認
- 規制審査対応準備
  - 許認可解析コードの整備、 1 F 事故の知見を反映した SA 解析、SA 時の被ばく評価
  - 新設炉向け規制基準適合性の予備評価
- iPCCS による静的な S/P 冷却および長期格納容器冷却性能の検証（実証試験含む）
- iCC による長期デブリ冷却性能および構造成立性の検証（実証試験含む）

3. 高温ガス炉

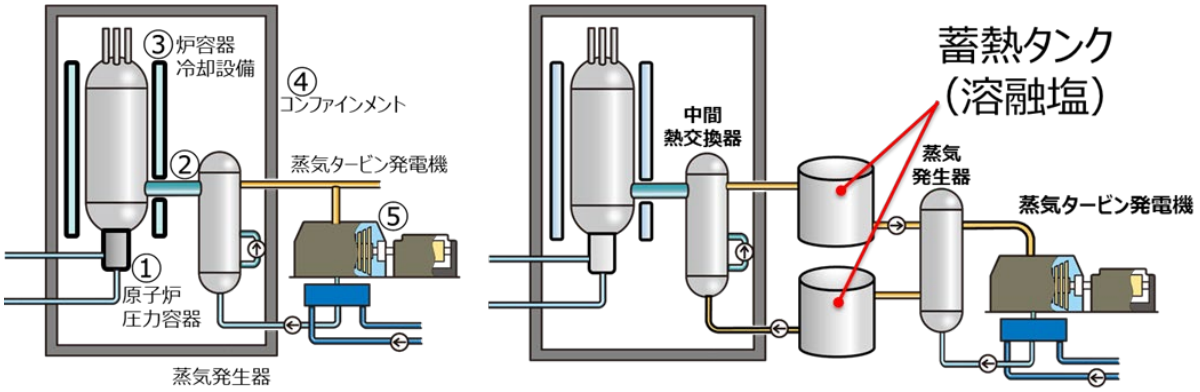
高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。東芝 ESS では日本原子力研究開発機構（JAEA）の高温工学試験研究炉（HTTR）[3]の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用高温ガス炉の開発を進めており、富士電機株式会社と連携して設計活動を進めている。現在検討中の 4 モジュール構成の高温ガス炉の主要仕様を表 2 に示す。閉じ込め機器はガス炉の固有安全による炉心溶融回避の特性を踏まえ、従来の鋼製格納容器に代えてコンクリート製のコンファインメントを採用することで建設コストの低減を図っている。

表 2　高温ガス炉の主要仕様

冷却材	ヘリウムガス
熱出力／電気出力	2400MWt／1008MWe （４モジュール構成）
一次系温度／圧力	750℃（原子炉出口／7MPa）
燃料	セラミック製被覆燃料粒子、 ブロック型
運転サイクル	約 1.5 年
発電方式	蒸気タービン
閉じ込め機器	コンファインメント

実用化にあたっては実績を重視した開発方針の下で安全性の向上や設計合理化を通じた経済性向上を図りつつ、早期実用化を目指している。実用化に向けた取組みを以下に示す。

- 安全性向上に向けた取組み
  - 原子炉圧力容器と蒸気発生器を横に並べて 2 重管構造の圧力容器で接続したスリーベッセル構造概念の導入。接続構造は圧力容器扱いとし、供用期間中検査を行うことで二重管破断回避を図る（図 4 の②：サイド・バイ・サイド配置)。
  - パッシブな自然循環冷却による事故時の崩壊熱除去（同図 ③）
- 経済性向上に向けた取組み
  - 原子炉出口温度を低温化し、RPV の材料を 2・1/4Cr 鋼から軽水炉で実績のある低合金鋼(Mn-Mo 鋼)へ変更（同図 ①）
  - RPV と SG の横並び（サイド・バイ・サイド）配置による高温配管短縮（同図 ②）
  - 固有安全性を生かした格納容器を不要とする閉じ込め概念（コンファインメント）（同図 ④）
- 早期実用化に向けた取組み
  - 実用化済みの上記タービン発電を採用（同図 ⑤）



（1）蒸気タービン発電システムによる早期実用化　　（2）将来：蓄熱発電と組み合わせ
再生可能エネルギーの出力変動に応じた運転

図 4　実用化に向けた高温ガス炉の技術概要

また、再生エネルギーの出力変動に柔軟に対応するため、高温ガス炉の高温特性と蓄熱技術を組合せたシステムを考案している（図 4（2））。同システムでは、原子炉熱出力は一定のまま蓄熱系により電気出力を柔軟に調整可能である。高温ガス炉では蓄熱温度を高くできることから、蒸気タービンに最適な熱源を供給することが可能である。尚、蓄熱には太陽熱発電で実績のある溶融塩蓄熱システムを採用している。

今後は商用高温ガス炉プラントおよび蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

4. まとめ

安全性と経済性を兼ねた次世代プラントとして、次世代大型軽水炉 iB1350 と高温ガス炉の概要を紹介した。両プラントとも既往実証技術を最大限活用しつつ、最新知見も取り入れることでイノベーションの追求と 2030 年代をターゲットとした早期実用化の両立を図る。

iB1350 は安全性と経済性を向上した次世代大型軽水炉として大規模電源需要に対応するとともに、高温ガス炉は中規模電源ニーズに対応しつつ、高温や固有安全の便益を取り込むことで再エネとの共存をはじめとする高温ガス炉の付加価値を訴求していく。

*Kazuhito Asano[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

2022年春の年会

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画改定を踏まえたプラントメーカによる原子力事業展開活動
Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

（2）カーボンニュートラル実現に向けた日立の原子力事業展開

(2) Nuclear Business Development of Hitachi to Achieve Carbon Neutral

*吉川 和宏[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

2021 年 10 月に閣議決定された第 6 次エネルギー基本計画では、カーボンニュートラル実現に向けて電源の脱炭素化を進めていく方針が示された。また、再生可能エネルギーだけでは電力の安定供給の実現が難しいことが指摘され、原子力は安定したゼロエミッション電源として改めて評価されており、高速炉、小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）、高温ガス炉、核融合等の研究開発推進が明記されている。

一方、福島第一原子力発電所事故の反省としての安全対策強化によるコスト増加、再生可能エネルギーの低価格化等により、他電源に対するコスト競争力の確保が課題となっている。そのため、建設コスト低減により経済性を高めた SMR が世界的に注目されている。

また国内では、今後の既設軽水炉の再稼働本格化による使用済燃料貯蔵量の増大や、再処理施設の稼働によるプルトニウムの蓄積が課題となり、既設軽水炉でプルトニウムを利用するプルサーマルの推進、およびさらなるプルトニウムの利用と資源有効活用、放射性廃棄物の削減や有害度低減を目的とした高速炉の開発も継続されている。

本稿では上述したエネルギー基本計画改定と社会的ニーズを踏まえ、カーボンニュートラル実現に向けた日立の原子力事業展開の概要について紹介する。

2. 日立の原子力事業展開

2-1. 新型炉開発

日立 GE ニュークリア・エナジー（日立 GE）では、BWR（Boiling Water Reactor：沸騰水型軽水炉）の建設経験と燃料サイクル技術を基に、前述した社会的な要請に応えるため、現行の建設・運転実績のある大型炉 ABWR（Advanced BWR：改良型 BWR）の安全対策強化により安全性を高めつつ、小型化･簡素化により安全性と経済性の両立を目指した次世代小型軽水炉 BWRX-300、実績豊富な軽水冷却技術を用いた軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR）、固有安全性を有する金属燃料を採用した小型液体金属冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の３つの炉型の開発を進めている（図 1）。

2-2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

BWRX-300 は、米国 GE Hitachi Nuclear Energy（GE 日立）社と共同開発を進めている電気出力 300MWe 級の小型軽水炉であり、静的安全システムの導入と原子炉システムの簡素化により、高度な安全性と高い経済性の両立を実現する。また、原子炉には自然循環型の冷却メカニズムを採用している。

BWRX-300 では、プラントシステムのさらなる簡素化を目的として、隔離弁を原子炉圧力容器に直付け（隔離弁一体型原子炉）することで原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、原子炉で想定される主要な事故である冷却材喪失事故（LOCA: Loss of Coolant Accident）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を取り入れている。また、事故時には、静的な安全システムである非常用復水器により、交流電源と運転員操作無しで原子炉の継続的な冷却が可能な設計としている。この結果、安全性の向上と同時に、非常用炉心冷却系ポンプ等の大型動的機器の削減と、原子炉建屋および原子炉格納容器の小型化を実現し、高い経済性

も追求できる設計となっている。加えて、原子炉格納容器の大部分を地下に埋設（図 2 参照）することで、テロなどを含む外的事象への耐性を強化している。

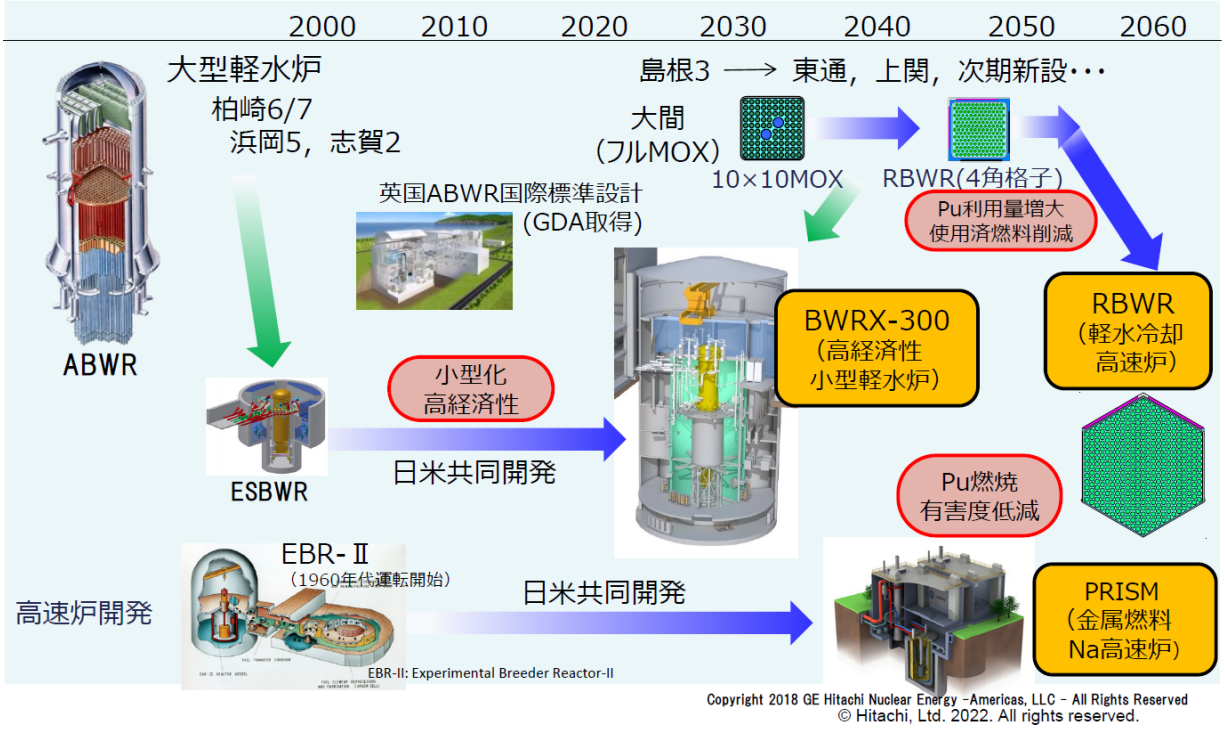


図 1　日立の原子力ビジョンと開発の流れ

BWRX-300 は、米国にて設計型式認証 （Design Certification） を取得した ESBWR（Economic Simplified BWR）をベースに開発した炉型である。使用する燃料および原子炉系のほとんどの機器には、既存の原子力発電所にて採用実績のある技術を採用する。このように実績のある技術・製品を活用することで、開発リスクおよび許認可リスクを最小化している。

近年の大型炉建設プロジェクトにて見られた長期間の建設工事による初期費用の増加に対しては、モジュール化率を向上させた工場完成型一体据付建設手法による建設リスクの低減といった、SMR 特有のメリットを追求するほか、周辺機器や工法には先進的な一般産業技術を積極的に採用し、建設工期や費用の低減を図っている。

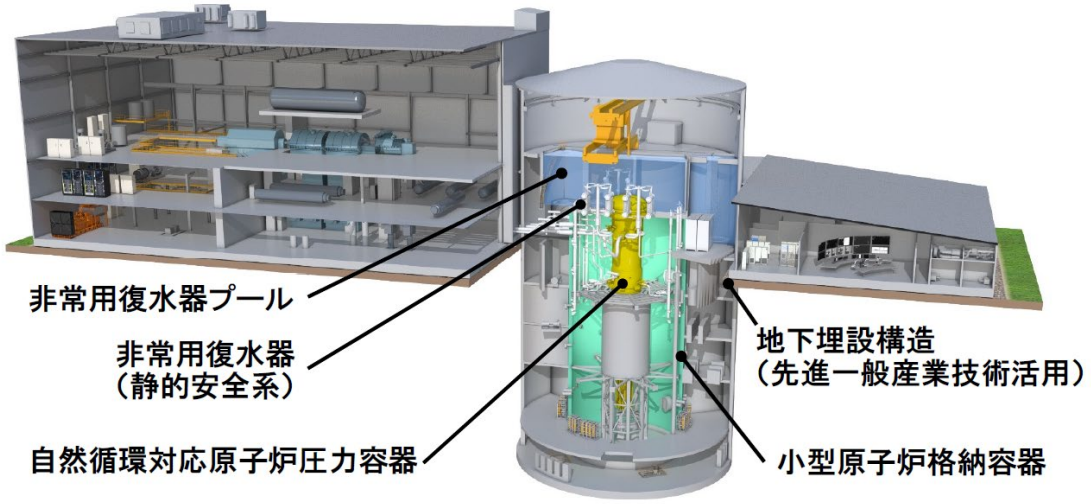


図 2　次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図

2021 年 12 月には、カナダのオンタリオ州営電力 （OPG 社 : Ontario Power Generation）が、同社のダーリントン原子力発電所に建設する SMR として BWRX-300 を選定したことを発表した。米国 GE 日立社と協力関係にある日立 GE も、本プロジェクトに関与していく。

2-3. 軽水冷却高速炉 RBWR

RBWR は、実績豊富な軽水冷却技術を活用しつつ、資源有効利用と使用済燃料の環境負荷低減を目指した原子炉である。燃料棒を密に配置（稠密燃料）するとともに、原子炉内で冷却水が沸騰する BWR の特長を活用し、中性子の冷却水との衝突による減速を抑制している。中性子のエネルギーを従来 BWR よりも高めることで、使用済燃料に含まれ、放射能が長期間減衰しない要因となっているプルトニウムやマイナーアクチニドなどの超ウラン元素（TRU: Trans-uranium）を燃料として再利用することを可能とする。

また、RBWR の概念は BWR をベースとしており、あらゆる BWR（ABWR や BWRX-300 など）への応用が可能である。例えば、RBWR の稠密燃料を現行 BWR に適用して高エネルギー中性子の利用を段階的に実証する等、核燃料サイクルにおける再処理技術および燃料加工技術の進展に合わせた段階的な開発ができるといった利点を有する。

2-4. 小型液体金属冷却高速炉 PRISM

PRISM は、米国 GE 日立社と共同開発を進めている、単一モジュールあたり電気出力 311MW の金属燃料を採用した小型モジュール型のナトリウム冷却高速炉である。高速炉技術により、燃料である核分裂性物質を消費しながら、燃料となる核分裂性物質を生成することができ、将来の資源持続性への貢献が期待できる。

安全系には、外部空気の自然循環を活用した受動的安全系 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System: 原子炉容器補助冷却システム）を採用し、事故時においても、電源および運転操作無しで崩壊熱の除去が可能な設計としている。

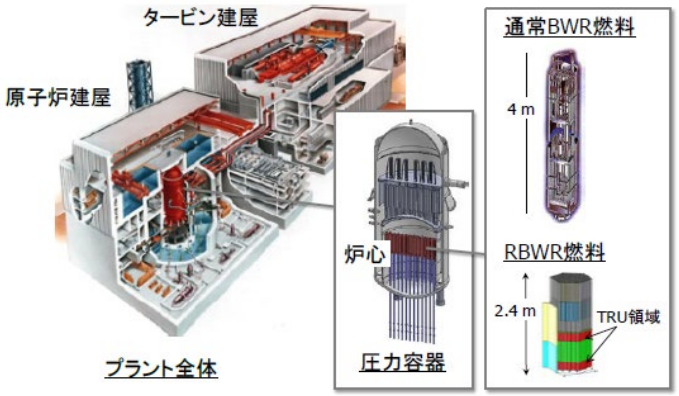


図 3　軽水冷却高速炉 RBWR の概略図

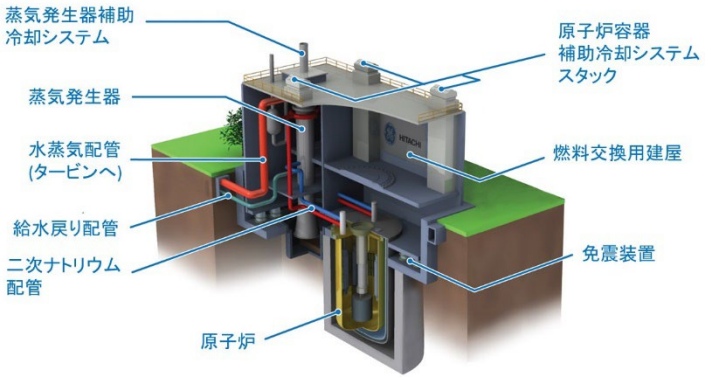


図 4　小型液体金属冷却高速炉 PRISM の概略図

3. まとめ

日立 GE は、カーボンニュートラルの実現に不可欠となる、原子力発電所への初期投資の抑制、長期的な安定電源の確保、放射性廃棄物の有害度低減といった社会的ニーズに対応するため３つの新型炉、BWRX-300、RBWR および PRISM の開発を推進している。今後も、原子力政策の反映、ユーザー意見の取り込み等、社会的受容性を高め、クリーンエネルギーへの投資喚起を念頭に技術開発を実施していく予定である。

*Kazuhiro Yoshikawa[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2022年春の年会

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画改定を踏まえたプラントメーカによる原子力事業展開活動
Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

(3) カーボンニュートラル実現に向けた三菱重工 原子力事業の取組み
(3) Mitsubishi's Nuclear Power Business for Achievement of Carbon Neutrality

*神崎 寛[1]
[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

2020年10月の菅首相による所信表明において、日本が2050年までにカーボンニュートラルを目指すことが宣言され、これを踏まえて第6次エネルギー基本計画が2021年10月に改定された。新たなエネルギー基本計画では、原子力は「重要なベースロード電源」との位置付けを維持しており、「必要な規模を持続的に活用していく」との方針が示された。また、各国でカーボンニュートラル実現に向けて原子力発電への期待も高まってきている。

原子力はカーボンフリーかつ大規模・安定電源であり、エネルギーセキュリティ上の観点も含めて重要なベースロード電源であり、2050年カーボンニュートラルの達成に向けて原子力の活用は必須と認識している。一方、国内においては、東日本大震災以降、国民の原子力に対する信頼は低下しており、その信頼回復が最重要課題である。当社は、その信頼回復に向けて、国内既設プラント(PWR、BWR)の再稼働支援/特定重大事故等対処施設（特重設置）を推進している。また、原子力の長期活用、高レベル放射性廃棄物の減容化/有害度低減には、核燃料サイクル確立が必要であり、早期竣工に向けて主幹会社として支援している。

更に世界最高水準の安全性を実現する次世代軽水炉の実用化により将来のカーボンニュートラル実現に貢献していく。その先の多様化する社会ニーズに応じて小型炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉の開発を進め、実用化していく。2050年以降の長期的な視野に立って、恒久的な“夢のエネルギー源”である核融合炉を実用化すべく挑戦を続けていく。

本稿では当社が開発に取り組んでいる革新型軽水炉（次世代軽水炉、軽水小型炉）や将来炉（高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉）、核融合炉について紹介する。

なお、当社は、経済産業省 NEXIP 事業も活用し、軽水小型炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉の開発を進めている。

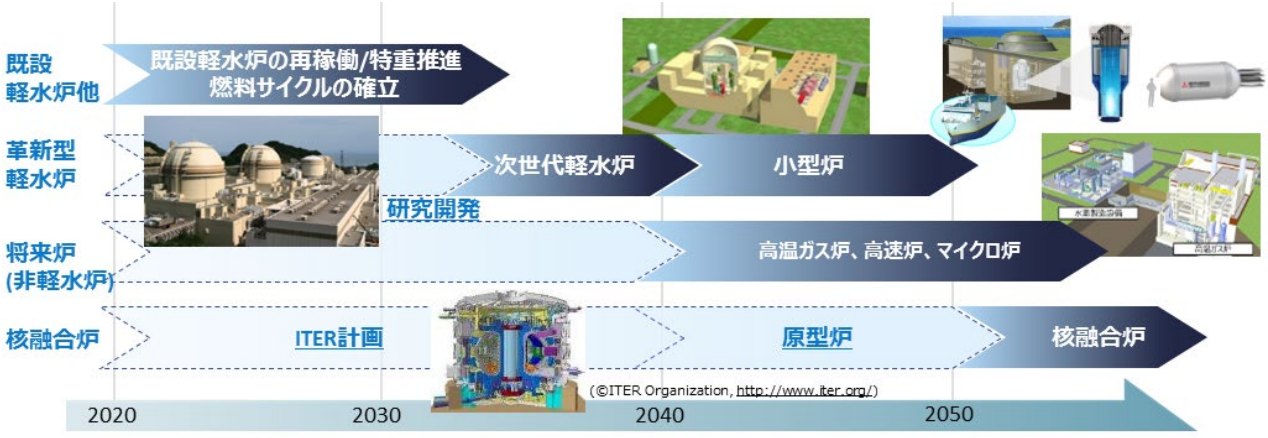
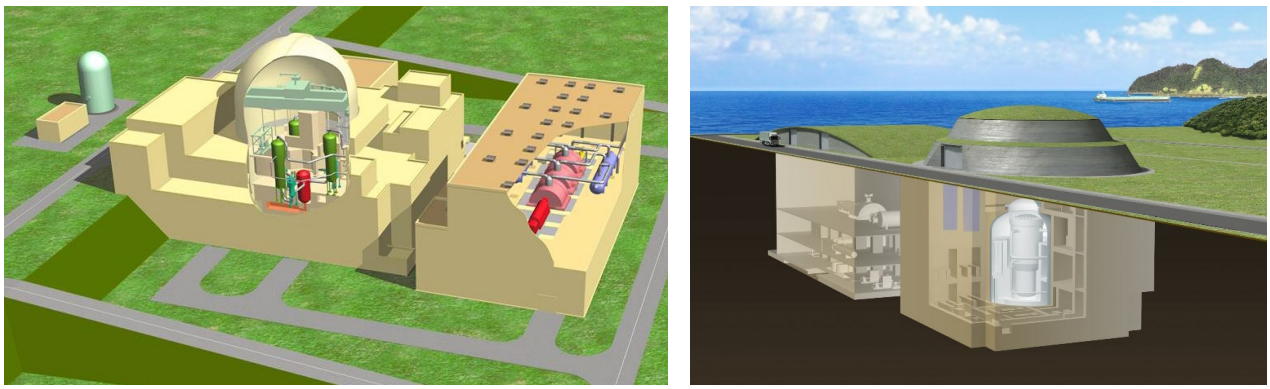


図1 開発ロードマップ

2. 革新型軽水炉開発の取組み

当社は、革新型軽水炉シリーズとして、2030 年代半ばの実用化を目標に、高い経済性に加え、革新技術を採用した世界最高水準の安全性を実現する次世代軽水炉の開発を推進している。

革新技術導入/コンパクト化により安全性を向上した革新型軽水炉シリーズ（図 2）は、先ず 2030 年代半ばに次世代軽水炉を市場投入し、その後、将来の多様化する社会ニーズに応じて、分散型電源（軽水小型炉）を市場投入していく。



次世代軽水炉　　軽水小型炉

図 2 革新型軽水炉シリーズ

(1) 次世代軽水炉

次世代軽水炉は、地震・津波その他自然災害への対応、大型航空機衝突・テロ対策、シビアアクシデント対策等の世界最高水準の安全対策に加え、自然エネルギーとの共存等の社会ニーズを踏まえてプラント機能を向上させている。次世代軽水炉の主な特徴を表 1 に示す。

表 1 次世代軽水炉の主な特徴

特徴	内容
耐震性･津波耐性等の強化	福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえ、国内の厳しい地震条件にも余裕を持った耐震設計、津波影響を受けないドライサイト設計を採用した。建屋頑健化や火山灰侵入防止対策等により、その他の外部事象（台風や火山等）に対する耐性についても大幅に強化している。
多重性・多様性等の強化	国内の新規制基準へ完全に適合した新しい安全設計の採用、多重性・多様性強化等により、世界最高水準の安全性、信頼性を実現する。
格納容器閉じ込め機能強化	鋼製格納容器と強靭化した外部遮蔽壁の２重構造の採用、コアキャッチャ等の最新技術の導入により、大型航空機衝突（Airplane Crash:APC）耐性や、最終障壁となる格納容器の閉じ込め機能を強化している。
放射性物質放出防止	万一の事故時対応として、格納容器中の空気から放射性希ガスを除去する放射性物質放出防止システムを導入し、周辺環境への放射性物質の大量放出を防止し、事故影響を発電所敷地内に限定する。
再生可能エネルギーとの共存	再生可能エネルギーとの共存性を高めるため、出力調整機能（周波数制御、負荷追従）を強化する。再生可能エネルギーの拡大に伴う夜間・荒天時等の出力変動や電力系統不安定化等の課題に対し、従来火力で対応していた系統安定化対策を原子力でも対応可能とする。

(2) 軽水小型炉

当社では、将来の多様化する社会ニーズに応じて小規模グリッド向け発電用軽水小型炉（～30 万 kW）や、離島向けモバイル電源・災害非常用電源などに適用する船舶搭載炉（～3 万 kW）への展開を見据えた軽水小型炉を自社技術で開発している。発電用軽水小型炉の特長として、自然循環冷却によって冷却材ポンプを不要とし、原子炉容器内に蒸気発生器等を内蔵する一体型原子炉を採用して主冷却材配管を削除することにより、原子炉冷却材喪失等の事故発生を原理的に排除している。また、事故時に動的機器を使用しないパッシブ安全システムの採用により安全性を向上させ、更に原子炉建屋を地下立地とすることによる航空機衝突等への耐性強化や、二重格納容器の採用により、放射性物質の閉じ込め機能を強化している。

軽水小型炉については、これまで国内 PWR24 基の設計・建設・保守を通じて培った三菱 PWR 技術をベースに、2000 年代から一体型モジュラー炉（IMR）の開発を行い、自然循環冷却試験、安全システム検証試験等によって要素技術の実証を行ってきた。

3. 将来炉、核融合炉開発の取組み

(1) 高温ガス炉

高温ガス炉は、炉心溶融を起こさない固有の安全性と、900℃以上の超高温の核熱利用を特徴としており、カーボンフリーの高温熱源を利用した水素製造が可能である。

当社は、大量かつ安定的な水素供給を可能とする高温ガス炉プラントの開発に取組んでいる。大量かつ安定的な水素製造を実現すれば、鉄鋼業界をはじめとした産業界（非電力分野）の脱炭素化に貢献することができる（製鉄の過程では大量の CO_2 が発生するが、鉄鋼業界では、将来的に水素還元製鉄への転換を目指した取組みが進められており、その実現には大量の水素が必要となる）。

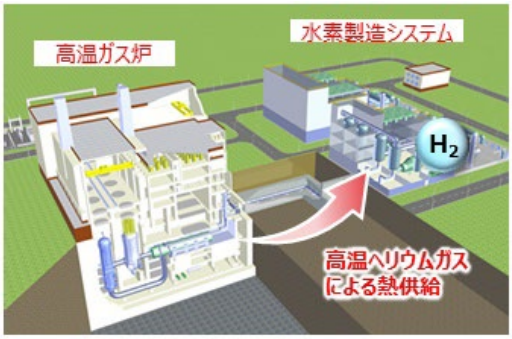
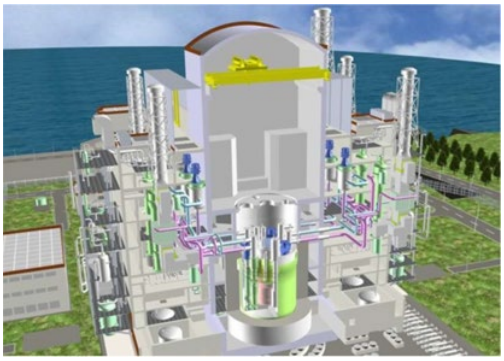


図 3 高温ガス炉開発の取組み

(2) 高速炉

国は、核燃料サイクル政策の下、資源有効利用等の観点から引き続き、高速炉開発を推進していく方針を示している。高速炉サイクルの確立によって、長期的な原子力の活用、そしてカーボンニュートラルの維持に貢献することができる。

当社は、1970 年代から実験炉“常陽”、原型炉“もんじゅ”開発、建設等の国家プロジェクトに参画している。2007 年に国の高速炉開発の中核企業に選定されて以降、最も実績がある MOX 燃料ナトリウム冷却高速炉を念頭に、21 世紀半ば頃の高速炉運転開始を目標に開発を推進している。また、日仏や日米（Natrium 炉）など国際協力にも参画し、ここで得られる知見も活用して厳しい地震条件などを考慮した国内にも適用可能な日本独自のプラント概念を開発していく。



（経済産業省からの受託事業である“高速炉の国際協力等に関する技術開発”の成果を含みます）

図 4 高速炉プラント概念（例）

(3) **マイクロ炉**

マイクロ炉は、一般的な小型炉よりも更にサイズ・出力レベルが小さい炉であり可搬性を備えている。当社では、送電網の整備されていない離島や僻地等での電源利用を目的とした、図５に示すポータブル原子炉（コンテナ内に収納可能）を開発中である。このマイクロ炉は、燃料交換が不要で長期間の遠隔自動運転、メンテナンスフリーを実現する。また高熱伝導体を用い液体の冷却材を用いない全固体原子炉であり、冷却材喪失のような液体の冷却材に起因する事故の原因を排除している。

図５ マイクロ炉の開発イメージ

(4) **核融合炉**

2050 年以降も見据えた長期的視野に立ち、恒久的な夢のエネルギー源である核融合炉の開発を世界の主要な先進国と共同（7 極：日、EU、米、露、中、韓、印）で推進している。大型国際プロジェクト ITER 計画において、2026 年のファーストプラズマに向けて、高度な詳細設計・製造技術を活かした主要機器の製造等を通じて引き続き貢献していく。更に ITER 計画に続いて、核融合実現に必要な原型炉概念設計等の活動にも参画中である。

4. まとめ

原子力は確立したカーボンフリーかつ大規模・安定電源であり、重要なベースロード電源である。2050 年カーボンニュートラル達成に向け、将来に亘って原子力の活用が必須である。

当社は、既設プラントの再稼働支援/継続的な安全性向上に取り組むことで国民の信頼回復に努め、更に世界最高水準の安全性を実現する次世代軽水炉の実用化や将来の多様化する社会ニーズに応える分散型電源としての軽水小型炉により、カーボンニュートラルの実現に貢献していく。

更に、その先を見据えて、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉の開発や、核融合炉の実用化への挑戦を続けていく。

---

*Yurugi Kanzaki[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science Division

[2F_PL] Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

Chair: Makoto Hashimoto (JAEA)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[2F_PL01] Overview of the Umbrella Project, a Newly Established Platform for the Field of Radiation Protection

*Reiko Kanda[1] (1. QST)

[2F_PL02] Study on individual dose registry system for occupational exposure

*Michio Yoshizawa[1] (1. JAEA)

[2F_PL03] Efforts to train and secure on radiation protection experts in nuclear emergencies

*Chie Takada[1] (1. JAEA)

[2F_PL04] Activities of the Working Group on Effective Dose and Operational Quantities

*Michiya Sasaki[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（1）放射線防護アンブレラ事業の概要

(1) Overview of the Umbrella Project, a newly established platform for the field of radiation protection

*神田　玲子[1]

[1]量子科学技術研究開発機構　放射線医学研究所

1. 緒言

原子力規制委員会は、平成29 年度から「放射線安全規制研究戦略的推進事業」として、①放射線源規制・放射線防護による安全確保のための根拠となる調査・研究を推進するための事業と、②規制活動及び研究活動の土台となる放射線防護研究関連機関によるネットワーク構築を支援するための事業を開始した。本発表では、この取り組みで採択された標題のネットワークの5 年間の活動を概説する。

2. アンブレラ事業の概要

2-1. 目的

アンブレラ事業は、放射線防護の喫緊の課題の解決にふさわしいネットワークをつくりながら、放射線防護のアカデミアと放射線利用の現場をつなぐことを目的としている。そのため、放射線防護関連学会等の連合体である「放射線防護アカデミア」、緊急時対応人材の確保をめざす「緊急時放射線防護検討ネットワーク」、職業被ばくの国家線量登録制度構築を目指す「職業被ばくの最適化推進ネットワーク」が独自に活動しつつ、一つ傘の下で連結し、参加機関の代表者から構成される代表者会議が意思決定する体制で活動を行った。

2-2. 成果

活動に当たっては、課題解決案を国等に提案するのみならず、合意形成や施策の実施にアカデミアとして協力すること、常日ごろから情報や問題意識を共有する環境を整備することを目標にしている。そのための体制整備や意思決定のルール作りもこの事業の成果と考えている。また 5 年間の間に本事業内での検討結果を、誌上発表（16 編。2 編の原著論文を含む）、口頭発表（17 件）、審議会等での報告（10 件）を行った。また報告会（10 回）や学会での企画セッション（10 回）を開催し、ステークホルダーとの対話を行った。

2-3. 放射線防護アカデミアの活動の総括

異なる専門性や関心を持つ学会同士が連携して検討を行うプロセスとして、①学会ごとの検討結果を一本化する、①各学会からの派遣メンバーで検討部隊を組織する、といった二通りの方法がある。「放射線安全規制研究の重点テーマの提案」と「事故予防や緊急時対応に関する提言のとりまとめ」は①のプロセスを採用し、「低線量リスクのコンセンサスのとりまとめ」と「線量の新概念の国内導入に関する検討」は②のプロセスで実施した。また学会が共同して放射線防護人材の実態調査を行い、専門家が 10－20 年前に比べて 2 割ほど減少し、高齢層側にシフトしていること、40-50 代が減少していることを明らかにした。人材の枯渇化に関しては、本事業内で根本的解決策を実施することは難しいが、若手の国際的機関のイベントへの派遣、若手が企画するイベントへの支援、キャリアアップやすそ野拡張につながる Webinar の開催等を行った。また国際動向報告会を放射線防護の問題意識を共有し深く掘り下げる場として定着させた。

2-4. 放射線防護アカデミアの今後について

代表者会議では、本事業内でアカデミアが行った各活動を振り返り、その結果、学会が連携して行う検討や調査および Webinar の企画・開催が特に有意義であり、今後も継続すべきだとの結論を得た。現在は、これらの活動が行える緩やかな連合体の設立に向けて、参加を希望する団体との意見聴取を行っている。

---

*Reiko Kanda[1]

[1]National Institute of Radiological Sciences, National Institutes for Quantum Science and Technology

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（2）職業被ばくの線量登録管理制度の検討

(2) Study on individual dose registry system for occupational exposure

*吉澤 道夫[1]，神田 玲子[2]，浅野 智宏[3]，飯本 武志[4]，岡﨑 龍史[5]，百瀬 琢麿[1]，渡部 浩司[6]

[1]原子力機構，[2]量研，[3]放影協，[4]東京大学，[5]産業医科大，[6]東北大学

1. 緒言

平成 29 年度から開始されたアンブレラ事業の課題解決型ネットワークの一つとして、職業被ばくの線量登録管理制度について検討グループで検討してきた。この検討結果を報告する。

2.検討の背景と目的

我が国では、放射線作業者の全ての職業被ばくの線量（個人線量）を登録管理する制度が原子力分野を除き整っていない。このため、日本学術会議から提言「放射線作業者の被ばくの一元管理について」が 2010 年に出された。しかし、その後具体化が進んでいない。そこで、国家線量登録制度検討グループを設置し、大学、原子力、医療分野のメンバーで検討を進めた。学術会議の提言が実現しなかった要因として、広くステークホルダーを巻き込んだ議論になっていなかったこと、特に国と事業者の両方に支持されなかったことが大きい。このため、本検討グループでは、実現可能性のある合理的方法を提案し、ステークホルダーと議論を行い、具体的な解決策を提示することを目的とした。

3.検討内容

検討グループでは、複数の制度案とそれらの展開を学会等のステークホルダー会合で報告し、意見を求めながら検討を進めた。原子力分野は制度が確立していることから、主な議論の対象は、医療分野と大学関係である。検討グループでは、①国家線量登録機関による中央一括管理（学術会議が提言した全作業者を対象とした理想的な制度）、②事業者設置機関による一括管理（全作業者対象）、③事業者設置機関による管理（複数事業所で作業する、一定線量以上の被ばく線量のある者を対象）、④業界・分野別の管理　の 4 つの制度案とその展開を検討した。検討の結果、分野別に状況・課題がかなり異なる（原子力分野は新しい制度を必要としていない、医療分野は当面は線量計着用などの線量管理上の課題が多い状況であるが、被ばく線量の把握状況等を踏まえると線量登録管理制度の必要性は高い、大学関係は被ばく線量が低く線量管理よりも記録の合理化が優先課題である）ことから、まず制度が未確立の分野（特に異動が多く、被ばく前歴の把握が十分ではない医療分野）が特徴にあった制度を構築し、将来的に全分野統一的な制度を目指すアプローチがよいとの結論を得た。ただし、将来の全分野の一元管理を目指すため、個人識別番号の付与、登録する線量の標準化、個人情報管理（事前同意等）などを共通化しておくことが重要である。また、業界・分野別の制度について、特に医療分野を前提として具体的な線量登録フローを検討した。このフローは、個人識別情報付与から線量測定サービス機関を活用した線量の登録、登録された線量の照会までを含むものである。

3. 結言

制度構築を実現するには、ステークスホルダーでの具体的な検討の推進が必要である。先行制度発足の経緯を踏まえると、制度実現（特に医療分野）には、国と業界・分野の両方が線量登録管理制度構築の必要性を認識し、検討を進めることが重要である。大きな課題は費用であり、制度設計においてコストダウンの検討が重要である。これらを踏まえ、今後も医療分野、大学関係、線量登録・測定関係機関などが集まるネットワークを形成し、制度の検討状況等について情報共有・意見交換を行い、推進へのアクションを継続的に行っていく必要がある。

---

*Michio Yoshizawa[1], Reiko Kanda[2], Tomohiro Asano[3], Takeshi Iimoto[4], Ryuji Okazaki[5], Takumaro Momose[6] and Hiroshi Watabe[6]

[1]JAEA, [2]QST-NIRS., [3]REA, [4]Tokyo Univ., [5]UOEH, [6]Tohoku Univ.

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（3）原子力緊急時の放射線防護に関する専門家の育成・確保の取り組み

(3) Efforts to train and secure on radiation protection experts in nuclear emergencies

*高田千恵[1]，中野政尚[1]，宗像雅広[1]，吉田忠義[1]，横須賀美幸[1]，
山田純也[1]，前田英太[1]，渡邊裕貴[1]，富岡哲史[1]，百瀬琢麿[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

万一の原子力緊急事態発生時，放射線防護分野の専門家には各所で専門性を活かした適切な情報発信・支援・指導・助言等を行うことが望まれる。「緊急時放射線防護検討ネットワーク（以下，「NW」という。）」では，必要な知識・スキルを持った専門家の育成・確保に向けた取り組みを行った。

2. 取り組みの成果

2-1. 現状・課題の整理

検討会・アンケート・個別の意見聴取・学会でのシンポジウム等により，大学教員，電力事業者，研修事業や放射線測定機器販売等を行う民間企業等からの意見を収集し，本件に係る現状・課題の整理を行った。その結果，国内の専門家の数自体が減少しており年齢層による凹凸もあること，組織・個人が自主的な取り組みとして万一の緊急時に向けた知識・スキルを身に付けるための資源（予算・人員等）の余裕がなく，NW活動の継続的な維持・発展のためには資金の確保が不可欠であることなどが挙げられた。

2-2. 分野別ネットワークでの課題解決の取り組み

NW 活動の１サンプルとして，環境モニタリング分野の専門家で構成したサブネットワークにおいて，茨城県東海・大洗地区の 4 つの事業所における環境放射線モニタリングデータを収集・統合して福島第一原発事故による環境影響を検討し、その結果を発表した[*1)]。

2-3. 「原子力緊急事態対応ガイド」（以下，「ガイド」という。）案の作成，教育の試行

緊急時に向けた自己研鑽の情報源とすることを目的としたガイド案を作成した。このガイドは原子力緊急事態の対応に関わる全ての専門家を対象とした「共通編」と，専門分野別の「緊急時モニタリングセンター（EMC）活動者編」・「避難退域時検査活動者編」で構成し，各々，①専門家に求められる役割と必要なスキルと②スキルの獲得・維持に必要な教材等の情報をまとめている。また，人材育成方法の検討の一助とすべく，このガイド案をテキストとした Web ベースの教育を 30 歳代半ば頃までの若手を対象に試行し，合計で約 150 名の参加を得た。

2-4. NW のあり方の検討

将来にわたり有効性の高い NW 活動が確実に継続されることを目指し, NW の理想的なあり方を検討した。NW には，関係する機関・団体間の連携だけでなく中核としての役割をもつ機関が不可欠であり，わが国の現状を考慮すると中核機関には国による新たな支援（事業委託等）が必要であると整理された。

3. 結言－今後の取り組み

原子力機構では現在，今後，将来にわたって持続可能な NW 活動が継続されることを目指し，緊急時支援・研修センター（NEAT）を中心とし機構内の各研究拠点の放射線管理部署及び放射線防護関連の研究部署, QST や電力事業者等の指定公共機関と協調した取り組み，学会との連携等について準備・検討を進めている。

*1) 中野ら，茨城県東海・大洗地区における福島第一原子力発電所事故後の環境放射線モニタリングデータの共有と課題検討活動，保健物理 Vol.55-2, P102-109,2020

*Chie Takada[1], et.al

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（4）実効線量と実用量に関する WG の活動

(4) Activities of the Working Group on Effective Dose and Operational Quantities

*佐々木 道也[1]，保田 浩志[2]，床次 眞司[3]，細井 義夫[4]，橋本 周[5]，岩岡 和輝[6]，神田 玲子[6]

[1]電中研，[2]広島大学，[3]弘前大学，[4]東北大学，[5]原子力機構，[6]量研

1. 緒言

令和 2 年度のアンブレラ事業において、アンブレラ代表者会議の直下に、放射線に関わる量に対する正しい理解に向けたとりまとめと提言を目的とした WG を組織することが決定され、実効線量・実用量の新概念が与える影響、緊急時に用いる吸収線量と実効線量、シーベルトと発がんリスクに関する誤解など、放射線防護アカデミア全体にかかわるテーマを扱う「実効線量と実用量に関する WG」（線量 WG）が設置された。本発表では、線量 WG の 2 年の活動と今年度とりまとめた課題と提言について紹介する。

2. 実効線量と実用量に関する WG の活動

2-1. Webinar の開催

関係者（専門家、実務者、規制当局）の共通理解を深めるため、実効線量と実用量に関する計 5 回の webinar を令和 2 年度に開催した。この webinar では、線量の歴史、リスク評価、国外動向、生物影響、コミュニケーション等様々な情報が改めて示され、課題が共有された。

2-2. 課題と提言の取りまとめ

今年度は、昨年度までに整理された情報、あるいは新たな情報をふまえて背景と現状を今一度整理して将来的の具体的アクションに結び付けるための提言を検討した。平成 31 年度の国際動向報告会、令和 2 年度のアンブレラ事業参画学会の調査や提言、他団体からの情報等を踏まえつつ、最近の主な動きとして、ICRU 報告書 95[1]、ICRP 刊行物 147[2]、及び ICRP 論文[3]についても内容を整理し、現状と課題に加えた。また、提言の検討にあたって、(1)関連学会及び規制関連省庁に対しては、新実用量を取入れる場合に必要な検討や準備を、(2)研究開発機関、専門家に対しては、規制ニーズのある研究と国際機関に対して日本から提供可能な情報（粒子線の RBE など）の観点を、そして(3)放射線管理・医療の実務者に対しては実務的課題の整理に結び付くよう心掛けた。提言は、①実効線量の取扱い、②放射線管理で用いる線量、そして③リスクの説明を対象としており、内容の詳細は当日紹介する。

3. 結言

参考文献[1]～[3]により、ICRP2007 年勧告前後から指摘されていた課題は対応されたもの、引き続き残っているものがある。現時点では、国際的な基準化及び国内への取入れ、現場適用等に対する課題の洗い出しは十分なレベルに達していない。我が国では 2007 年勧告の国内法令取入れが検討中である一方で、水晶体の新しい線量限度が法制度化され、また国際的には ICRP が次期主勧告の検討に着手した。しかし、線量は医療では日々患者への説明に使われ、緊急時への備えは着実に進めなくてはならないのも事実である。国際的なコンセンサス、国際動向、方向性を考慮しつつも、新しい実用量については、我が国の実状等も踏まえて社会に普及させるタイミングを検討する必要があると考えられる。

参考文献

[1] ICRU Report 95, J. ICRU 20(1) (Sage Publishing, Thousand Oaks, CA) (2020).

[2] ICRP Publication 147. Ann. ICRP 50(1) (2021).

[3] Clement et al., J. Radiol. Prot. https://doi.org/10.1088/1361-6498/ac1611 (2021).

*Michiya Sasaki[1], Hiroshi Yasuda[2], Shinji Tokonami[3], Yoshio Hosoi[4], Makoto Hashimoto[5], Kazuki Iwaoka[6] and Reiko Kanda[6]

[1]CRIEPI, [2]Hiroshima Univ., [3]Hirosaki Univ., [4]Tohoku Univ., [5]JAEA, [6]QST-NIRS

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 Dai-ichi Site

*Tsutomu Sata[1] (1. JAEA)

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

*Shoji Tsuchida[1] (1. Kansai Univ.)

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

*Norito Takeda[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata[1], Shoji Tsuchida[2], Norito Takeda[3], Chair: Kota Juraku[4] (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU)

[3F_PL05] Q&A session

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

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]

[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/ℓ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 Sata[1]

[1]JAEA

2022年春の年会

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]

[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 Tsuchida[1]

[1]Kansai University.

2022年春の年会

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 [1]
[1] 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 Yoshihito[1]
[1]Hokkaido Univ.

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

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata[1], Shoji Tsuchida[2], Norito Takeda[3], Chair: Kota Juraku[4] (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.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Licensing review of equipment for severe accidents

*Naoki Amano[1] (1. NRA)

[1G_PL02] Outline of measures against severe accidents of BWR (Concepts and equipment)

*Kozo Murakami[1] (1. Chugoku Electric Power)

[1G_PL03] Outline of measures against severe accidents of PWR (Concepts and equipment)

*Kouki Matsuda[1] (1. KYUDEN)

[1G_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

原子力安全部会セッション

シビアアクシデント対策などの評価の考え方と課題
Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

（1）SA 設備の審査について

(1) Licensing review of equipment for severe accidents

*天野 直樹[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

本発表では、本企画セッションの議論のベースを揃えるため、SA 設備の審査（前提とする事象、想定する環境、機能喪失の判断基準等）がどのように DB 設備の審査と異なるかについて紹介する。

なお、本稿・本発表は筆者個人の意見を述べるものであり、所属する組織の見解を示すものではないことを予めお断りする。

2. SA 設備の審査

2-1. 前提とする事象

DB の審査では、基準規則の要求事項に基づき DB 設備を設置するなどの安全設計を行う必要がある。また、安全設計の妥当性を確認するため、安全評価を行う必要がある。安全評価では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を想定した安全評価を実施し、基準規則に規定される判断基準を満足する必要がある。安全評価は、規則解釈において、旧原子力安全委員会の安全評価審査指針等に基づいて実施する旨を規定している。運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において想定する事象や解析条件は、安全評価審査指針等に規定されいてる。

SA の審査では、基準規則の要求事項に基づき SA 設備を設置するなどのハード対策が求められる。また、重大事故等技術的能力基準に基づき、SA に対処するための手順の整備、訓練の実施及び体制の整備などのソフト対策が求められる。これらの SA 設備の設置（ハード対策）及び SA の手順、体制の整備（ソフト対策）等の SA 対策に有効性があることを確認するため、有効性評価を行い、規則解釈に規定される評価項目を満足する必要がある。有効性評価において想定する事故シーケンスについては、規則解釈に規定されている。なお、有効性評価については、審査ガイドが制定されており、この中で、評価手法、解析条件等が規定されている。

2-2. 想定する環境

DB 設備は、基準規則において、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件においてその機能を発揮することができるものでなければならないと規定されている。

SA 設備は、基準規則において、想定される SA 等が発生した場合における環境条件において SA に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることと規定されている。

2-3. 機能喪失の判断基準

DB の安全評価において、解析上期待し得る緩和機能は、原則として、安全重要度分類の MS-1、MS-2 等の信頼性の高い設備としている。また、事故に対処するために必要な系統、機器について、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならないとしている。なお、事象発生前から動作しており、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しなくてもよいとしている。

SA の有効性評価においては、審査ガイドにおいて、故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性が示された場合には、その機能を期待できると規定している。

---

*Naoki Amano[1]
[1]Nuclear Regulation Authority

2022年春の年会

原子力安全部会セッション

シビアアクシデント対策などの評価の考え方と課題
Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

（2）BWR の SA 対策の概要（考え方、設備）

(2) Outline of measures against severe accidents of BWR (Concepts and equipment)

*村上 幸三[1]
[1]中国電力株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえて策定された新規制基準の規定に基づき，シビアアクシデント対策の整備を進めている。

シビアアクシデント対策を立案するにあたっては，確率論的評価手法（PRA）等を用いて，発電所が重篤な事態になるシナリオ（事故シーケンスグループ）を複数選定し，各重要事故シーケンスに対して対策の有効性を評価した。

本稿では，整備を進めているシビアアクシデント対策の概要を紹介するとともに，その対策を検討するにあたって注意を要した事項について紹介する。

2. シビアアクシデント対策の概要

設計基準事故に対処するための設備である非常用炉心冷却系（ECCS）による炉心冷却機能や除熱機能等が喪失した場合においても，炉心損傷の防止や格納容器破損の防止が達成できるよう，シビアアクシデント対策の整備を行っている。

炉心損傷を防止するための設備の１つとして，ECCS のポンプ，電源及び水源等と独立した常設の代替炉心冷却設備を新たに整備した。これに加えて，車載ポンプにより炉心冷却が可能な可搬型の設備も配備している。

格納容器破損を防止するための設備では，崩壊熱を海へ逃がすための設備である残留熱除去系が機能喪失した場合において，代替で格納容器を除熱することが可能である格納容器循環冷却設備，それに加え放射性物質を低減した上で崩壊熱を大気中へ逃がすことが可能である格納容器圧力逃がし装置を新たに整備した。

3. アクシデントマネジメント上注意を要した事項

選定した事故シーケンスや格納容器破損モードに対して，対策を実施した場合の効果を計算プログラムによる解析により確認し，対策の有効性を評価している。解析では，最適評価手法の適用を基本とし，一定程度の保守性を確保した条件設定をしているが，解析コードや発生する物理現象等の不確かさを考慮して，更に厳しい状況を想定した感度解析も追加で実施している。

その結果，発生する頻度は非常に稀である事象や実機では発生する可能性が低い物理現象等も考慮することとし，このような状況においても炉心損傷防止や格納容器破損防止に対して有効となるハード及びソフト両面のシビアアクシデント対策を整備した。

---

*Kozo Murakami[1]

[1] Chugoku Electric Power co.,inc.

2022年春の年会

原子力安全部会セッション

シビアアクシデント対策などの評価の考え方と課題
Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

（3）PWR の SA 対策の概要（考え方、設備）

(3) Outline of measures against severe accidents of PWR(Concept and equipment)

*松田 弘毅[1]，堺 光晴[1]
[1]九州電力

1. はじめに

シビアアクシデント（SA）対策については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）に基づいて設備、手順及び体制を整備し、その対策の有効性について解析コードによる解析等によって評価している。

有効性評価では、SA 事象の不確かさを考慮して、評価項目に対して余裕が小さくなるように評価条件を設定している。また、不確かさによって評価項目に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、感度解析等により影響を確認している。ここでは「水素燃焼」の SA 対策を例に、審査で議論となった項目や不確かさを踏まえた感度解析の内容について説明する。

2. 重大事故等への対処に係る有効性評価（川内「水素燃焼」の例）

2-1. 評価事故シーケンスの選定

有効性評価において想定する事故シーケンスは、確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用して選定している。

想定すべき格納容器破損モードは、設置許可基準規則の解釈に基づいた必ず想定するモードのみであり、プラント個別に追加すべきモードはないことを PRA 結果に基づき確認している。

2-2. 全炉心 Zr-水反応割合の条件設定

Zr-水反応によって発生する水素発生量については、不確かさを考慮して、全炉心内の Zr 量の 75%が水と反応するように補正した条件を設定して評価している。

補正方法については審査での議論を踏まえ、解析コードの評価結果（図 1 の①）に基づき、炉心溶融開始（A 点）から全ての溶融炉心の原子炉容器外落下時点（B 点）までの期間、一定速度で増加する仮定としている。（図 1 の②）

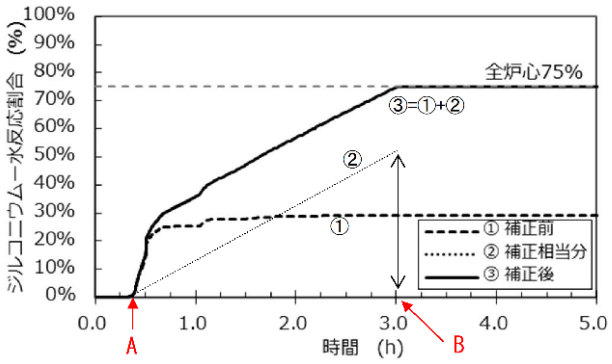


図 1　Zr-水反応割合の補正

2-3. 不確かさを踏まえた感度解析

評価事故シーケンスのベースケースで静的触媒式水素再結合装置（PAR）の有効性を確認するとともに（図 2）、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の不確かさや水素発生量の不確かさを踏まえた感度解析を実施し、原子炉格納容器（CV）の健全性が確保できることを確認している。

なお、水素低減対策設備としては、審査での議論を踏まえ PAR に加えイグナイタを追加で設置しており、表 1 のとおり SA 時に CV 内で水素が放出される箇所等を想定して配置している。イグナイタは、当初 SA 設備ではなく、自主設備との位置付けであったが、水素発生量や CV 内での水素の拡散混合に関する不確かさ等を考慮し、SA 設備として登録することに変更した。

イグナイタは初期に CV 内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果があり、図 3 のとおり PAR の効果と相まって SA 時の水素濃度を更に低減できることを確認している。また、水素が CV 頂部に滞留又は成層化する不確かさも考慮して、CV 頂部付近に 2 台（予備含む）追加設置している。

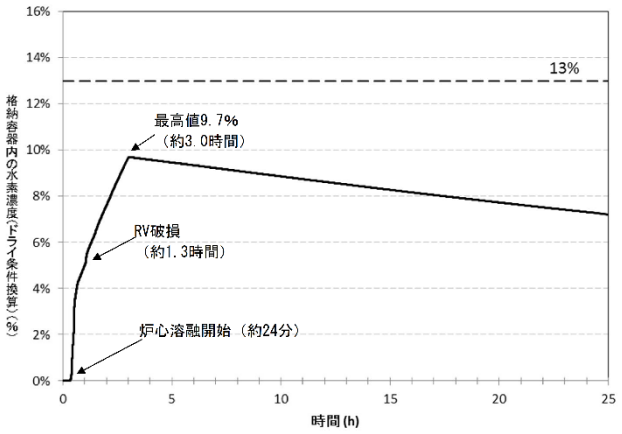


図 2　ベースケースでの CV 内の水素濃度
（全炉心 75%Zr-水反応量、PAR 考慮）

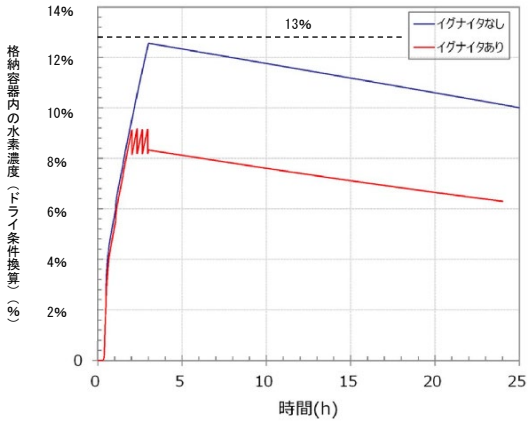


図 3　感度解析ケースでの CV 内の水素濃度
（全炉心 100%Zr-水反応量、PAR＋イグナイタ考慮）

表 1　イグナイタ設置場所

イグナイタ設置場所	水素放出の想定			設置個数
	放出	隣接部又は通過経路	想定事項	
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクラプチャーディスクからの水素放出	1 個
ループ基礎室及びループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3 個
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1 個
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1 個
各ループ室	○		一次冷却材配管破断口からの水素放出	3 個
ICIS シンブル配管室入口扉近傍	○	○	ICIS シンブル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素流入	1 個
ICIS シンブル配管の CV 一般部から ICIS シンブル配管室への床貫通部近傍	○		ICIS コンジット床面貫通部からの水素放出	1 個
CV ドーム部の頂部付近	仮にこれらイグナイタにより処理できず、CV ドーム部に流入し頂部に滞留もしくは成層化した水素			2 個※

※ うち 1 個予備

3. まとめ

SA 事象は不確かさが大きいことから、評価事故シーケンスのベースケースに加え、不確かさによって有効性の評価項目に対する余裕が小さくなる場合には、感度解析等により影響を確認した上で、SA 対策を整備し有効性を確認している。「水素燃焼」の評価事故シーケンスにおいては、ベースケースでは PAR を SA 対策として整備することにより有効性を確認しているが、不確かさを踏まえてイグナイタを追加で整備した。また、SA 対策に加え、特定重大事故等対処施設としての水素濃度低減設備も新たに設置しており、更に水素濃度を低減することが可能である。

SA 事象の不確かさが精緻化されると設備面・運用面で発電所員の負担等の軽減につながり、それを更なる安全性向上のリソースとして使用することが期待される。

*Koki Matsuda[1] and Mitsuharu Sakai[1]

[1]Kyushu Electric Power Co.,Inc.

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[1G_PL04] Discussion

Since the magnitude of uncertainties involved in phenomena in nuclear accidents differs between a design basis (DB) accident and a severe accident (SA), it is necessary to have different approach to facility design and the evaluation of the effectiveness of countermeasures. In this session, the regulator will explain how the review of SA facilities differs from that of DB facilities, and operators will introduce the concept and equipment of SA measures corresponding to the regulatory standards and voluntary measures.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Committee on Nuclear Non-Proliferation, Safeguards and Security

[2G_PL] Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[2G_PL01] Application of machine learning models on the technologies related to nuclear forensics and first response for nuclear and radiological terrorism

*Yoshiki Kimura[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] Proposal, development, and implementation of detection methods by combining image deep learning and natural language processing

*Kazuyuki Demachi[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03] How can AI be used in the operation and management of important social infrastructure?

*Atsuhiro Tanaka[1] (1. NEC)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題

Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

（1）核鑑識及び核・放射線テロ現場初動対応関連技術における機械学習モデルの応用

(1) Application of machine learning models on the technologies related to nuclear forensics and first response for nuclear and radiological terrorism

*木村　祥紀[1]

[1]JAEA

1. はじめに

日本原子力研究開発機構核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）では、不法移転やテロ事案などの現場から規制外の核物質及びその他放射性物質を押収し、押収されたそれらの物質の起源や履歴などを特定することで法執行機関による捜査活動を支援する技術的手段である「核鑑識」に関連した技術開発を進めている。核鑑識のプロセスは不法移転やテロ事案の現場における初動対応から、ラボでの分析及び分析データの解析を含み、それらに関連する技術的課題も多岐にわたる。ISCN では、核鑑識プロセスに関連する様々な技術的課題の解決を目的として、機械学習モデルを応用した新しい核鑑識技術の開発を行っている。本講演では、核セキュリティ分野における人工知能技術の応用例として、核・放射線テロ現場初動対応を含む核鑑識関連技術における機械学習モデルの応用に関する研究とその成果、今後の展望を紹介する。

2. 核鑑識における技術的課題と機械学習モデルの適用

近年、人工知能に関する中心的技術として様々な分野に応用されている機械学習は、サンプルデータから規則性などを学習し、解析の目的となるタスクを実現するモデルを構築する手法であるが、目的となるタスクやデータの種類・量などに応じて適切な機械学習モデルを選択することが非常に重要となる。ISCN では、機械学習モデルを応用した核鑑識技術開発に際し、核鑑識プロセス全体の評価と、それに基づいて機械学習モデルの潜在的なニーズを検討した。これらの評価に基づき、現在、核鑑識における技術的課題の解決に資する技術の実現を目標として、以下に関する技術開発を進めている。

① 深層ニューラルネットワークモデルによる放射性核種判定アルゴリズムの開発
② 深層距離学習モデルによる核物質表面パターン解析技術の開発
③ 核鑑識分析データの解釈における従来型機械学習モデルの応用に関する研究

3. 機械学習モデルを応用した核鑑識技術開発

3-1. 深層ニューラルネットワークモデルによる放射性核種判定アルゴリズムの開発

規制外の核物質及びその他放射性に関するテロ事案等の現場初動対応では、はじめに原因となる放射性核種の特定が必要不可欠となる。これらの現場初動対応は放射線測定の専門家ではない法執行機関を中心に実施されることが想定され、そのため持ち運びがしやすい携帯型の検出器で迅速かつ高精度な核種判定が自律的に可能となる技術が必要となる。本研究では、携帯型検出器で測定したガンマ線スペクトルの解析に深層ニューラルネットワーク（DNN）モデルを応用した核種判定アルゴリズムの基礎技術を開発した[1]。本アルゴリズムでは、DNN モデルによる解析で推定した測定ガンマ線スペクトルの解析対象エネルギー領域における計数寄与率に基づいて核種判定を行う。本アルゴリズムの性能を、高エネルギー分解能の HPGe 検出器及び低エネルギー分解能の CsI(Tl)検出器でそれぞれ測定したガンマ線スペクトルのテストデータで評価した結果、非常に高い核種判定性能を達成できることが確認された（図 1, 表 1)。本アルゴリズムにおいて、DNN

モデルの学習は検出器シミュレーションで構築した模擬スペクトルで行っており、同様の手法で様々なタイプの検出器に応用が可能な核種判定アルゴリズムを開発することができる。また、本アルゴリズムでは核種判定の結果だけでなく、DNN モデルによる計数寄与率の推定値をもとに初動対応者による結果の解釈を非常に容易に行うことができる。さらに、計数寄与率は核種判定だけでなく、現場における濃縮度に基づいたウランの分類推定といった用途にも応用可能である。

表 1: 核種判定アルゴリズムの性能評価結果

Detector	Model	Precision	Recall	F-score
HPGe	FC-ANN	1.000	0.880	93.62
HPGe	CNN-19	1.000	1.000	100.0
HPGe	Conventional (3σ*)	0.735	1.000	84.75
CsI(Tl)	FC-ANN	0.722	0.520	60.47
CsI(Tl)	CNN-19	0.958	0.920	93.88
CsI(Tl)	Conventional (3σ*)	0.882	0.600	71.43
CsI(Tl)	Conventional (2σ*)	0.667	0.800	72.73

* 従来法（ライブラリ比較法）におけるピーク検知閾値

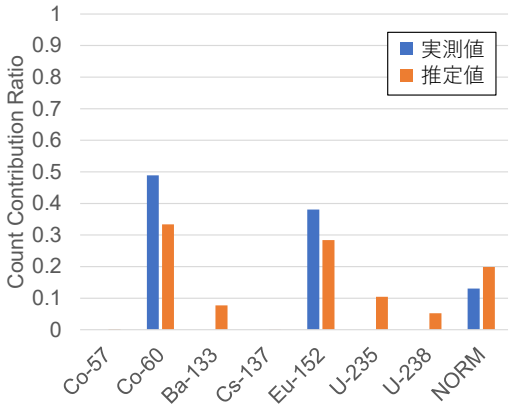


図 1 : DNN モデルによる計数寄与率の推定例
（CsI(Tl)検出器, ^{60}Co+^{152}Eu）

3-2. 深層距離学習モデルによる核物質表面パターン解析技術の開発

核鑑識分析では、規制外の核物質等の起源や履歴を特定するために、様々な側面から物質の特性を分析し、分析で得られたデータをもとに試料の異同識別解析を行う。本研究では、核鑑識分析における異同識別解析に関する技術的課題のひとつである顕微鏡画像データの解析に資する技術として、機械学習モデルを用いた核物質表面パターン解析技術の開発を進めている。核物質表面の微細パターンや粒子形状などの微細構造は電子顕微鏡による撮影で得ることができる物質特性であるが、定量的な分析をすることが難しく、特に表面パターンは客観的な解析が難しい。本研究では、画像解析分野で実績のある畳込ニューラルネットワーク（CNN）モデルを用いた深層距離学習により、表面パターンから試料を異同識別解析する技術を実現した [2]。本技術では、表面パターンを効果的に識別するための特徴量を抽出するモデルを距離学習により構築し、特徴量空間における距離に基づいて試料を分類する（図２）。電子顕微鏡で撮影したウラン精鉱試料の画像データにより本技術の分類性能を評価した結果、高い性能で試料の異同識別が可能であることを確認した。また核鑑識分析においては、既知試料への分類だけでなく、分析試料が未知試料であるかどうかの判断もまた非常に重要となる。本技術では、深層距離学習モデルを用いることで、特徴量空間における既知試料からの距離に基づいて、高い性能で未知試料を検知することも可能である。

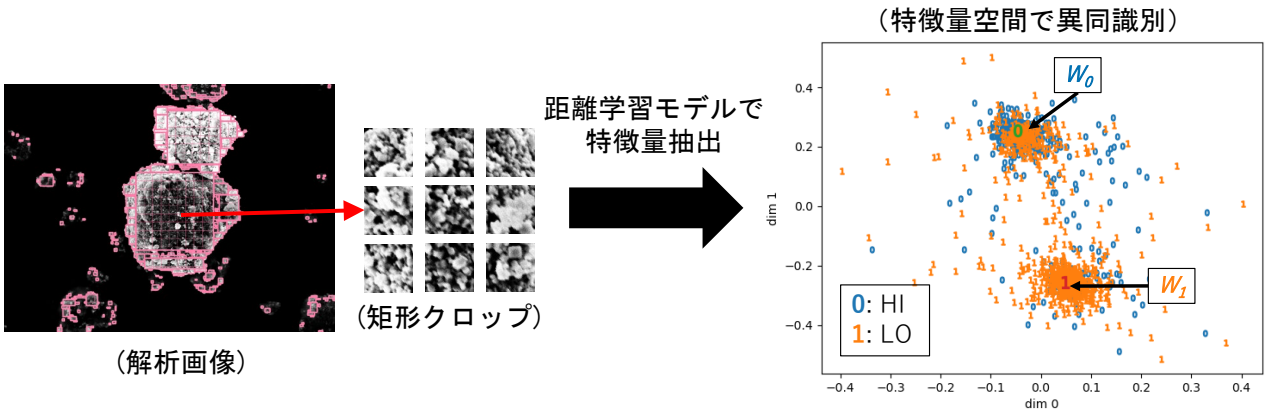


図２：深層距離学習モデルによる表面パターンに基づく異同識別解析（イメージ）

4. まとめと今後の課題

核鑑識においては、押収物質の起源や履歴といった分析結果が犯罪証拠やその後の裁判資料として利用される可能性があることから、機械学習モデルを用いて得られた分析結果の説明・解釈が重要となる。近年様々な分野で応用が進められている機械学習モデルのひとつであるニューラルネットワークモデルは、結果の解釈が非常に困難であることが知られており、解釈性の高い機械学習モデルを応用した技術や、機械学習モデルによる結果の解釈を支援する技術の開発が今後の課題として挙げられる。

サンプルデータから規則性などを学習することで解析の目的となるタスクを高い性能で実現する機械学習モデルを応用することで、核鑑識における様々な技術的課題を解決する新しい技術を実現することが可能であることを、具体的な研究開発の成果を交えながら紹介した。これらの技術は核鑑識プロセスと機械学習モデルの潜在的なニーズ評価に基づいて研究開発が進められているものであるが、核鑑識を始めとした核セキュリティ分野においては依然多くの技術的課題が存在しており、それらの解決方法として機械学習モデルの応用可能性は非常に高いものであると考えられる。

謝辞

本稿で示した成果の一部は文部科学省核セキュリティ強化等補助金事業及び科学研究費補助金（18K04646）.によるものです。

参考文献

[1] Y.Kimura, K.Tsuchiya., submitted, *Radioisotopes*.

[2] Y.Kimura, T.Murai, presentation in *Workshop: Application of AI to Nuclear Forensics* (2021).

---

*Yoshiki Kimura[1]

[1]JAEA.

2022年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題
Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

（2）画像深層学習と自然言語処理を融合した検知手法の提案・開発・実装

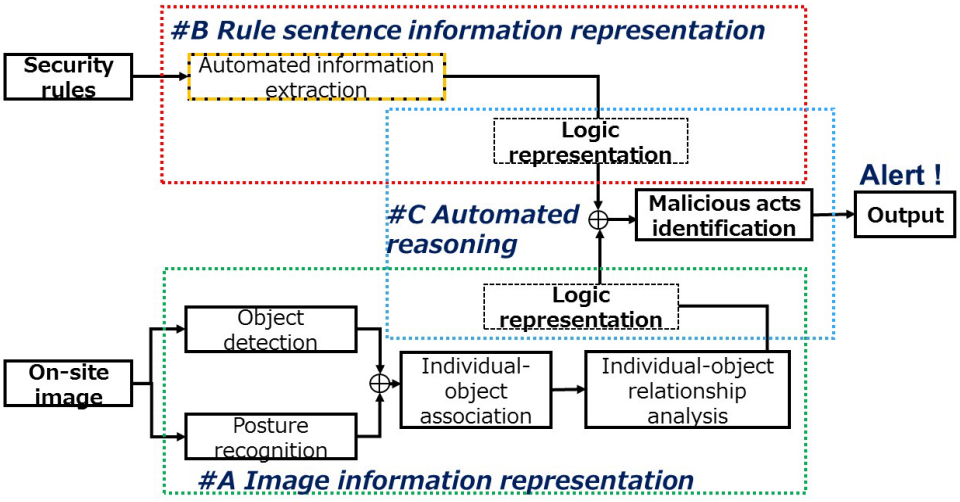
(2) Proposal, development, and implementation of detection methods by combining image deep learning and natural language processing

*出町 和之[1]，陳 実[1]
[1]東京大学

近年、窃盗や万引きなどの犯罪行為を画像深層学習を用いて検知する技術がさまざまに開発されてきている。しかしその多くは正常／正常からの逸脱に対する二値判定であり、複雑な状況（シーン）となり得る核物質の盗取や妨害破壊行為などの違反行為に対する検知へ適用するには複数種類の二値判定を複雑に組み合わせたプログラミングが必要となる。

一方、核物質の盗取や妨害破壊行為などの違反行為を禁じるルールは、文として定義することが可能である。もし、画像に映る複雑な状況をこれらルール文書と直接比較することで違反行為の有無を判定することができれば、複雑な判定プログラムを作成する必要が無くなり利便性が格段に向上すると期待できる。しかしそのためには、画像深層学習と自然言語処理という異なる２つの深層学習同士のインターフェイスが必要となる。東大・出町研では 3 種のアルゴリズムを提案・開発・実装し、このインターフェイスを実現した。

1 つめのアルゴリズムは「#A 画像情報の論理表現化」であり、監視カメラなどで撮影された状況を物と人の位置関係に基づき論理表現化するものである。ビッグデータに依存する AI 手法の主流とは異なり、非 AI 画像解析と AI 画像解析との融合により少ない教師データでの学習と時間短縮を実現した。２つめは「#B 安全文章情報の論理表現化」であり、形態素解析と関係性抽出により文意を論理表現へと変換した。３つめは「#C 自動判定」アルゴリズムであり、#A と#B の出力である論理表現同士の一致・不一致を判定して作違反行為の有無を自動検知する。以上の 3 つのアルゴリズムは自動計算プログラムとして実装済みである。この発表ではこれら 3 つのアルゴリズムについて詳細を解説する。



図：画像深層学習と自然言語処理の融合による違反行為検知アルゴリズム

*Kazuyuki Demachi[1] and Shi Chen[1]
[1]The University of Tokyo

2022年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会企画セッション

核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題

Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

（3）重要インフラ管理のために我々はどのように AI を活用できるのか？

(3) How can AI be used in the operation and management of important social infrastructure?

*田中 淳裕[1]

[1]NEC セキュアシステム研究所

1. はじめに

重要インフラの運用管理に AI 技術が使われ始めている[1, 2]。これはセンサーデータにより設備の稼働状況をモニタリングし大量のデータ処理を AI に行なわせることで、短時間で正確なモニタリングが可能となるという期待に基づいている。データ量の増大への対処はコンピュータプログラムが得意とすることであり、確立された手法（統計値の算出、外れ値による正常・異常の判断等）の利活用として導入が進められている。また最近では深層学習（DNN: Deep Neural Network）という手法を用いることで、従来技術では検出できなかったような微小な変化を初期段階で検出し、運用管理に活かす試みもなされている[3]。

このように AI 技術への期待感が高まる中で、重要インフラに AI を適用する際には、AI が認識する際の特徴（認識のクセ、バイアス）を理解し、認識バイアスへの対処が必要になると考える。以下では AI 利活用に潜むリスクについて、視覚情報処理における例を取り上げ今後の AI 活用における指針を議論する。

2. 視覚情報処理における誤認識

2-1. 錯視 --- 人間による誤認識

AI による認識のクセを議論する前に、人間が良く引き起こす誤解・誤認識について簡単に紹介する。最も有名な例がエッシャーやペンローズによるだまし絵であろう[4]。二次元の図として描かれた一見もっともらしい構造物がいくつも知られている。ただし実際に三次元の構造物を作ろうとしても物理制約を満たしていないために作ることができない（図 1: ペンローズの階段）。また視覚より得られた二次元情報をもとに三次元の物体を脳内で再構築するという人の認識のクセを活用することで、何度回転させても「右しか向かない矢印」を構成することが可能であることも知られている[5]。

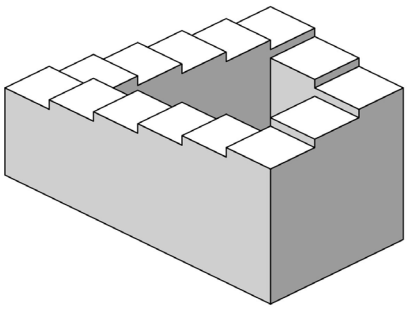


図 1: ペンローズの階段
（Wikipedia より）

人がどういう場合に誤解するのか、騙されるのかを事前に洗出しリスクを特定することは、重要な決定を行う際に不可欠であり、組織的な対処策を構築することが必要とされている。

2-2. 認識 AI による誤認識

画像認識 AI が騙される例は Goodfellow らの研究[6]により指摘された。人間には気が付かれないレベルのノイズを入力画像に加えることで、画像認識 AI が人とは全く異なる認識をしてしまう。図 2 はパンダの画像にノイズを乗せることで、高い信頼度でテナガザル（gibbon）と AI が誤認識した例である[7]。

この研究をきっかけとし、認識 AI に対する攻撃（Adversarial Examples; 敵対的入力）の研究が進められている。もし仮に敵対的入力が悪用されると、例えば道路の制限速度を誤認識させるように交通標識を汚す攻撃など、社会インフラに大きな影響を及ぼすような事態になることも予想される。

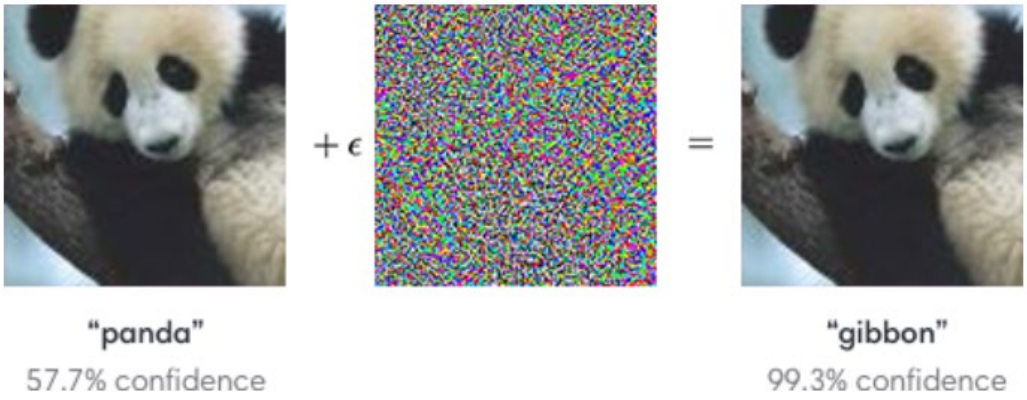


図 2: 敵対的入力による誤認識の例 [7]

3. AI 活用に向けて

人間の認識にはクセがあり誤認識をすることが知られている。同様に AI も誤認識をすることを、敵対的入力は我々に教えてくれた。深層学習 DNN はラベル付けされた正解データを大量に学習させることにより、従来不可能であった分類問題（例えば早期の異常検知等）への応用が期待されている。一方で詳細な動作原理に関しては未解決な部分も多く、信頼性を上げるための研究が盛んに進められている[8]。

AI を用いてシステムの信頼性を向上するためには、AI の認識の特徴を理解することで誤認識が起こり得るシーンを特定するとともに、他の手段で誤認識が起きたことを判別し、更に補間する手段を準備することが必要である。新しい技術の導入は一朝一夕に行うことはできない。多様な知見・経験を持つ有識者とともに、多方面からの検証活動を行いながら AI の導入を進めていきたい。

参考文献

1. 棗田昌尚、落合勝博、朝倉敬喜、林司、インバリアント分析技術の大規模物理システムへの適用－原子力発電所の監視への適用を例に－、情報処理学会 (IPSJ) デジタルプラクティス、Vol.6, No.3, pp. 207-214, 2015 年 7 月.
2. 相馬 知也、インバリアント分析による火力発電プラントの状態監視 : 見えなかった状態の可視化によるメンテナンスの効率化、保全学、2020 年 10 月, pp.14-17.
3. 吉永 直生、外川 遼介、網代 育大、時系列データ モデルフリー分析技術、NEC 技報、Vol.72, No.1, 2019 年 10 月.
4. 杉原厚吉、エッシャー・マジック --- だまし絵の世界を数理で読み解く、東京大学出版会、2011 年.
5. Kokichi Sugihara, 「立体錯視の世界」 第 1 回「右しか向かない矢印」、YouTube, <URL: https://youtu.be/qTFofXh9rE0>
6. I. J. Goodfellow, J. Shlens, and C. Szegedy, Explaining and harnessing adversarial examples. In 3rd International Conference on Learning Representations, ICLR 2015, San Diego, CA, USA, May 7-9, 2015.
7. Attacking Machine Learning with Adversarial Examples, <URL: https://openai.com/blog/adversarial-example-research/>, 2017 年 2 月
8. 森川 郁也、機械学習セキュリティ研究のフロンティア、通信学会 基礎・境界ソサイエティ Fundamentals Review, Vol.2021,No.1, p. 37-46, 2021 年 7 月.

*Atsuhiro Tanaka[1]
[1]Secure Systems Research Labs., NEC Corporation

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 Tamaki[1] (1. JAEA)

[3G_PL02] Display of Dynamical Behaviour of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System

*Takeshi Matsuoka[1] (1. Utsunomiya Univ.)

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

*Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

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 Tamaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

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力プラント状態の動的挙動の表示 ーGO-FLOW 手法の応用ー

(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]宇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。

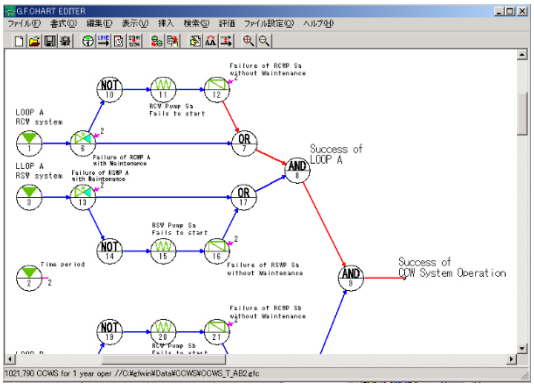


図 1　GO-FLOW チャートエディター

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

Subsystems	Phases							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Off Site Power								
Turbine								
EDG 1								
EDG 2								
RCIC								
HPCI								
Fire Pump								
Pure Water								
Sea Water								

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。

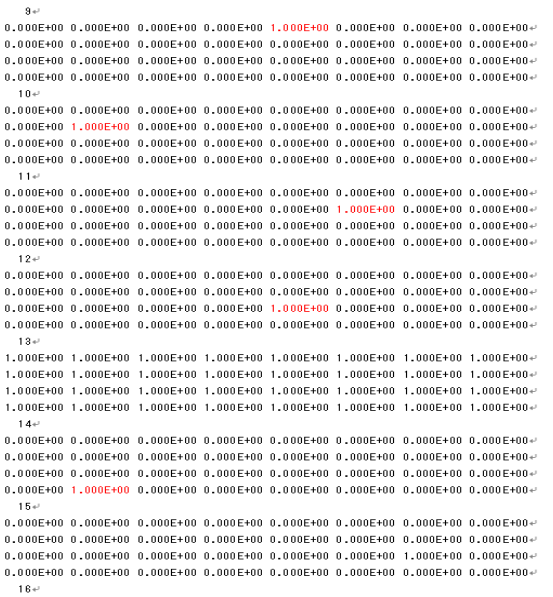


図 2　GO-FLOW 解析プログラム入力データ

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。

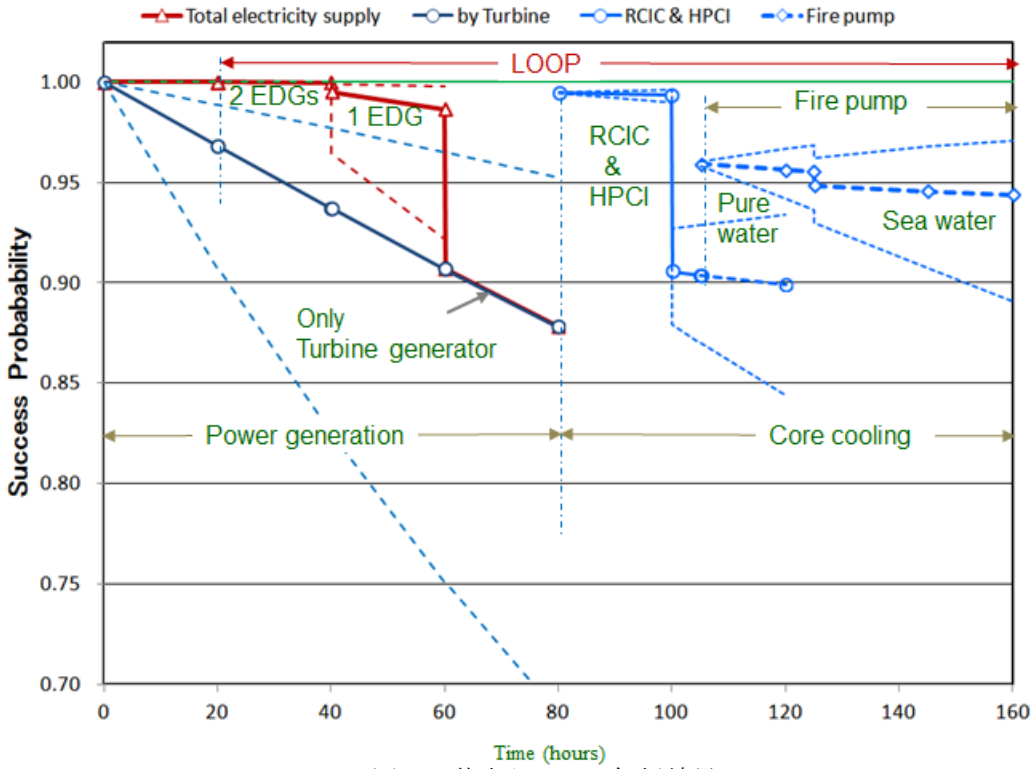


図３　基本ケースの解析結果

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。

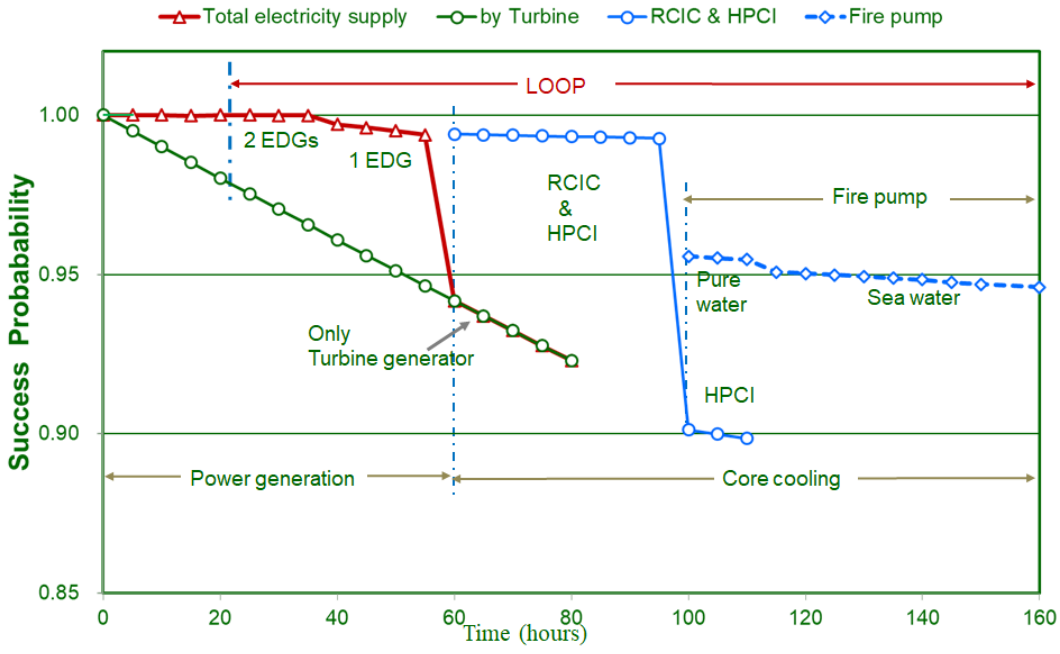


図４　基本ケースにおいて HPCI 開始、消火ポンプ接続を早めた場合

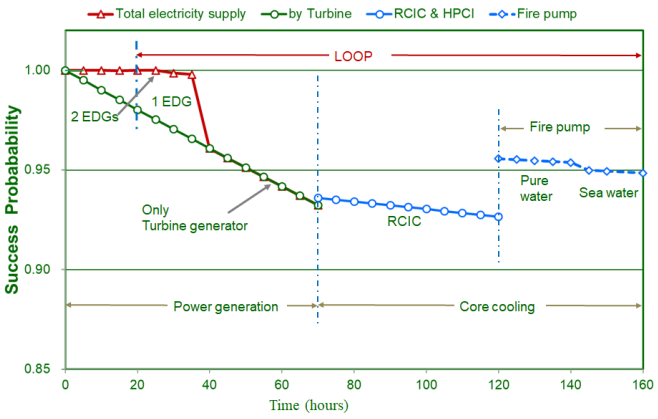


図５　ケース２

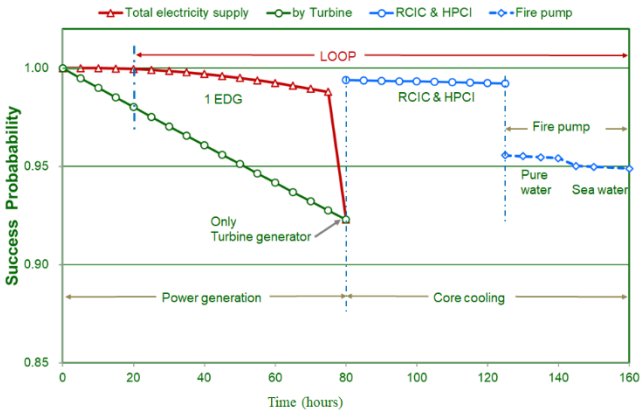


図６　ケース３

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。

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。

参考文献

[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 MATSUOKA[1]
[1]Utsunomiya Univ., Collaboration Center for Research and Development

2022年春の年会

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]
[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。

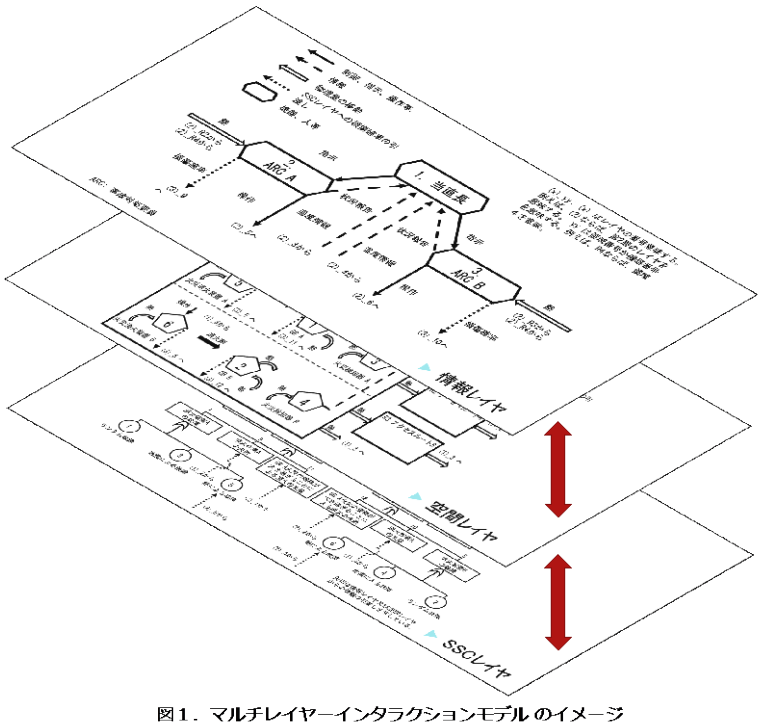


図1．マルチレイヤーインタラクションモデルのイメージ

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．

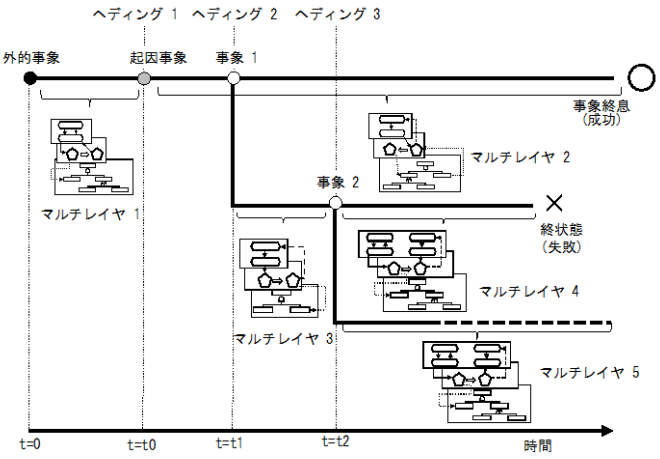


図２．連携するダイナミックイベントツリーのイメージ

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．

参考文献

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.
3. 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 Muta[1]
[1]Tokyo City University.

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Human-Machine Systems Research [Co-organized by Risk Science and Technology Division]

[1H_PL] Human Relianbility Analysis in PRA:Current Status and Issues

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[1H_PL01] HRA Issues for PRA Improvement

*Hiroshi Ujita[1,2] (1. IESS, 2. AdvanceSoft)

[1H_PL02] Human Error Probability Evaluation using IDHEAS-G: Model Development and Issues

*Daisuke Takeda[1] (1. CRIEPI)

[1H_PL03] Development of a Human Reliability Data Collecting Method for HRA

*Naoko Hasegawa[1] (1. CRIEPI)

[1H_PL04] Panel Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

ヒューマン・マシン・システム部会セッション

PRA における人間信頼性解析の現状と課題-
Human Reliability Analysis in PRA: Current Status and Issues -

（1）PRA における HRA の課題

(1) HRA Issues for PRA Improvement

*氏田　博士[1]
[1]環境安全学研究所、アドバンスソフト（株）

1. PRA における人間信頼性解析の重要性

確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Analysis, 以下 PRA）に関して主に技術的な内容について、学会誌で解説を行ってきた。連載第 1 回で、最も重要な技術的な課題として指摘されている人間信頼性解析（Human Reliability Analysis,以下 HRA）であるが、その内容が第 5 回まで解説されてきた PRA の「技術的」な側面とは大きく異なるために、PRA の中でもその扱いが難しくいまだに多くの課題が残っていると言わざるを得ない。以下、第 6 回の HRA の解説に従って説明すれば[1]、HRA の目的は、PRA のイベントシークエンスに含まれる人間（運転員）の行動の信頼性（逆に捉えればエラー確率）を推定することである。PRA において人間は一つの機械的な「システム」として扱われ、一定の割合で「エラーを犯す」（故障する）存在としてモデル化されている。原子力発電所においては通常操作時の自動化のレベルは他産業のプロセス系のシステムに比べて高いとは言えないが、異常発生時の安全系の動作に対しては高いレベルで自動化されていると考えることができる。しかしながら、シビアアクシデントの対応等においては、特定の条件が成立したときに運転員が行うことが期待される操作は依然として数多く残っており、運転員の操作の信頼性が最終的な炉心溶融確率（CDF）に与える影響は少なくはなく、PRA の結果に対して HRA が寄与する割合は 60−80%程度であると言われている。このように PRA の結果に対して非常に大きな寄与をしている HRA であるが、人間の挙動を扱うという意味で純粋な工学的なフレームワークとは異なる専門知識が要求されるため、現場での HRA を正しく理解して適用できる人材は極めて少ないのが現状である。

ここで予め強調しておく必要があることは、HRA に関する技術的な課題が解決さえすれば精度の高い人間信頼性の定量的な値を得ることができるわけではないという点である。PRA において CDF を決める主要要素となっている機器故障率に関しては、経験的なデータをより多く収集することで精度を高めることができる可能性はあるが、HRA のベースとなる人間の過誤率(Human Error Probability, HEP)に関しては、人間が持つ本質的な多様性・ランダム性から不確実性を含むことを避けることはできない。信頼性工学の分野では機器故障率に関しては「バスタブモデル」等の故障発生のモデルが提唱されているが、同様に人間が犯すエラーを説明するためのモデルとして「ヒューマンモデル」が提唱されている。しかしながら、このヒューマンモデルは定性的な人間の認知行動を説明するための「概念モデル」であり、工学的な意味での「機器故障」を説明するモデルとは全く異なるものである。

以上述べたように、工学システムにおける機器故障の発生とは本質的に異なる「人間のエラー」を PRA という一つの体系の中で扱うことの難しさは初期の PRA 研究者の間では共有されていたが、現在では PRA の中での HRA の重要性の認識は低いと言わざるを得ない。PRA の結果として得られるリスク情報に含まれる不確実性の大部分が HRA の結果の不確実性に起因するものである。不確実性があることを前提にしてリスク情報を活用することが、リスク情報に基づく意思決定（Risk Informed Decision Making, RIDM）の考え方の基本であるが、そのためには HRA における分析手法に関しての十分な理解が必要である。

2. 人間信頼性解析の現状と研究開発動向

2-1. HRA の種類

米国の NRC では、およそ 300 種類の HRA のための認知モデル（観察-判断-意思決定の過程を説明する情

報処理のモデル)）に関する網羅的なサーベイを実施している[2)]。このサーベイではマクロ認知モデル（人間挙動の全体を説明するモデル）とミクロ認知モデル（認知メカニズムを検知、認識、意思決定、行動、チームワークに分けてそれぞれを説明するモデル）に分類し評価を行っているが、どのモデルが良いかという判断はしていない。HCR・ORE のモデルと実験手法の開発者の一人である Spurgin は 20 種類程度の HRA をタスク、コンテキスト（文脈、これまでの経緯や周囲の環境条件等の状況のこと)、時間に基づくモデルに分類しているが、これもまた優劣を比較するものではない[3)]。年代で見ると、タスクに基づく第 1 世代と、これまコンテクスト（その中でも特に認知のメカニズム）に基づく第 2 世代に分けて特徴付けを行うことができる（時間依存のモデルは共通課題)。以上述べてきたように、人間信頼性解析手法のベースとなる様々なモデルが提案されてきたが、未だに「群盲象を評す」状態であり、ベストのモデルを一つ選べるような状況にはなっていないのが現状である。

2-2. HRA 手法の結果の比較

近年 HRA 手法としてよく使われている最新の手法である、8 種の認知メカニズムに共通のデシジョンツリーを使用する CBDTM（Cause-Based Decision Tree Method）を中心の手法とする EPRI 手法、EPRI と NRC が共同開発した(認知+操作) タスクの 14 種のクルー失敗モードに共通のデシジョンツリーを使用する IDHEAS（Integrated Human Event Analysis System）手法、そして最も古いが未だによく用いられる THERP 手法の比較が行われている[4)]。この 3 つの手法で全く同じ事故シナリオを解析した結果の比較により、手法により捉えている認知のメカニズムが異なりその結果のエラー率の数値も大きく異なることが示されている。タイプの異なるシナリオを対象にした場合の結果も大幅に異なっていた。操作エラーの推定においても、THERP 手法では手順書ベースで個々の機器の操作を評価しているが、IDHAES 手法ではタスク（一連の操作）の人間特性を評価しているため同じ事故時対応操作でも評価が異なる。

2-3. HRA 手法の結果と実験の比較

NRC と Halden による Comparison Study によると、HRA の結果は手法の計算結果だけでも実験結果だけでもさらにモデルと実験の結果の傾向比較でも、評価結果が大幅に異なること示されている[5)]。6 つの事故シナリオの計算結果を比較しているが、手法による計算結果のばらつきが 3 桁近くある。そのうち 3 つのシナリオでは実験との比較も示されているが、実験結果にも 3 桁ほどのばらつきがある。この結果は、人間の対応特性におけるコンテキスト依存性の大きさを適切に捉えられていないことが原因と考えられ、実験では認知過程とコンテキストのより深い理解が、モデルでは認知のメカニズムとコンテキストへの依存性を考慮した評価手法の開発の必要性が指摘できる。

2-4. 研究開発動向

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題があると考えられる[6)]。

運転員の判断や操作等のタスクを見る THERP 等の第 1 世代、コンテクストを見る ATHEANA 等の第 2 世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第 2 世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法も開発されている。しかし、人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)やコンテクストの依存性が、人間行動の成否を決定つけることが認識されてきており、タスク分析手法の確立が課題であり、これとリンクする形でのデータ収集も重要である、との指摘がある。

また、これまでの適用範囲（内的事象）に加えて、外的事象等（地震、津波、火災)、マルチユニット（マルチサイトも含む）PRA（MUPRA)、デジタル中央制御室（DMCR）への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進みつつある。今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。

3. 人間信頼性解析の課題

3-1. チームや組織の扱いを HRA に取り込む

米国の NRC による HRA のための認知モデルを網羅的にサーベイした（おおよそ 300 のモデル）中には、チームワークやコミュニケーションやリーダーシップの扱いも含まれている [5]。 NRC と日本の実験の認知過程（実行時間）の比較及び運転クルー応答（実行タスク数）の比較のための逃し安全弁開固着の時間応答曲線によれば、運転クルーの形態が HRA に大きく影響を及ぼすことが明らかになっている [7]。この結果はチームや組織の信頼性解析の研究の必要性を示している。解析実現に向けたアプローチとしては第 2 世代 HRA と同様に、状況認識としてチームや組織の環境条件を評価し、チームや組織過誤に導くコンテクスト（TFC, OFC）を考慮することにより、その状況において最適な方策を採るという作業仮説をおくことで、チームや組織における個人の行動を予測できると考えられる。絶対的な合理性でなく、資源制約の下に入手しうる情報と知識に基づき得られる最善の合理性、制約された合理性における決断であると見なす。

深層防護の誤謬-安全文化の劣化-組織事故のリンクが大事故の根底にあり、この要素を取り扱わないと PRA としてまた HRA として片手落ちだという認識がある。デイビスベッセトラブルや JCO 事故、そして福島第一原発、さらには各種の隠蔽改竄の不祥事の背景を考えると避けては通れないテーマであり、今後議論すべき重要な課題である [7]。

3-2. 安全への人間のポジティブな寄与

近年、安全の分野において Safety-II と呼ばれる考え方が注目を集めている。その中心となる考え方は人間はシステムが要求する定められた役割を果たすだけの存在ではなく、人間が適切に振る舞う事により「成功」がもたらされるという認識である。人間がシステムと相互作用しながら機能する社会技術システムが安全性を保ちながら機能して行くためには、人間の関与が決定的に重要だち考えている。従来の HRA の基本的なスタンスは、人間は過ちを犯す事が避けられない存在であり、システムの安全に負の影響を及ぼすだけの存在としてとらえているが、安全なシステム動作を実現させる上で人間は遥かに多くポジティブな寄与をしているということを評価すべきである。事故を防ぐ方向での「運転員の主体的な行動」は、必ずしも行うことを保証することはできないから、ヒューマンクレジットとして考慮しがたいという考え方もある。確かに「CDF の値はこのくらいである」ということを示すことは重要であるが、同時に人間のポジティブな寄与により「この程度の値までは減少させられる可能性がある」ということを示すことも重要なのではないだろうか。リスク情報の活用を考える場合、人間がエラーを犯すだけの存在とモデル化した場合の CDF をどのようにして減らすかという観点と並行して、人間のポジティブな寄与を広げることで CDF の値を更に減少させうることを示すことも PRA の一つの役割と捉えるべきであると考える [1]。

1) 高橋、氏田、良く分かるPRA～うまくリスクを使えるために～、第6回人間信頼性解析の現状、原子力学会誌、202.
2) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Cognitive Basis for Human Reliability Analysis, NUREG-2114, 2016
3) アンソニー・J・スパージン,人の間違いを評価する科学 -人間信頼性評価とは,星雲社,2013.
4) 氏田、人間信頼性評価データ収集、原子力学会　2019年春の年会、リスク部会/HMS部会　合同セッション「確率論的リスク評価における人間信頼性評価」.
5) U.S. Nuclear Regulatory Commission, The International HRA Empirical Study, Lessons Learned from Comparing HRA Methods Predictions to HAMMLAB Simulator Data, NUREG-2127, August 2014.
6) 日本原子力学会、「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」 研究専門委員会　活動報告書、令和3年3月.
7) 氏田、柚原著、『システム安全学-文理融合の新たな専門知』2015.9、海文堂出版　ISBN-13:978-4303729837.

*Hiroshi Ujita [1]
[1]Institute for Environmental and Safety Studies, AdvanceSoft Corporation

2022年春の年会

ヒューマン・マシン・システム部会セッション

PRA における人間信頼性解析の現状と課題
Human Reliability Analysis in PRA: Current Status and Issues

（2）IDHEAS-G を用いた人的過誤確率評価：モデルの開発と課題

(2) Human Error Probability Evaluation using IDHEAS-G: Model Development and Issues

*武田 大介[1]，桐本 順広[1]，早瀬 賢一[1]，野々瀬 晃平[1]
[1]電力中央研究所

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を契機に、確率論的リスク評価（probabilistic risk assessment: PRA）における技術向上の一環として、人間信頼性解析（human reliability analysis：HRA）には、過酷状況下でのタスク[1]の人的過誤確率（human error probability：HEP）の評価が求められている。しかしながら、既存 HRA 手法の多くは中央制御室内での内的事象対応を評価対象としており、過酷状況下でのタスクを適切に評価できているとは必ずしも言えない。

このような状況の中、米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission：NRC）は IDHEAS-G（The General Methodology of an Integrated Human Event Analysis System）を開発している[1]。IDHEAS-G は、原子力の任意のタスクで HRA を実施するための一般的方法論であり、内的事象に限らず、上述のような過酷状況下タスクへの適用も期待できる数少ない手法となっている。本稿では IDHEAS-G を紹介すると共に、IDHEAS-G を過酷状況下タスクに適用し HEP を評価するモデルを開発した結果の概要及び今後の課題を述べる。

2. IDHEAS-G の概要

IDHEAS-G では、人間の活動を複数のタスクとして捉え、タスクの失敗を認知失敗モード（cognitive failure mode：CFM）として設定する。次に、当該 CFM がどのような行動影響因子（performance influence factors：PIF）から影響を受けるかを評価・設定する。最後に、PIF の組み合わせ全てに対して HEP を設定することで、タスクを定量評価するモデルとする。図 1 にこの流れを示す。

モデル開発者が対象となるタスクの CFM を設定する際に参考となるものとして、IDHEAS-G では計 71 項目に及ぶ CFM のリストを整備している。モデル開発者は対象タスクの CFM を設定する際に、そのタスクの内容等に応じて、IDHEAS-G の CFM リストかまたは自身で独自に開発した CFM の中から、対象のタスクの CFM として適切なものを一つ以上設定する。PIF についても IDHEAS-G では 20 種、計 139 項目に及ぶリス

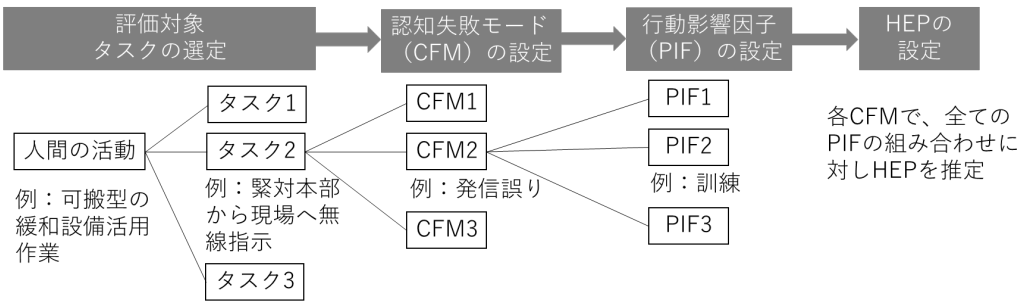


図 1　IDHEAS-G におけるタスクの評価モデル開発の流れ

[1] 地震や津波などの外的事象の影響を受けた環境下での屋外作業や、設計基準を超え安全バリアが喪失した状況下での作業、急速に悪化する状況下での作業、命の危険がある状況下での作業等

トを整備しており、モデル開発者はこれらの中から対象 CFM に寄与する PIF を必要分選ぶことができる。

評価対象となるタスクの CFM 及び PIF が設定された後は、該当する CFM における PIF の状態一式に対して、それぞれ HEP を設定し、定量化を行う。これについて、IDHEAS-G では、適切なヒューマンエラーデータ（例：ある CFM を伴うタスクの実施回数、ある PIF の状態一式に対するエラー数）が利用できる場合はそれを用い、適切なデータがない、または限られている場合は、複数の専門家の判断や意見を取り入れる専門家判断ワークショップにて HEP を推定することができるとしている。

3. IDHEAS-G を用いた HEP 評価モデルの開発

3-1. 評価対象とするタスク

過酷状況下では、発電所構内における緊急時対策本部とその外部（中央制御室や作業現場等）の間で行われる非対面での指示・報告タスクが想定されるが、既存の HRA 手法には本タスクの HEP を評価する方法がない。そこで、本稿では上記指示・報告タスクを評価対象とし、IDHEAS-G の考えに則り評価モデルを開発した。

3-2. CFM の設定

指示・報告タスクについて、IDHEAS-G では「決定が誤って伝達される」等の CFM が用意されていたが、これは伝達する側の失敗か、伝達される側のエラーかが不明であるため、本稿では伝達する側の CFM として「発信忘れ」「発信誤り」、伝達される側の CFM として「受信誤り」を設定することとした。

3-3. CFM に寄与する PIF の設定

各 CFM に寄与する PIF を設定するために、IDHEAS-G の PIF リストや他の文献の調査、総合防災訓練観察、及び HRA 実務者等が参加した専門家判断ワークショップによる議論を実施した。その結果、「発信誤りの可能性がある対象の有無」等の既存 HRA 手法の類似 CFM にはない本状況独自のものを含む合計 14 の PIF を設定した。その一部を表 1 示す。

3-4. HEP 評価のためのディシジョンツリーの作成と HEP 推定

PIF の影響を 2 択（YES/NO 等）で評価する基準を整備した（図 1 下半部）。全 PIF の影響の組み合わせを表現するため、各 PIF の影響（2 択）を分岐とするディシジョンツリーを CFM 毎に作成し、専門家判断ワークショップを再度開催し、全ての終端に対して HEP の推定を行った（図 1 上半部）。

これらのディシジョンツリーを使い、PIF の分岐を評価対象の状況に合わせて評価していくことで、「発信忘れ」「発信誤り」「受信誤り」の HEP 評価が可能となった。

表 1　CFM「発信誤り」に寄与する PIF　（一部）

PIF	発信誤りが発生する可能性のある対象の有無	作業負荷	訓練	コミュニケーションルールの徹底	リカバリーの可能性
内容	■発信誤りが発生する可能性のある対象・設備・作業等が指示もしくは報告内容に含まれているか	■コミュニケーションの実行中に頻繁なまたは長時間の中断が入るか ■コミュニケーション時に、注意散漫の原因となり得る別のタスクが存在するか　等	■伝達内容（例：指示や報告の内容）が未経験のもの、または習熟していない内容である（訓練等で未経験の内容、予想していない内容など）　等	■訓練でコミュニケーション時に、コミュニケーションを確実にするために手順書や図面等を適切に用いることができていないか、または不十分である　等	■発信誤りに対して、指示系統上の関係者等、発信側の周囲の職員からの指摘が期待できるか　等

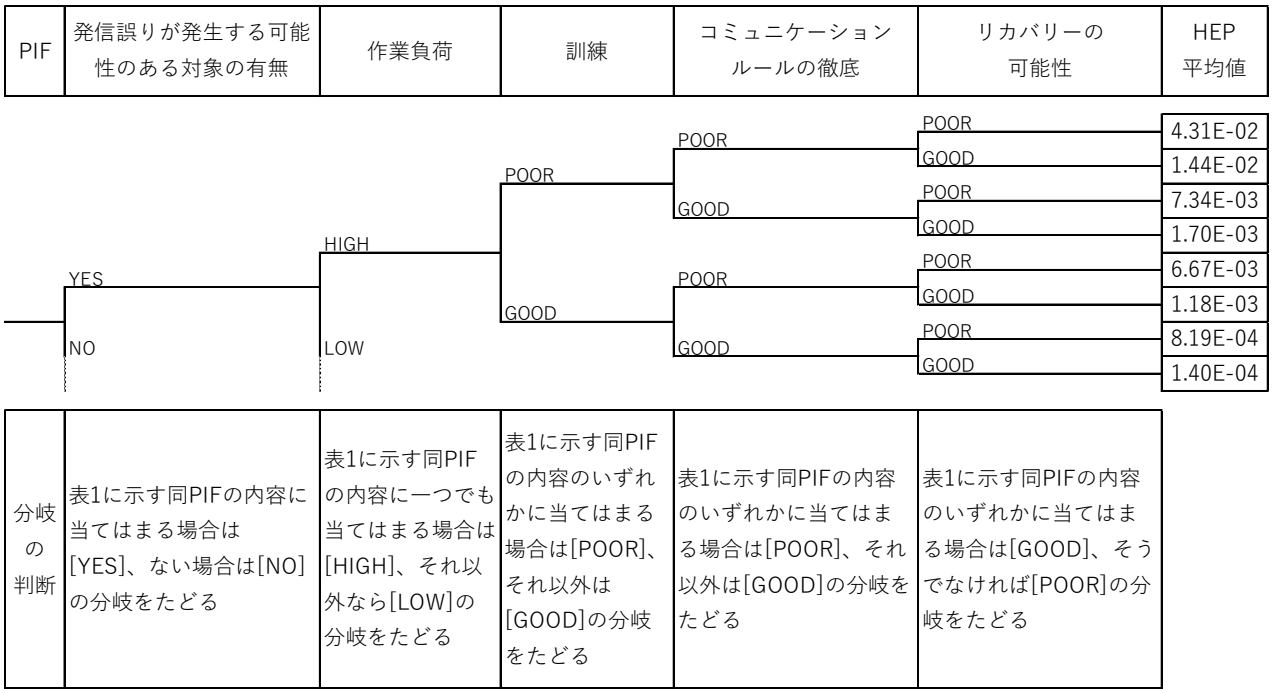


図 1　CFM「発信誤り」のディシジョンツリー及び HEP 推定結果（一部）

4. IDHEAS-G を用いた HEP 評価モデル開発における課題

4-1. タスクの CFM の設定について

合計 69 種類にものぼる IDHEAS-G の CFM リストの中には、例えば「不適切なメンタルモデルが選択される」等、意味が分かりにくい CFM も存在する。CFM はモデル開発者のみならず、それを用いてタスクを評価する HRA 関係者や現場関係者がその意味を理解し用いることが必要であるため、現場に受け入れられるよう分かりやすい CFM を設定する必要がある。

また、タスクに必要な CFM をどの程度設定すればよいのかも検討すべき課題と考える。CFM が多過ぎると評価に非常に労力がかかってしまうが、少な過ぎると異なるタイプの CFM を一緒に取り扱うことになり、現実を適切に反映した評価やエラーへの対策の検討が難しくなる懸念がある。

4-2. 現実をより適切に反映した PIF の設定

IDHEAS-G では PIF 設定の際の参考として PIF リストも整備しているが、設定した CFM にどのような PIF が影響するかをより適切にするためには、その PIF リストから選択するのみでは不十分な可能性がある。適切な PIF 設定のためには、実際のタスク実行に詳しい現場関係者への聞き取り調査や、PIF に詳しい認知心理学者等を交えた専門家判断ワークショップを実施する等、相応の労力が必要になる。そのため、PIF に関する情報を効率的かつ適切に得るための方法が今後必要と考える。

5. 結言

本稿では、過酷状況下タスクへの適用も期待できる、原子力の任意のタスクで HRA を実施するための一般的方法論である IDHEAS-G の概要を紹介すると共に、IDHEAS-G を用いた HEP 評価モデルの開発と今後の課題について述べた。HEP 評価モデルの開発には相応の労力が必要であり、より適切なタスクの評価モデル開発のためには、タスクに纏わる情報をいかに効率的かつ網羅的に収集できるかが重要である。

参考文献

[1] US NRC. “The General Methodology of an Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS-G)”. NUREG-2198. 2021.

*Daisuke Takeda[1], Kunihide Sasou[1], Yukihiro Kirimoto[1], Kenichi Hayase[1], Kohei Nonose[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

2022年春の年会

ヒューマン・マシン・システム部会セッション

PRA における人間信頼性解析の現状と課題
Human Reliability Analysis in PRA: Current Status and Issues

（3）HRA のための人間信頼性データ収集方法の開発

(3) Development of a Human Reliability Data Collecting Method for HRA

*長谷川 尚子[1]，桐本 順広[1]，佐相 邦英[1]
[1]電力中央研究所

1. 人間信頼性データ収集の必要性

確率論的リスク評価（probabilistic risk assessment：PRA）に代表される安全性評価アプローチは，原子力プラントの設計を超えるような事故における不確実さの要素を考慮することで，従来の安全確保の取組みを，より強固にする役割を担う。原子力事業者が行う安全性向上評価では，最新知見を反映した PRA の実施が求められ，PRA モデルの高度化（例えば PRA 標準規格への適合確認や，国際的な先行事例に基づく専門家レビューの実施など）および入力パラメータの高度化（例えば機器故障率などのパラメータ推定におけるデータの精緻化）によって，PRA の質の向上が図られている。

原子力プラントの PRA の評価結果に極めて重要な影響を及ぼすのが，プラント運転員や作業員による人的過誤である。PRA において人間があるタスクに失敗する確率，すなわち人的過誤確率（human error probability：HEP）の評価を行うにあたっては，人間信頼性解析（human reliability analysis：HRA）が用いられる。上述の PRA と同様，HRA においてもその質の向上のため，モデルの高度化（例えば過酷事象状況下における HRA 分析モデルの整備）および人間の振る舞いの信頼性に関するデータ（以下，人間信頼性データ）の収集による入力パラメータの高度化が求められている。

2. 人間信頼性データ収集の必要性と課題

わが国の原子力事業者では，人間の認知・診断過程の HEP 評価の手法として CBDT 手法（the Cause-Based Decision Tree）[1]，操作実行過程の HEP 評価手法として THERP 手法（Technique for Human Error Rate Prediction）[2]が多用されている。両手法とも，想定されるエラーごとに nominal HEP が既定されており，CBDT 手法ではエラーの種類（例えば注意の失敗）ごとに 68 種類の nominal HEP が，THERP 手法ではインタフェースの様相を踏まえて想定された約 100 種類のエラーに対する nominal HEP が整備されている。あるタスクを実施するときの HEP は，この nominal HEP を利用して算出される。

しかしこれらの nominal HEP は，わが国の原子力事業者の実状に合っていない可能性がある。これらの nominal HEP の大半が欧米のエキスパートジャッジか他産業の人間信頼性データ（現実場面や訓練場面での人間の振る舞いおよびヒューマンエラーの件数や発生確率などに関するデータ）に基づいているためである[3]。また，THERP 手法は 1960 年代に開発されたため，制御盤等の高度化されたインタフェースに対応する nominal HEP が存在しない点も問題として挙げられる[4]。HRA の入力パラメータの高度化のためには，わが国の実状を反映した nominal HEP を整備する必要がある。

しかしながら，人間信頼性データ収集には大きく 2 つの課題がある。一つは，人間があるタスクを行う際に置かれている状況に関する情報も収集する必要性である。タスク実施者の判断や行動は，タスク実施時の状況（時間的余裕の無さ，手順書の有無など），実施者を取り巻く物理的環境（作業場所の暗さ，暑さなど）および社会的環境（作業チームの構成，チーム内のコミュニケーション，組織文化など）に大きく影響される。人間の信頼性を規定するこのような要因は，HRA において「文脈（context）」と呼ばれ，昨今では文脈を重視した人間信頼性評価を行う手法が HRA 手法の主流となりつつある（例えば CREAM, IDHEAS など）。タスクの失敗／成功情報だけでなく文脈情報も含めたデータ収集とは，例えば「タスク A 実施時に発生したエラー」ではなく，「手順書が整備されているタスク A を，暗い作業場所で実施した際に発生したエラー」と

いうデータとして収集することに相当する。

このような文脈情報も併せたデータの収集は，プラント運転時は無論，訓練場面においても困難が伴う。これまでにもプラント運転時の人的過誤事象の事象報告に基づくデータベース（CAHR など）の開発が試みられたが，文脈情報の記載が少なく，HEP 推定に利用可能な報告数に至らない[5]といった点が指摘された。より多くのデータを収集するため，最近では運転訓練シミュレータを用いた訓練時にデータを収集する手法が開発されている（例えば SACADA[6]や HuREX[3]）。これらの手法では，文脈情報として 90 種類程度の要因の有無や程度に関する情報を収集するため，データ収集に過大な負担が生じる懸念がある。当然のことながらデータ収集者には，これらの文脈要因の有無を判別する知識や経験，能力が必要となる。

二つめの課題は，人間信頼性データから HEP を求めるために，エラーが発生した回数だけでなく，エラーを発生させずにタスクに成功した回数もデータとして収集する必要性である。エラー発生回数とエラー無発生回数を合計した数値が HEP の分母に相当する。CBDT 手法や THERP 手法で既定されている nominal HEP を更新するには，この分母に相当する数，すなわち「エラーが発生する機会が何回あったのか」を明らかにしなければならない。例えば THERP 手法では「アナログメータから値を読み取る」「スイッチを操作する」といった各行為に対して nominal HEP が整備されているため，あるタスクの実施時にこのような行為が何回行われたかを運転員らの行動観察から求める必要があるが，これはたやすいことではない。

3. HRA のための人間信頼性データ収集方法の開発

わが国の原子力事業者では CBDT 手法および THERP 手法が多用されている現状を踏まえると，HRA における入力パラメータの高度化にあたっては，両手法の nominal HEP を我が国の実状に合わせて見直すことが必要となる。筆者らは，CBDT 手法および THERP 手法にて HRA を実施したタスクをシミュレータ訓練で実施した際の失敗／成功情報をデータとして収集し，このデータに基づいて nominal HEP を更新する方法を開発した[4]。HRA が実施されているタスクを対象とするため，当該タスクの文脈に関するデータは HRA 実施時に収集済みであり，データ収集時に改めて集める必要はない。また，認知・診断が行われた回数は，当該タスクをシミュレータ訓練で実施した回数に相当し，操作実施の回数については HRA を実施した段階で必要な行為等が書き起こされていることから，この情報が利用できる。本稿では，開発したデータ収集手法および nominal HEP の更新方法の概要を紹介する。

CBDT 手法および THERP 手法を用いて HRA を実施する際には，①ある特定のタスクに対する認知・診断過程および実行過程の各ステップ（タスクの決定・実施に必要な一連の手順）で発生が予想されるエラー要素（エラーの種類）の整理，および②各ステップにおける文脈要因（performance shaping factor: PSF）の評価を行う。CBDT 手法の PSF には作業負荷の高低や警報装置の有無など，THERP 手法の PSF にはストレスの高低がある。次に各ステップにおいて，先行ステップとの関連性（従属性と呼ぶ。認知・診断過程にはそれに先行するステップが存在しないため，当該の認知・診断過程とリカバリーとの関連性を指す。）およびリカバリーの失敗確率を考慮し，ステップごとの HEP を算出する。すなわち下式のとおりである。

$$\mathrm{HEP} = \text{nominal HEP} \times S \times R \times D$$

ここで S とはストレス係数，R とはリカバリーに失敗する確率，D とは従属性による調整係数である。

この分析の仕組みを利用し，以下のようにデータを収集して nominal HEP の更新を行う（図 1）。

(1) データ入力用のシート（HRA ステップ表）の作成

HRA 実施時に認知・診断過程および実行過程の各ステップで発生すると予想したエラー要素を，ステップごとに整理したデータ入力用シート（HRA ステップ表）を作成する。

(2) 対象タスクが含まれる事故シナリオの訓練における観察

運転訓練シミュレータを用い，HRA を実施したタスクが必要となる事故シナリオにて訓練を行う。訓練中，当該タスク実施時にエラーが観察されたら，訓練後の振り返りで聞き取りを行い，エラーが発生したステッ

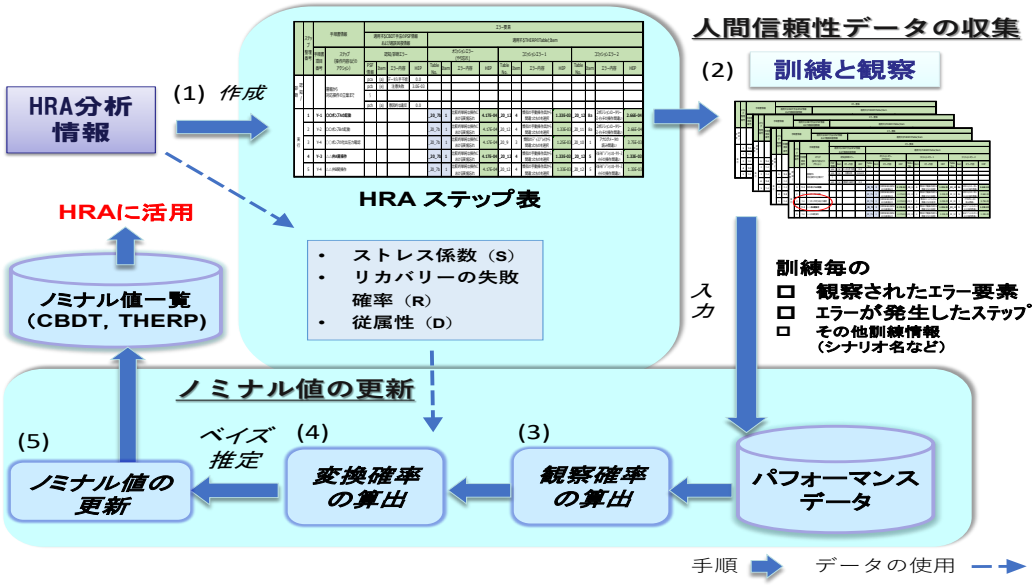


図 1　人間信頼性データ収集および nominal HEP 更新のためのフレームワーク [4]より一部改変

プとエラー要素を同定する。

(3) 観察確率の算出

対象タスクの訓練を複数回実施する中で観察されたエラー回数を各ステップのエラー要素ごとに集計し，訓練回数で除す。これにより，訓練時のエラー発生確率（観察確率）が算出される。

(4) 変換確率の算出

事故シナリオの訓練を実施中の運転員はストレスや従属性などの影響を受けているため，nominal HEP よりも高い確率でエラーが観察されるはずである。そこでそれぞれの HRA 手法で設定された，ストレス係数等が含まれた HEP の算出式を利用して，文脈の影響を排除したエラー確率（変換確率）を算出する。すなわち下式のとおりである。

$$\text{c-HEP} = \frac{\text{o-HEP}}{\text{S} \times \text{R} \times \text{D}}$$

ここで c-HEP とは変換確率，o-HEP とは観察確率である。

(5) ベイズ推定による nominal HEP の更新

試行回数と変換確率から求められるエラー数を観測データとし，各 HRA 手法における既存の nominal HEP を事前情報とするベイズ推定を用いて，エラー要素ごとに nominal HEP を更新する。

原子力事業者にて上記のデータ収集を簡便に行えるよう，筆者らは，Microsoft Excel がインストールされた Windows マシンで作動する人間信頼性データベースシステムを開発した。本システムを用いれば，上記の(2)以外はシステム上で実施できる。

4. 人間信頼性データ収集上の留意点

3.で述べた方法では，データ収集者が文脈情報のデータを収集する必要がないため，データ収集の負担は SACADA や HuREX と比較すると格段に少なくて済む。また，訓練シナリオの始めから終わりまで通してデータ収集を行う必要はなく，HRA で実施したタスクが実施される部分だけで良いため，タスク実施時にエラーが発生しても訓練後にはその部分だけを振り返り，エラー要素等を同定すればよい。一方，HRA 実施時に想定した状況と同様の状況下でデータを収集する必要があるため，データ収集時には主に以下の点に留意が必要である。

(1)　可能であれば HRA や PRA を実施した事故シナリオを訓練でそのまま実演した際のデータを収集する

HRA 実施時に想定したストレスレベルと異なる状況下で当該タスクを実施した際のデータを収集すると，変換確率の算出時に異なるストレス係数の状況下のデータが混ざることとなり，期待された値が得られない可能性がある。

(2) HRA 実施時に想定した熟達度の運転チームで訓練を実施する

熟達度の低い運転員の初期訓練でデータを収集すると，観察確率は高値になると予想される。そのため，このようなデータを nominal HEP の更新に用いるのは相応しくない。

(3) データ収集者は当該タスクの失敗と成功を判定できる者が担う

事故シナリオによっては，複数タスクを同時並行で実施する場面が出現し，HRA 実施時に想定していたステップどおりに進まないケースもありうる（例えば，行為が予定されていたタイミングよりも多少遅れて実施されるなど)。その場合，プラントに悪影響を及ぼさない時点までに当該タスクを完了させられれば成功とみなすが，プラント運転に熟達したデータ収集者でなければその判定が難しい可能性もある。例えば訓練インストラクターや，ある程度の運転経験を保有する者であればデータ収集を行えるだろう。

(4) エラー発生時には訓練直後に当事者から話を聞き，エラー要素を同定する

訓練直後でないと当事者の記憶があいまいとなり，データの精度が低下する。特に留意したいのは，実行過程のエラーとして観察されても，実際にはそれより前のステップもしくは認知・診断過程で発生したエラーが後のステップで顕在化したケースである。この場合には，当事者に HRA ステップ表を見せ，観察されたステップでのエラーだったのか，あるいはそれより前の段階でのエラーだったのかを聞き取りによって明らかにする必要がある。訓練時の録画でエラーを発見できたとしてもこの聞き取りができないため，エラーの観察は訓練時に行い，エラー発生時には訓練直後に当事者から話を聞くことが望ましい。

nominal HEP は，10^{-3} オーダーの数字である。つまり理論上は，エラーが発生するのは 1,000 回のうち 10 回未満（9 回以下）であり，そのようなエラーを観察するにはエラーなしの行為を 991 回以上観察する必要がある。このような取組みを行わなければ，わが国の実態を反映させた HEP の推定は不可能であるため，筆者らが開発した手法ではベイズ推定を取り入れ，比較的少ない回数での nominal HEP の更新を可能とした。また，HRA の実施結果を活用することで，運転員らの全行為を観察する必要性はなくなり，エラーが発生した時に聞き取りをするだけでデータ収集が可能となった。発生したエラーについて振り返ることは運転技能の向上にも役立ち，継続的なデータ収集は運転員の力量の確認にもつながる。PRA の評価結果から重要なタスクが特定できれば，訓練の重点化につながる可能性もある。運転訓練と HRA の連携によって，リスク情報の包括的な活用にも貢献できると考えられる。

参考文献

[1] EPRI, “Fire human reliability analysis guidelines,” EPRI 1023001 (NUREG-1921) EPRI/NRC-RES Final Report (2012).

[2] US Nuclear Regulatory Committee（NRC）, “Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications,” NUREG/CR-1278 Final Report (1983).

[3] W. Jung, J. Park, Y. Kim, S. Y. Choi, S. Kim, “HuREX – A framework of HRA data collection from simulators in nuclear power plants.” *Reliability Engineering and System Safety,* **194**, 106235 https://doi.org/10.1016/j.ress.2018.07.036 (2020).

[4] 桐本順広・佐相邦英・長谷川尚子・長坂彰彦 “人間信頼性データベースの開発” 電力中央研究所報告 O19008 (2020).

[5] W. Preischl, M. Hellmich, “Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants.” *Reliability Engineering and System Safety*, **109**, 150-159 (2013).

[6] Y. J. Chang, D. Bley, L. Criscione, B. Kirwan, A. Mosleh, T. Madary, R. Nowell, R. Richards, E. M. Roth, S. Sieben, A. Zoulis, “The SACADA database for human reliability and human performance,” *Reliability Engineering and System Safety,* **125**, 117-133 (2014).

*Naoko Hasegawa[1], Yukihiro Kirimoto [1], and Kunihide Sasou [1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[1H_PL04] Panel Discussion

リスク情報を活用した安全性の向上は重要な課題であるが、そのベースとなる確率論的リスク評価（PRA）における人間信頼性評価（HRA）の問題に関しては、ヒューマンファクタ的な視点からの検討が不足していると言わざるを得ません。本セッションでは、最初にPRAにおけるHRAの課題を整理し、実践的なHRA解析を行っている観点からご講演を頂き、今後のPRAにおけるHRA研究の必要性について議論を行う予定です。PRAを実践的に現場において行っていて、人間信頼性評価の問題に取り組んでいる事業者に方に是非参加して頂き、議論に参加して頂きたいと思います。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

[2H_PL] Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA ESS)
Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[2H_PL01] Aims and policy of activities of this research committee
*Shuhei Miwa[1] (1. JAEA)

[2H_PL02] Estimation of dose rate distribution in PCV and future challenges
*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Behavior of FP suggested by radioactive contamination of waste
*Yoshikazu Koma[1] (1. JAEA)

[2H_PL04] Activity status of extended committee menbers
*Yoichi Wada[1] (1. Hitachi)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

（1）研究専門委員会の目的と活動方針

(1) Aims and policy of activities of this research committee

*三輪 周平

JAEA

1. 本研究専門委員会設置の経緯

2017 年度～2020 年度の 4 年間で開催された「シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）挙動」研究専門委員会では、福島第一原子力発電所（1F）事故における FP 挙動を調査し、FP 炉内分布や環境放出量評価における新たな技術課題を整理した。具体的には、①実機データ評価によるプラント内外の FP 分布の概要把握、②ベンチマーク評価による SA 解析コードの技術課題及び廃炉時の FP 解析への拡大のための技術課題の明確化、そして③FP 放出、移行挙動に係る基礎データの精査による重要実験課題の選定、を行った。この活動を通じて FP 挙動に関する情報の共有化が可能となり、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築できた。この成果は、今後 40 年超とされる長期にわたる廃炉作業等のための技術継承に資することを目的として、技術報告書としてまとめられた[1]。

しかし、上記の研究専門委員会の成果は事故時の FP 挙動を理解し、1F 事故時の FP 挙動を予測するためには有益であるが、格納容器内の FP 分布の把握、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響など、将来にわたる FP 挙動を予測するにはまだ十分とは言い難い。そこで、「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会を設置し、1F 廃炉、さらに軽水炉の安全性向上の取組に資するための調査・検討をさらに進めることとした。

2. 本研究専門委員会の目的

本研究専門委員会では、「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題をもとに、以下を目的とした調査・検討を実施し、最終的には FP 挙動に係る研究開発のロードマップを作成することを目指す。

① これまでの成果を廃炉期間中の FP 挙動（FP 分布把握、廃炉作業までの FP 移行、廃炉作業への影響など）を予測可能な技術に高めることにより、主に事故後を対象とした 1F 事故事象の把握と廃炉作業に貢献する。

② 1F 事故事象の把握で得た情報をソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることにより、主に事故時を対象としたソースターム予測技術の向上に貢献する。

3. 本研究専門委員会の活動方針

先ず、1F 廃炉や軽水炉の安全性向上に向けて取組がなされている以下の 4 つのテーマについて幅広く調査し、「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行い、その解決に向けた大きな道筋を示す。

(1) 1F 廃炉作業／東京電力・国際廃炉研究開発機構（IRID）の取組：事故後に公開された 1F 廃炉に係る現場の直接的な情報・データを改めて俯瞰し、課題抽出に必要な情報の再収集、整理を図る。

(2) 1F 廃炉作業／JAEA/廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の取組：CLADS が公開している「基礎・基盤の全体マップ」から課題を調査・整理し、解決方針案等を摘出する。

(3) ロードマップ・海外研究：国内外の各種委員会等で発行されている各ロードマップ、Phenomena Identification Ranking Table（PIRT）を整理し、FP 挙動に関する課題、優先度を抽出する。

(4) ソースターム予測技術：シビアアクシデント技術評価委員会等における新たな知見や情報を整理し、1F における FP 挙動に関する課題を整理する。

これらの検討により抽出された技術課題等をもとに、必要な研究開発や技術を検討し、ロードマップを作成して技術報告書として取りまとめる。

これらの検討を進める際には以下を留意する。

- 議論を深めることを重要視し、先ずは若手を含めた「拡大幹事会」において上記(1)～(4)の調査を進め、委員会全体で議論や課題の特定を行う。課題解決策の検討の段階でワーキンググループを構成して調査を進める。
- 計 10 部会からの委員による、専門分野を跨ぐ多面的な FP 挙動の議論・検討を行う。

参考文献

[1] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会,“シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動”, 原子力学会技術報告書 (2021).

---

* Shuhei Miwa
JAEA

2022年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

（2）PCV 内線量率分布推定と今後の課題

(2) Estimation of dose rate distribution in PCV and future challenges

*奥村 啓介

日本原子力研究開発機構(JAEA) 廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)

1. PCV 内線量率分布推定の目的と概要

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所（1F）の事故後、東京電力ホールディングス（東電 HD）及び国際廃炉研究開発機構（IRID）を中心として、主に炉内状況把握を目的とした 1F 事故進展解析や原子炉格納容器（PCV）の内部調査が実施されてきた。IRID による事故進展解析では、MAAP と SAMPSON コードが利用され、PCV 内の燃料デブリ分布や核分裂生成物（FP）の分布の推定がなされた[1]。また、PCV の内部調査では、遠隔操作ロボット等によるカメラ映像の取得、宇宙線ミュオンによるイメージング、汚染物等の採取と分析、温度や水位の確認、小型センサーによる線量率測定などが行われ、得られたデータは東電 HD や IRID のホームページなどで公開されている。

1～3 号機に対する内部調査では線量率も実測されているが、同じ号機であっても調査時期、計測場所、水位などの条件が異なっている。そこで、JAEA では、過去の内部調査で得られた時間的にも空間的にも断片的な情報を活用し、現在または将来における PCV 内の連続的な線量率分布を予測する手法の開発を進めてきた。これは、東電 HD や IRID により得られた事故進展解析の結果（燃料デブリ分布、FP 分布）、内部調査の結果（カメラ映像、線量率実測値、水位）、汚染水等のサンプリング分析値（Cs 濃度、$^{134}Cs/^{137}Cs$ 放射能比）などの情報と、事故前の炉内燃料や構造材の燃焼・放射化計算、調査時期または評価時期までの核種崩壊生成計算などの理論計算を組み合わせ、破損および汚染された 1F の 3 次元 PCV モデルを計算機上に構築し、PCV 内の線量率分布を PHITS コード[2]による放射線輸送モンテカルロシミュレーションにより予測するものである[3,4]。2 号機に対するモデルと解析結果の例を図 1 に示す。

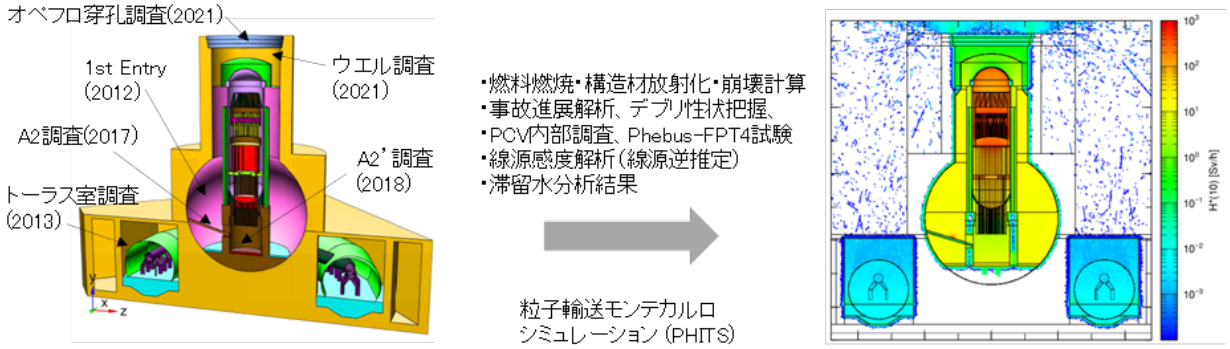


図 1　格納容器内線量率分布推定（2 号機の例）

事故進展解析による Cs 分布（初期設定）は不確かさが大きいため、内部調査により線量率実測値が得られた場合には、線源感度解析に基づく逆推定により Cs 濃度分布を過去の調査結果を含めて実測値と合うように修正している。逆に言えば、内部調査による線量率の測定位置に対して線源感度が無い領域では、得られている線量率の信頼性は初期値として利用した事故進展解析による FP 分布の精度に強く依存することになる。

圧力容器の内部などがこれにあたる。本解析のこれまでの主な用途は、事故進展解明というよりは、燃料デブリ取り出しを想定したケーススタディであり、図 2 に示すような廃炉工法模擬計算による線量率分布変化の予測や燃料デブリ検知のための検出器応答計算を行って、内部調査への提言などに利用している[3,5]。

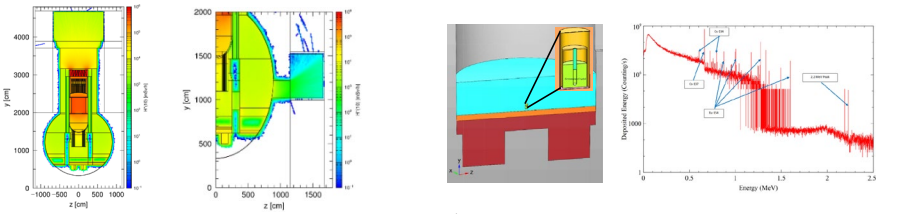


図 2　廃炉工程模擬計算（左）とデブリ検知検出器応答計算（右）

2. 今後の課題

2021 年 5 月末に、東電 HD により 2 号機の原子炉ウエル調査が行われた。この調査が行われるまで、ウエル内の線量率はおよそ 40 Sv/h 程度と予測していた。しかし、実測された線量率は、ウエル内平均でおよそ 0.4　Sv/h と予想外に低いものであった。このため、6 月には JAEA と東北大学が協力して種類の異なる複数の線量計を用いて、2 回目の調査が行われたが、前回とほぼ同様な結果が得られた。カメラ映像も鮮明であったことから、1 Sv/h 以下の線量率であることは間違いないことが確認された。この実測結果を線量率分布に反映するため、原子炉ウエル内のみならずドライウエル上蓋内側の Cs 濃度まで下方修正することが余儀なくされた。事故時における Cs の移行経路としては、「RPV フランジ隙間→PCV フランジ隙間→原子炉ウエル→シールドプラグ隙間→オペフロ」と考えられているが、未だ内部調査が入っていない RPV 内から PCV 上部までの広範囲な線量率分布予測にも影響することから、原子炉ウエル内の線量率を再現できるような事故進展解析が望まれる。

2 号機では、原子力規制庁によりシールドプラグ 1 段目と 2 段目の隙間に高濃度の Cs 汚染が存在する可能性が指摘され、2021 年 12 月にはオペフロ穿孔調査が実施された。図 3 は、新たに穿孔された 13 ヵ所での線量率の測定結果[6]をオペフロ表面で規格化し、深さ方向への依存性を見たものである。

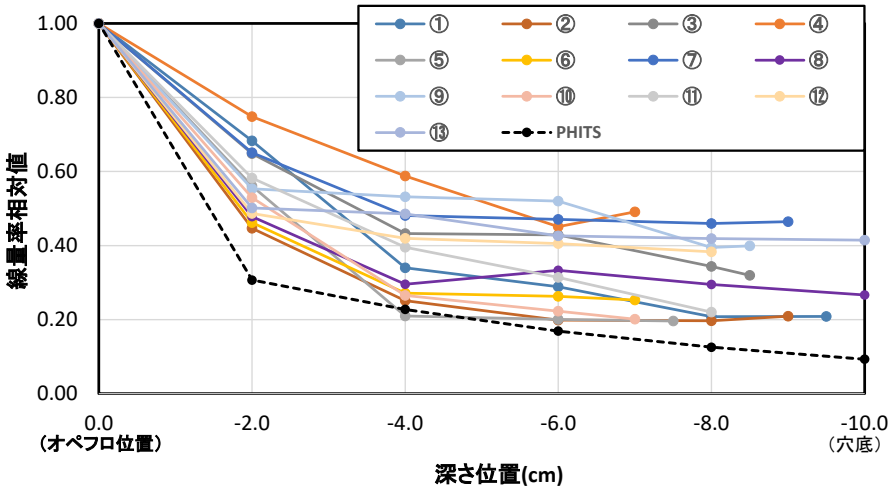


図 3　2 号機オペフロ穿孔調査による線量率深さ方向相対分布

オペフロ表面から 4 cm 程度までは線量率の減少傾向が見られ、その後は大きく変化していない。このような傾向は、表面から 61 cm 下方にある Cs 汚染源では説明することは困難であり、むしろオペフロ表面の汚染源を仮定した PHITS による穿孔模擬計算の結果（黒破線）に傾向が近い。このため、シールドプラグ隙間における高濃度 Cs 汚染の有無は未だ判断しないで、当面は両方の可能性の検討を続けることとしている。

2 号機では、ミュオンイメージングや事故進展解析の結果から、大部分の溶融燃料が RPV 内に残存していると推定されており、上アクセスによる燃料デブリ取り出しは必須と考えられる。よって、シールドプラグ

から、原子炉ウエル、PCV 内上部、RPV 内までの経路における FP 分布の精度向上は重要であり、内部調査を入れにくい場所でもあることから、FP 挙動を含む事故進展解析の高精度化に期待している。

参考文献

[1] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE), “平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 （事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）最終報告”, 平成 28 年 3 月.

[2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), pp.684-690 (2018).

[3] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会, pp.116-121, (2021 年 5 月).

[4] K. Okumura, E. S. Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Progress in Nuclear Science and Technology, 6, pp.108-112, (2019).

[5] E.S. Riyana, K. Okumura, K.Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Journal of Nuclear Science and Technology, 56, pp.922-931 (2019).

[6] 東京電力ホールディングス株式会社, “2 号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について”, 2021 年 12 月 21 日, 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 27 回）, 資料 5-1.

---

*Keisuke Okumura, Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

(3) 廃棄物の汚染状態から見る FP の挙動

(3) Behavior of FP suggested by radioactive contamination of waste

*駒 義和 [1, 2]

[1]JAEA, [2]IRID

1. 廃棄物の放射化学分析

放射性廃棄物を適切に管理する上で廃棄物の性状に関する情報が重要であり、処分方策を検討するために、長半減期の核種を含む核分裂生成物 (FP) の分析データが蓄積されてきている。FP の挙動は、廃棄物が含有する放射能の推定や決定に対して有用であり、着目して検討を進めている。廃棄物の放射化学分析では汚染の結果を調べるので、結果からその過程を導いていく、いわゆるバックワードからのアプローチを行うこととなる。これまでに得られたデータを引用して、FP の挙動を示唆する知見を概説する。

2. 分析データ

廃炉・汚染水対策事業に基づいて福島第一原子力発電所 (1F) において採取された試料を茨城地区の施設に輸送し、分析が進められている。瓦礫類、汚染水や水処理二次廃棄物を分析して得られたデータはデータベースに収録、公開されている[1]。種々の核種の挙動を考察する上で、基準とする核種を定め、相対的な濃度を用いると便利であり、さらに濃度比をソースタームにおける比により規格化すると（以下、輸送比と呼ぶ）ふるまいを議論しやすい。輸送比 T は次式により算出した[2]。

$$T_{\mathrm{X}} = \frac{N_{\mathrm{X,\,Sample}}/N_{\mathrm{X,\,Source}}}{N_{\mathrm{Ref,\,Sample}}/N_{\mathrm{Ref,\,Source}}} = \frac{c_{\mathrm{X,\,Sample}}/c_{\mathrm{Ref,\,Sample}}}{A_{\mathrm{X,\,Source}}/A_{\mathrm{Ref,\,Source}}}$$

ここで、N は原子数、c は濃度 (Bq/kg, Bq/cm^2 ...)、A は放射能 (Bq)、X は対象とする核種、Ref は指標核種、Sample は分析した試料、Source はソースタームを表す。

3. 放射性核種の移行過程

放射性核種がソースタームから移行する過程に関して、移行の形態は重要な因子である。環境試料では、オートラジオグラフィにより放射性粒子を同定してキャラクタリゼーションが行われている[3]。1F の廃棄物については、コンクリート片のイメージングプレート撮影のデータが報告されている[4]。3 号機の 1 階において遠隔重機により 2014 年に採取された試料のイメージを図 1 に示す[5]。試料の表面が平坦ではなく影が生じたが、数多くの斑点が観察され放射性粒子の付着が認められる。大気汚染の分野では粒子状物質の分布を統計的に取り扱っており、1F での放射性物質の汚染に対しても同様の手法の適用が考えられる。瓦礫試料への核種の輸送比を計算すると、その頻度分布は対数正規分布様を呈し、これを仮定することにより分布の不確実性を定量的に評価する試みがなされている[6]。

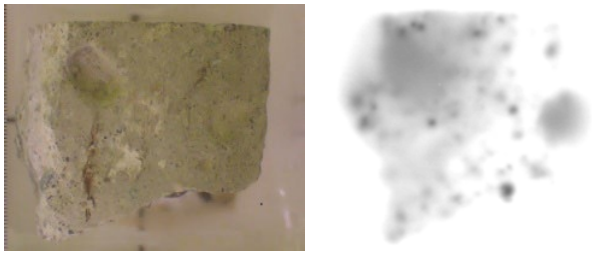


図 1　1 号機原子炉建屋 1 階で採取されたコンクリート片 (3RB-AS-R9-1) の外観（左）とオートラジオグラフィ像（右）の例

損傷した燃料に含まれる放射性核種は、冷却水へも移行している。汚染した水は、構造物を二次的に汚染するとともに、水を除染した後にはスラリーや吸着材が廃棄物として生じることから、水の分析も重要である。建屋地下滞留水中の ^{137}Cs 濃度の推移を図 2 に示す。汚染水の除染処理が始められてから 1 年ほどは希釈の効果が見られる。1 から 4 号機の水が集められる集中廃棄

物処理施設ではおおよそ 10^4 から 10^5 Bq/cm^3 で推移するが、水位の低減に伴う濃度の増減が見られる。タービン建屋にあっては、いずれも 2020 年中に床が露出するに至り、汚染水が取り除かれた。水への核種の移行は、事故が発生した際の一時の移行と、燃料デブリからの継続的な溶出を考慮すべきである [7]。

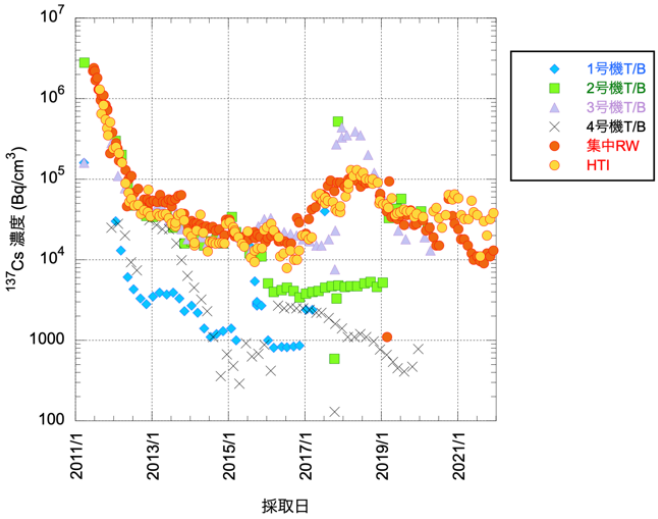


図 2　1 から 4 号機のタービン建屋 (T/B) と集中廃棄物処理施設のプロセス主建屋（集中 RW)、並びに同 高温焼却炉建屋 (HTI) 汚染水中の ^{137}Cs 濃度の推移

4. 元素の性質に基づく挙動の違い

損傷した燃料からの放射性核種の移行は元素の性質による影響を受ける。土壌への輸送比は、おおよそ I、Te、Cs、Ag~Sb、Tc、Ru、Ba~Sr、Nb、Pu の順となる[2]。Cs に比べて I は優先的に放出されており、Se は同等である。これら核種の放出は、運転中に燃料棒内の低温部へ移動したことが寄与したとみられる。揮発性との関係がうかがわれることから、距離との相関に着目すると、分析データが多い Sr の輸送比は、発電所の中、1-2 号機スタックから西北西 500 m の地点においておよそ 0.001 であり、所外では値のばらつきが大きいものの幾何平均は 0.0015 であった [2]。環境中を粒子状で移行した場合、距離が組成へ与える影響は小さいことがうかがわれる。

また、水への輸送比は、Se、I、H、Sr、Ni、Pu の順であった [2]。Se と I が Cs に比べて水に移行しやすく、運転中の燃料棒内低温部への移動と水溶性化学種の生成が相まって現れたものと考えられる。^{3}H と ^{90}Sr の輸送比は徐々に増加する傾向を示し、Cs に対して初期の一時移行における挙動が異なる可能性がある。

5. 今後の課題

廃炉に伴って放射性廃棄物は増加しており、今後燃料デブリの取り出しが本格化しソースタームに近い領域から廃棄物が発生すると、異なる核種の組成が観察される可能性がある。高放射性である試料の入手と分析には困難さが増すと見込まれ、対策を講じて着実に分析を進める必要がある。また、分析データを元にして、FP の汚染挙動を表現するモデルを構築し、廃棄物の放射能濃度決定のみならず、廃炉の実用的、基礎的研究に役立てることが期待される。

謝辞

この発表は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られた成果の一部を含む。

参考文献

[1] JAEA, “福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi).” https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/
[2] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, 10, 35–41 (2017).
[3] T. Ohnuki et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 56(9-10), 790-800 (2019).
[4] IRID, JAEA, “試料の分析結果,” 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 56 回）,平成 30 年 7 月 26 日.
[5] IRID, “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)」2020 年度最終報告,” 令和 3 年 10 月. https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/12/2020010kotaihaikibuturev2.pdf
[6] D. Sugiyama et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58(4), 493–506 (2021).
[7] A. Shibata et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(12), 1933–1942 (2016).

*Yoshikazu Koma[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

2022年春の年会

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

（4）拡大幹事会活動状況

(4) Activity status of extended committee members

*和田 陽一

日立・研開

1. 拡大幹事会

2020 年度まで活動を行った「シビアアクシデント(SA)時の核分裂生成物(Fission Products, FP)挙動」研究専門委員会では、３つのワーキンググループの下に、FP 挙動実験、FP 挙動評価、および実機データ評価・課題抽出のそれぞれの技術調査、FP 挙動に関する技術の共有、福島第一原子力発電所の FP 関連データの収集、評価に係る活動を行い、その 4 年間にわたる活動の成果を技術報告書としてまとめた[1]。

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会では、①1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献、並びに②ソースターム予測技術の向上への貢献、という２つの目標の下に 2021 年 6 月に活動を開始した。その中で、前研究専門委員会の反省を踏まえ、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、検討すべき技術課題の抽出と絞り込みを行うために担当幹事を中心とした「拡大幹事会」を設置することとした。本研究専門委員会の活動期間の前半は拡大幹事会により技術課題の選定を行い、後半に技術課題に応じていくつかのワーキンググループを設置して拡大幹事会で抽出された技術課題に関するロードマップ等を検討する方針とした。

2. 活動状況

拡大幹事会の活動状況を以下に報告する。本研究専門委員会内には４つの拡大幹事会を設置した。それぞれ、①東京電力ホールディングス（株）(東京電力)/技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、②（国研）日本原子力研究開発機構(JAEA)/廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)、③ロードマップ・海外研究、および④ソースターム予測技術、の４テーマである。各拡大幹事会は担当幹事を含めて４、５名程度の人数での調査・検討を行い課題の抽出を図る。図１に拡大幹事会の構成を示す。各拡大幹事会の中に２～３の調査対象があり拡大幹事が分担して調査を進めている。

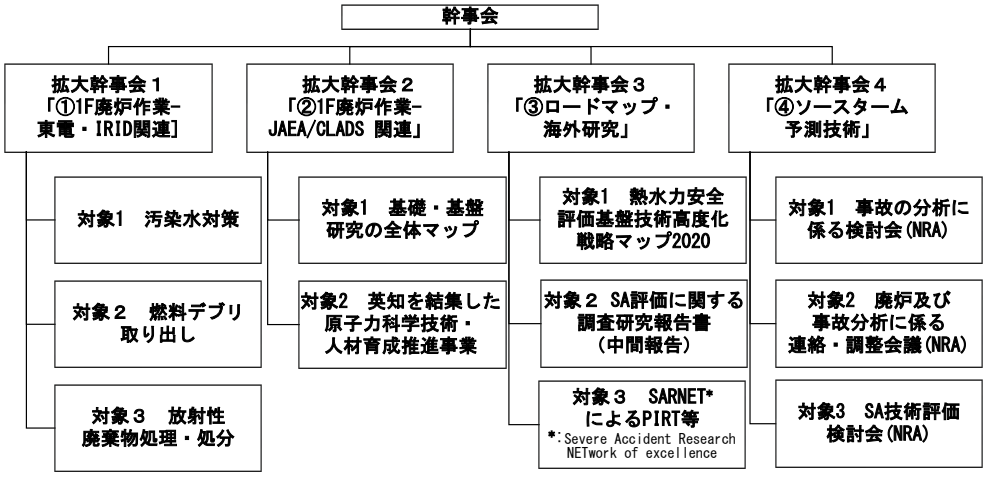


図１ 拡大幹事会と調査対象

拡大幹事会１は 1F 廃炉作業の内、東京電力/IRID 関連の調査を行っている。本研究専門委員会の 2 つの目

標を達成するためには 1F 現場情報の取得が大前提との考えの下、公開されている直接的なデータを俯瞰し、情報の収集・整理を行っている。具体的には汚染水対策、燃料デブリ取り出し、および放射性廃棄物処理・処分の３つの課題に対し東京電力ホームページ[2]、国の委員会等の公開データ、IRID の研究開発成果を調査し 1F での FP 挙動に関する情報を収集し、1F 廃炉を実現するための技術課題を探っている。

拡大幹事会２は 1F 廃炉作業の内、JAEA/CLADS 関連の調査を行っている。調査対象は CLADS における①基礎・基盤研究の全体マップ[3]、並びに②英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業[4]である。CLADS では廃炉作業に向けた基礎・基盤研究を進めており、汚染水対策から処理・処分・環境回復までの廃炉全体工程を俯瞰して解決すべき課題を全体マップとしてまとめている。FP は燃料デブリ取り出しにおける炉内状況把握の一項目として FP の状況把握が挙げられ課題の詳細や関連研究が記載されている。この全体マップと関連研究としての上記推進事業の中から、本研究専門委員会の対象範囲に関連した課題を整理する。

拡大幹事会３はロードマップ・海外研究を対象としている。1F 事故の後、軽水炉研究開発、安全研究等において課題を示したロードマップや Phenomena Identification and Ranking Table（PIRT)が改訂されている。本拡大幹事会では各ロードマップや PIRT を対象に 1F 前後での変更点等を整理し、重要な FP 挙動とその優先度を整理する。調査対象は、①熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020[5]や②SA 評価に関する調査研究報告書などの国内の報告書やロードマップの他、③海外のロードマップ・PIRT 等を対象として技術課題の抽出を行う。

拡大幹事会４はソースターム予測技術に関するものであり、①事故分析に係る検討会（原子力規制委員会(NRA)）[6]、②廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議（NRA）[7]、および③SA 技術評価検討会（NRA）[8]の調査を行いロードマップに反映すべき課題の抽出を行っている。1F 事故分析結果、現地調査結果に基づき課題を抽出し、予測技術向上に調査結果を反映するための提案を行っていく。一例として、１～３号機のシールドプラグの汚染がある。今後更に調査を続け、ソースタームに及ぼすシールドプラグ汚染の影響の重要性を検討していく。

以上に述べたように 4 つの拡大幹事会を推進している。拡大幹事会での調査・検討結果を本研究専門員会内で更に議論し、抽出された技術課題についてのワーキンググループ活動により 2 つの目標を実現するための FP 研究ロードマップ等の策定につなげていく。

[参考文献]

［1］日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9（2021/5）.
［2］東京電力ホームページ、福島への責任、公表資料、会議体等資料、中長期ロードマップの進捗状況、https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/index-j.html.
［3］廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html.
［4］英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、https://www.kenkyu.jp/nuclear/
［5］日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020、http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM-2020/TH-RM_2020.pdf.
［6］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、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html.
［7］原子力規制委員会、福島第一原子力発電所廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/1F_tyosei/index.html.
［8］原子力規制委員会、シビアアクシデント技術評価検討会、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/gh_severe_accident/index.html.

*Yoichi Wada
Hitachi

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 Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

[3H_PL02] Robotics

*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

[3H_PL03] Risk analysis and evaluation

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[3H_PL04] Structural Integrity of components

*Shunichi Suzuki[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

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

2022年春の年会

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ー」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ー」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

2022年春の年会

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。

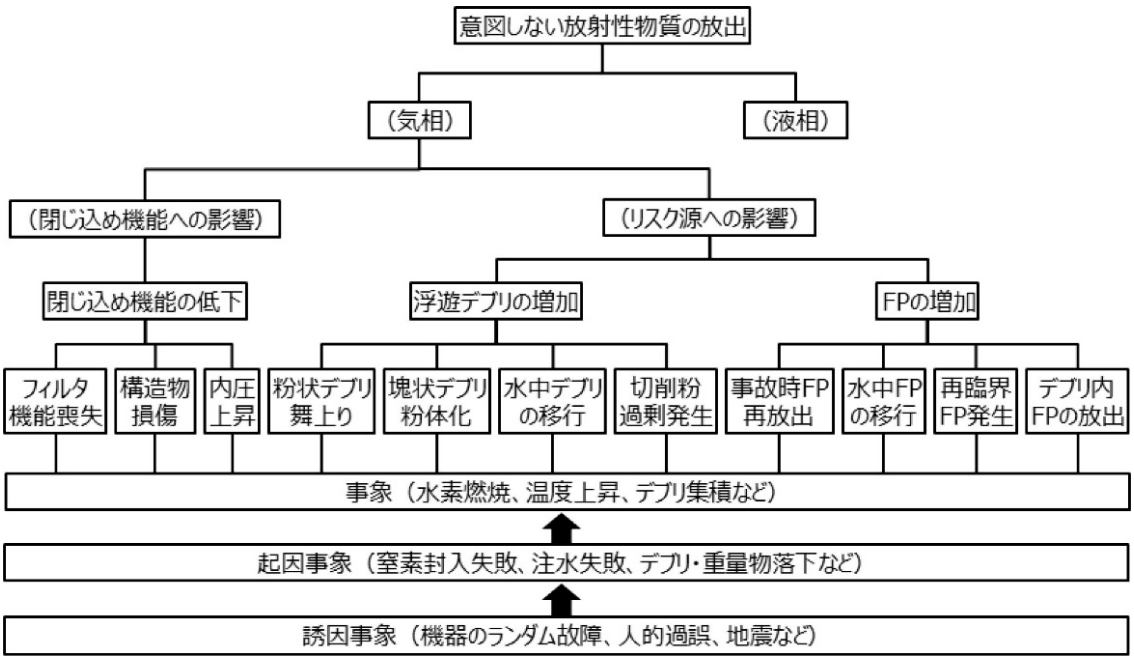


図 1 放射性物質の気相放出に至るシナリオの例

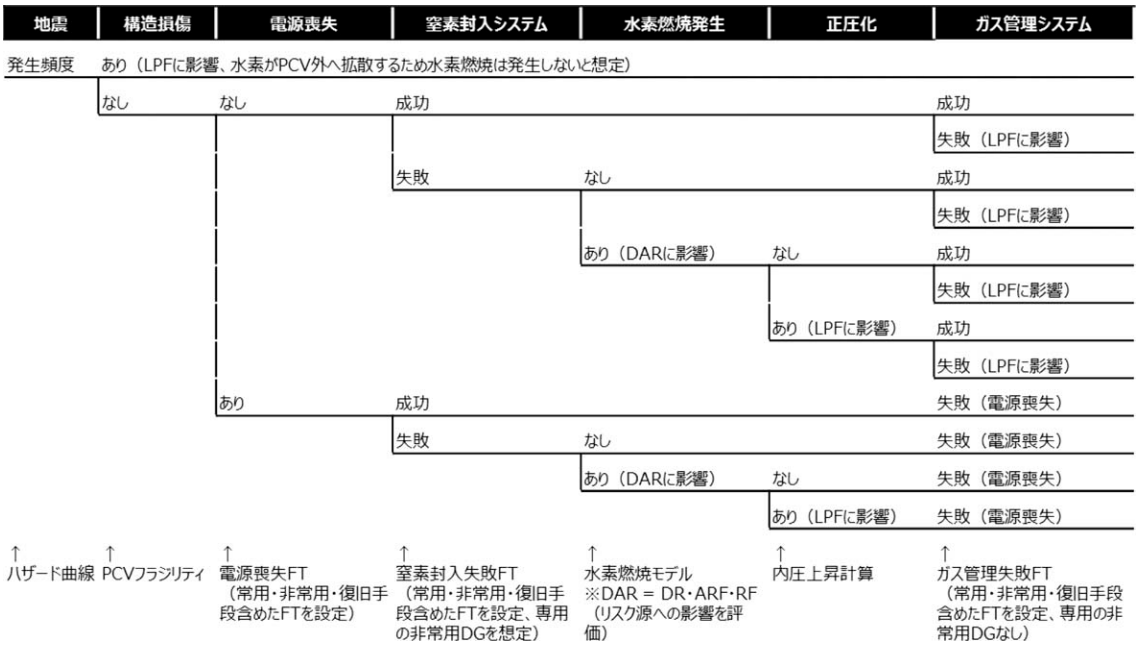


図 2 窒素封入システムの機能喪失イベントツリー（誘因事象：地震）

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。

$$\text{【放射性物質放出量】} = [\mathrm{MAR}]\times[\mathrm{DR}]\times[\mathrm{ARF}]\times[\mathrm{RF}]\times[\mathrm{LPF}] \quad (1)$$

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 Takata[1], Satoshi Takeda[2] and Akio Yamamoto[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Osaka Univ., [3]Nagoya Univ.

2022年春の年会

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]
[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。

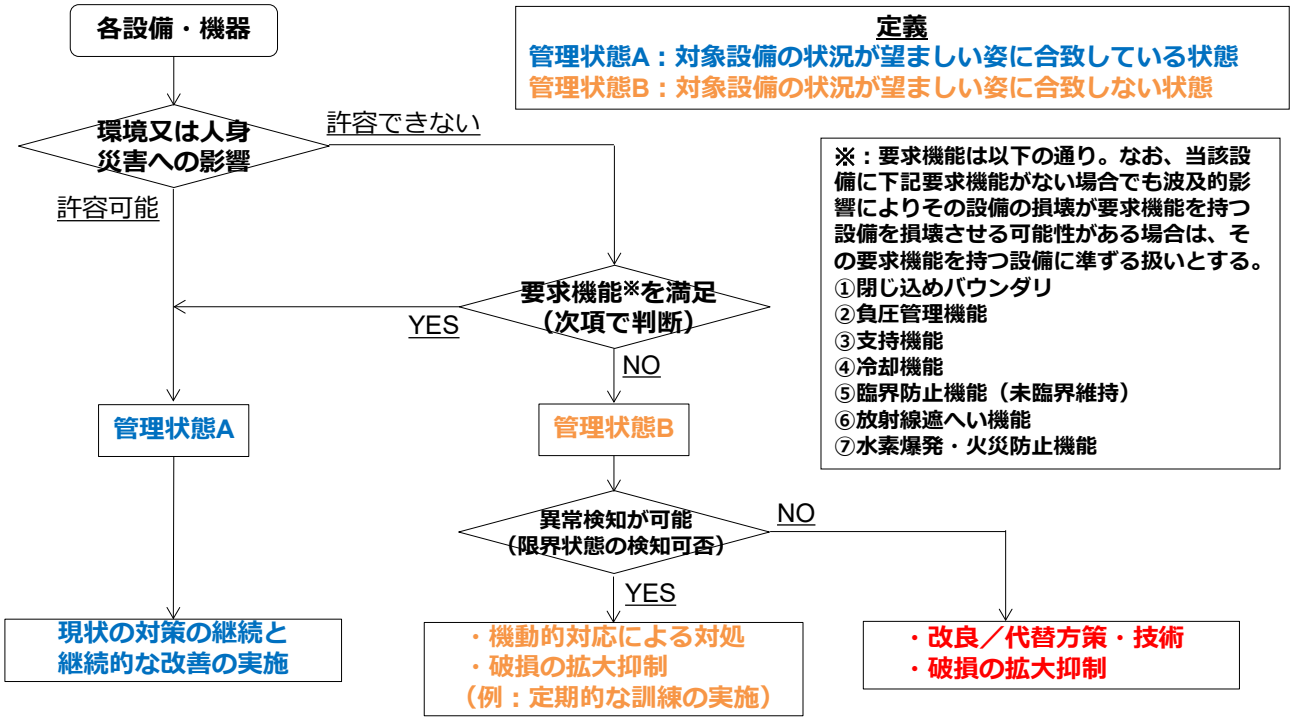


図 1　管理状態評価フロー

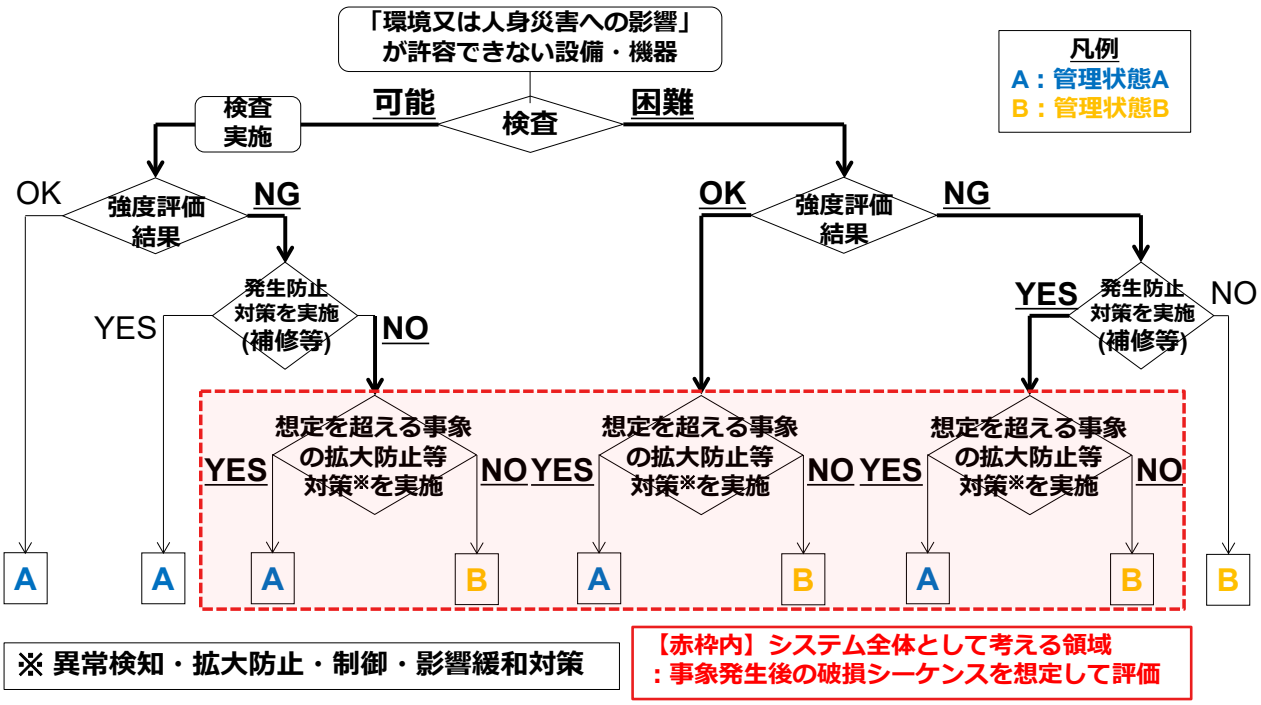


図 2　管理状態 A、B の判断方法

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。

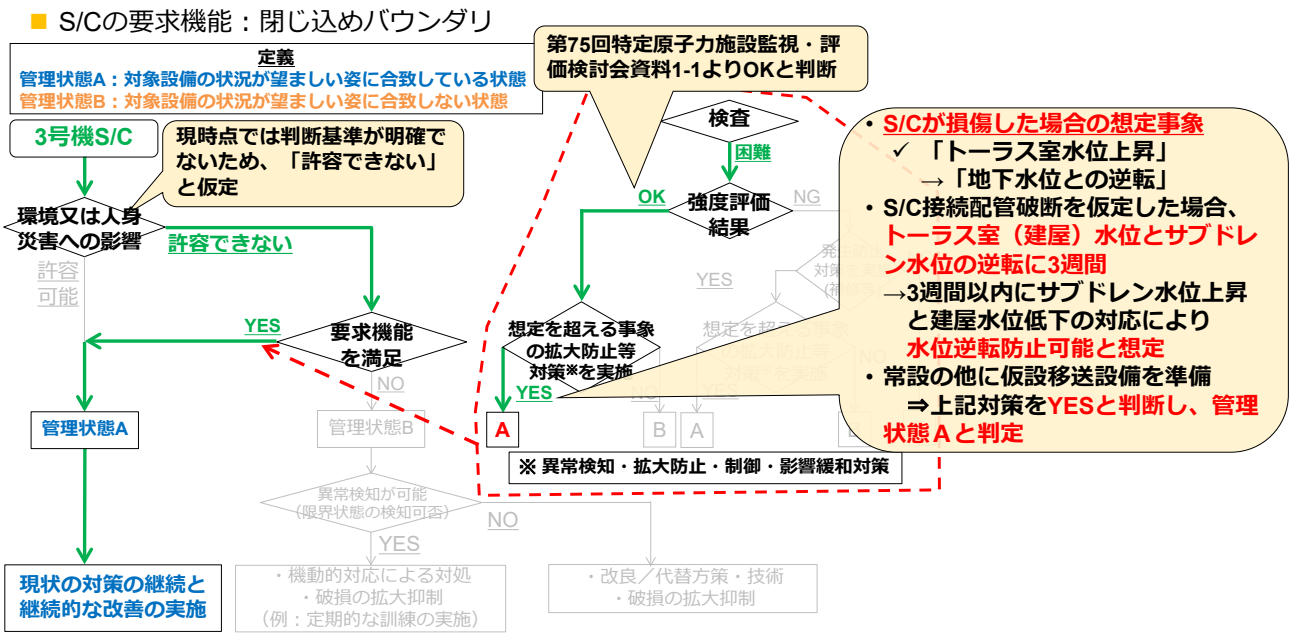


図 3　ケーススタディ（3 号機 S/C）

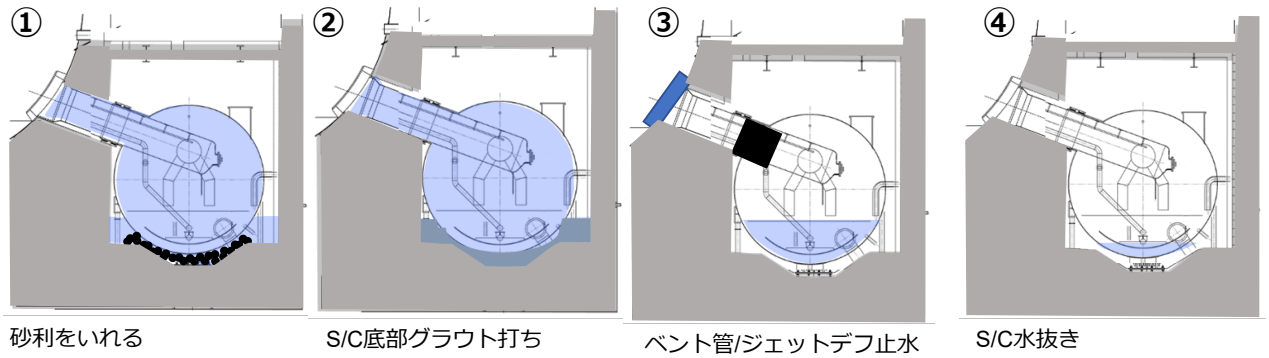


図 4　S/C の改良・代替方策技術

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 Suzuki[1]
[1]The University of Tokyo

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Fuel Division, Computational Science and Engineering Division

[1I_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

Chair: Isamu Sato (TCU)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8

*Yutaka Udagawa[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels

*Takayuki Ozawa[1] (1. JAEA)

[1I_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials

*Taira Okita[1] (1. Utokyo)

[1I_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials

*Hiroki Nakamura[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用
Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

（1）公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題

(1) Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8

*宇田川 豊[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

1. 概要

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の改良及び検証の状況、並びに開発方針を紹介する。これらを踏まえ今後取り組みが必要な課題を整理し、この中で期待される計算科学的手法の寄与について述べ、セッションでの議論に供する。

2. FEMAXI-8 開発と照射試験データベースによる検証

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した（図 1）[1,2]。これは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じて実現したものである。

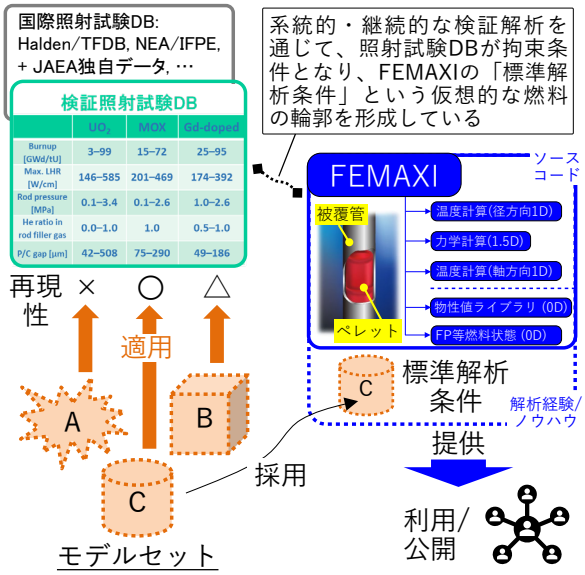


図 1　照射試験 DB と燃料コード開発の関係

3. 開発の方向性と計算科学的手法に期待される役割

上述の標準解析条件に代表される現行の照射挙動解析モデルは、要素モデルを集約すれば自ずと良好な予測性能が得られるものではない。図 1 に採否の過程を示すように、要素モデル毎の物理パラメータや経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせは、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨されており、ある標準解析条件は、これら経験的な要素の集合といえる。今後は、引き続きモデル開発の拘束条件として照射試験 DB を拡充する他、解析が含む不確かさ把握への照射試験 DB 活用、また機構論的モデルへの置き換えを段階的に進めることが、諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するために必要である。特に、実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続けば、その挙動評価はこれまでに蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに依拠するところが大きくなるため、前述のような信頼性向上の取り組みは一層重要となる。モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、講演では、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えている MD 研究の例を紹介する。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が指摘されている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

参考文献　1) 宇田川 他, JAEA-Data/Code 2018-016　　2) 宇田川, ATOMOΣ 2020 年 10 月号

*Yutaka Udagawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2022年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用
Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発

(2) Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels

*小澤　隆之[1]，生澤　佳久[1]，廣岡　瞬[1]，加藤　正人[1]
Stephen Novascone[2]，Pavel Medvedev[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]アイダホ国立研究所

1. 緒言

高速炉 MOX 燃料は比較的高線出力で高燃焼度までの条件下で照射されることから、そのふるまいは 2,000K を超える高温での物性や FP 蓄積及び高速中性子照射による影響を受ける。しかしながら、高温における燃料物性データの測定及びその評価は難しく、また、実際の照射試験で MOX 燃料の照射挙動を評価するためには多くのコストと期間が必要である。このため、JAEA では、燃料物性研究やこれまでの照射試験で得られた知見に基づき、日米 CNWG 協力の下、アイダホ国立研究所（INL）と共同で高速炉 MOX 燃料の照射挙動を多次元でシミュレーション解析する計算コードを開発している。ここでは、これまで開発してきた高速炉 MOX 燃料照射挙動シミュレーション解析技術の現状と今後の開発課題について述べる。

2. 燃料物性及び解析モデル

高速炉 MOX 燃料の代表的な照射挙動である燃料組織変化は、MOX 燃料ペレットの径方向に生じる急激な温度勾配による、製造時にペレット内に存在する気泡（ポア）内での燃料蒸気種の蒸発－凝固メカニズムによって生じることが知られている。このポア移動に及ぼす燃料組成（Pu 含有率、MA 含有率、O/M 比）の影響を再現するため、燃料物性研究において酸素ポテンシャル及び蒸気圧の燃料組成依存性を評価した。酸素ポテンシャルの O/M 比依存性及び燃料蒸気種蒸気圧の O/M 比依存性を､それぞれ図 1 及び図 2 に示すが、MOX 及び Am 含有 MOX の測定データに基づき、酸素ポテンシャルを Pu 含有率、Am 含有率及び O/M 比の関数として定式化した[2]。また、燃料蒸気種の蒸気圧を Rand-Markin モデル[3]に基づき、燃料組成に応じた蒸気圧を計算するモジュールを開発した[4]。燃料組織変化は、次式の移流拡散方程式を解くことで径方向燃料密度分布が得られ、質量保存則に基づき、中心空孔径が計算される。

$$\frac{\partial p}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-p)p\vec{v} - \upsilon \nabla p] = 0$$

ここで、p：燃料密度、$\vec{v}$：ポア移動速度、υ：有効拡散係数である。また、ポア移動速度$\vec{v}$は次式によって、分子体積Ω：、相互拡散係数D_{12}、蒸気圧P及び温度Tから計算される。

$$\vec{v} = \Omega \cdot D_{12} \frac{d}{dT}\left(\frac{P}{kT}\right) \cdot \nabla T$$

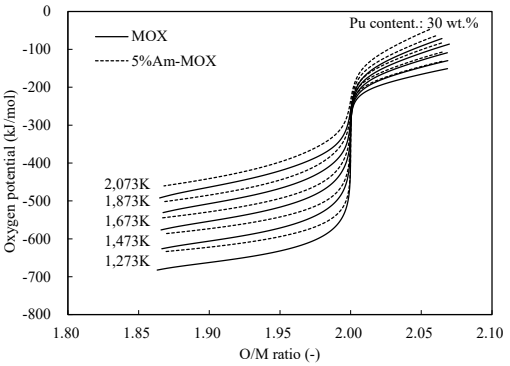


図 1 酸素ポテンシャルの O/M 比依存性[1]

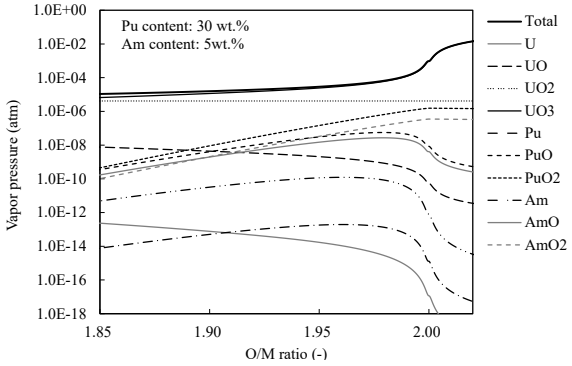


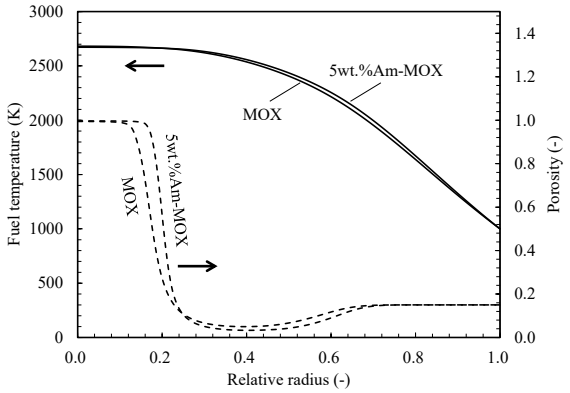
図 2 燃料蒸気種蒸気圧の O/M 比依存性

この蒸気圧Pに、燃料組成に応じた酸素ポテンシャル及び燃料蒸気種の蒸気圧を適用することで燃料組成の違いによる燃料組織変化挙動の差異を評価することができる。

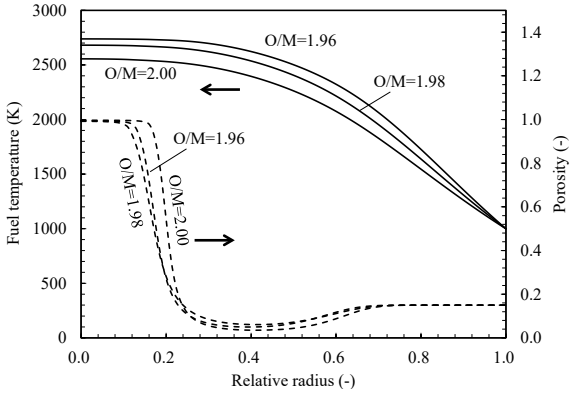
3. シミュレーション解析技術開発

3-1. 多次元燃料挙動解析コード開発

これまで国内外の高速炉で実施してきた高速炉 MOX 燃料の照射試験で得られている照射挙動に係る知見に基づき、日米 CNWG 協力の下、INL と共同で多次元燃料挙動解析コードの開発を進めている。金属燃料や軽水炉 UO_2 燃料を対象に INL で開発してきている多次元燃料挙動解析コード BISON に、JAEA が独自に開発してきた高速炉 MOX 燃料の物性や照射挙動解析モデルを導入することにより、高速炉 MOX 燃料を対象とする多次元燃料挙動解析コード BISON-MOX(Okami)を開発している。本解析コードの開発は、主に熱的解析機能を整備する Phase 1 と機械的解析機能を整備する Phase 2 で進める計画としており、これまで熱的解析機能の整備として燃料温度計算に関する燃料熱伝導度と燃料組織変化に関する酸素ポテンシャル・蒸気圧モデル及びポア移動モデルを導入し、図 3 に示すような燃料組織変化挙動に対する燃料 O/M 比等の燃料組成の影響を多次元で解析することができている。ここで、BISON-MOX(Okami)での有限要素法解析に対応するため、径方向燃料密度分布と発熱量の相関を考慮するとともに、温度勾配に沿ったポア移動は気孔率 0～100%の範囲内において発生することとした。図 3(a)に示したように、Am 含有 MOX と MOX では、Am 含有の影響として燃料熱伝導度の低下による燃料温度の上昇に加え酸素ポテンシャル増加に伴う蒸気圧の上昇により、Am 含有 MOX において径方向ポア移動は促進される。また、燃料 O/M 比については、図 3(b)に示したように、O/M 比の増加により燃料熱伝導度は改善されるため、O/M 比増加に伴い燃料温度は低下するが、O/M 比 2.00 では、蒸気圧が顕著に増加することから径方向ポア移動はより促進される。この傾向は後述する常陽照射試験で観察された結果とも一致している。



(a) Am 含有 MOX 燃料と MOX 燃料の比較



(b) 燃料 O/M 比の違いによる比較

図 3 燃料温度と気孔率への燃料組成の影響

3-2. 径方向ポア移動挙動解析

Am 含有 MOX 燃料の照射初期における燃料組織変化挙動を把握するため、常陽において直径ギャップや燃料 O/M 比をパラメータとした高線出力照射試験（B14）を実施した。B14 照射試験では 4 本の試験燃料ピンを照射し、最大線出力 35kW/m で 24 時間出力保持した後、最大線出力 39kW/m でさらに 24 時間出力保持し、その後、最大線出力 47kW/m まで出力上昇した。PIE 結果として、図 4 に示すように中心空孔径に燃料 O/M 比依存性がみられ、O/M 比 2.00 の照射燃料（PTM010）において顕著な中心空孔形成が確認された。図 5 に各照射燃料ピンにおける燃料カラム炉心中心位置での径方向ポア移動の進展比較を示す。同図には各線出力レベルでの径方向気孔率分布のコンターとして解析結果を示したが、直径ギャップ幅 160μm の PTM001（O/M＝1.98）と PTM003（O/M＝1.96）では、O/M 比の低い PTM003 において燃料温度が上昇した結果、径方向ポア移動は大きくなったものと考えられる。一方、直径ギャップ幅 210μm の PTM002（O/M=1.98）と PTM010（O/M＝2.00）では、O/M 比が 2.00 の PTM010

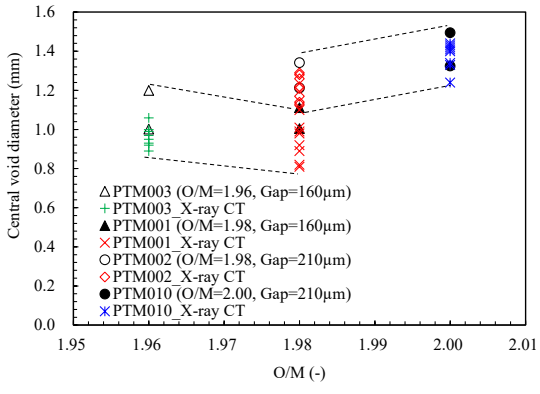


図 4 B14 照射燃料で観察された中心空孔径の O/M 比依存性

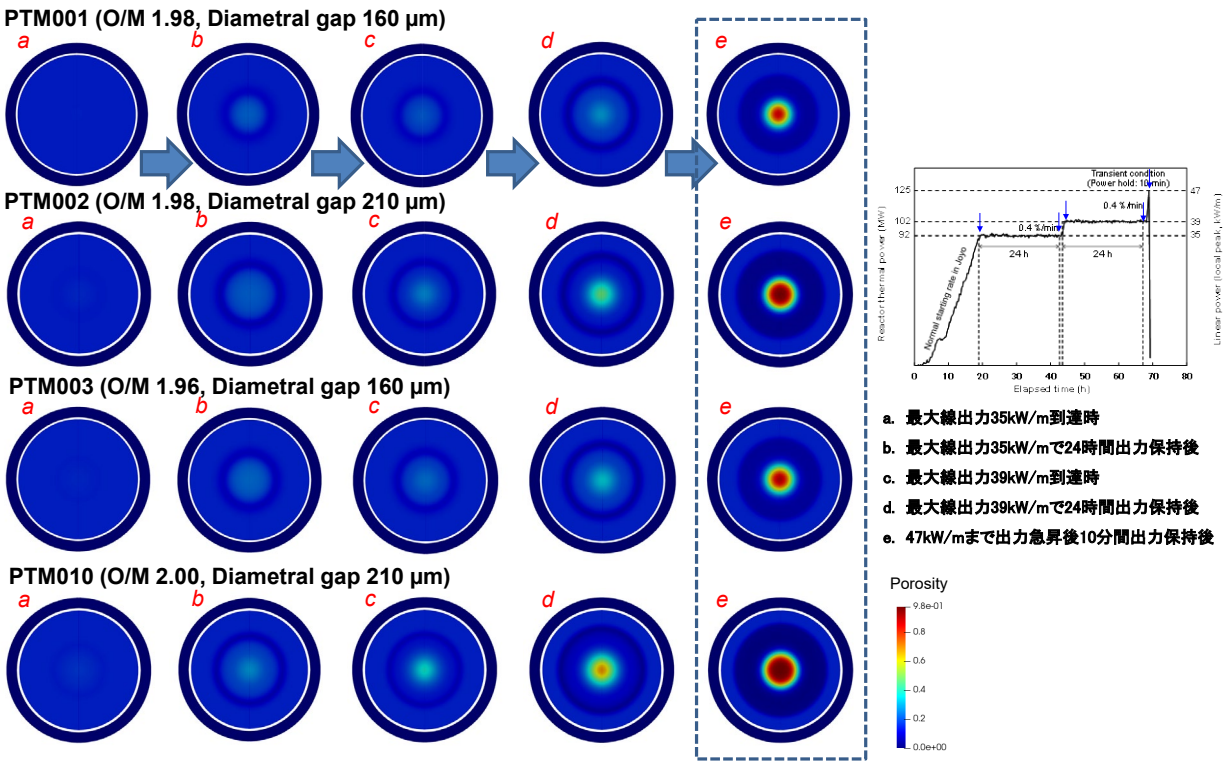


図 5 B14 照射燃料の径方向ポア移動の進展の比較（燃料カラム炉心中心部）

の方が燃料温度は低いにもかかわらず顕著な径方向ポア移動がみられ、これは O/M 比 2.00 で蒸気圧が増加したためと考えられる[5]。また、照射途中の径方向ポア移動の進展についても燃料温度や蒸気圧の影響で差が観られ、直径ギャップ幅が広い PTM002 と PTM010 でより早期にポアが移動し、O/M 比 2.00 の PTM010 で最も早くポアが移動することが解析結果として得られた。

PTM010（O/M=2.00）の燃料カラム炉心中心部断面における径方向気孔率分布の解析結果から計算される半径方向の燃料密度分布を図 6 に示す。BISON-MOX(Okami)では有限要素法解析では中心空孔を物理的に再現していないため、中心空孔径の評価にあたって 100%の気孔率となるメッシュを中心空孔領域とみなした。また、中心空孔と燃料マトリックスの境界位置については 50%の気孔率を有するメッシュ位置とし、この境界位置のペレット中心からの距離を中心空孔半径として評価した。このようにして評価した中心空孔径の計算値は、図 7 に示すように、PIE で観察された中心空孔径の燃料 O/M 比依存性を再現できており、PIE で得られた実測値とほぼ一致する計算値が得られた。今後、径方向密度分布の計算値を PIE 結果と比較することにより径方向ポア移動や中心空孔境界部の気孔率等の妥当性を確認する必要があるものと考える。

以上、INL と共同で BISON-MOX(Okami)の燃料物性や挙動解析モデルを整備し、世界で初めて 2 次元解析で高速炉での照射初期における MOX 燃料の燃料組織変化挙動に及ぼす燃料組成の影響を評価することが可能となり、中心空孔径について PIE 結果とほぼ一致する結果が得られた。

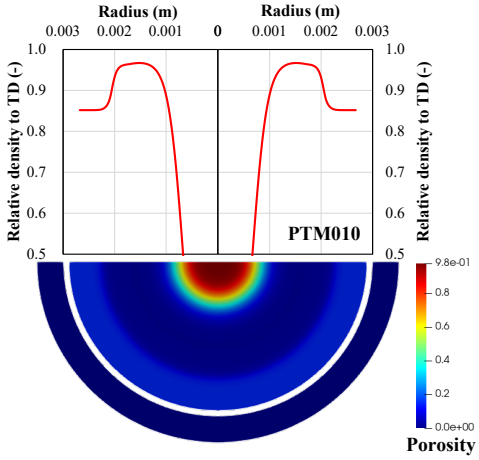


図 6 B14 照射燃料の径方向密度分布解析結果

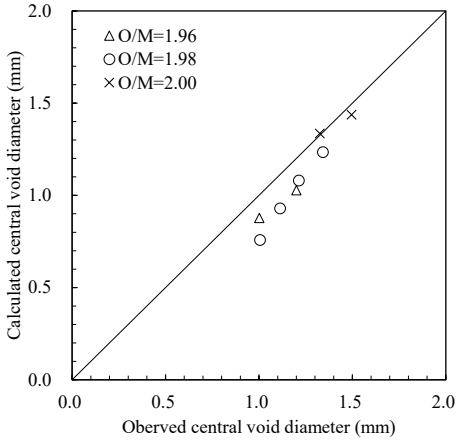


図 7 B14 照射燃料の中心空孔径の計算結果と実測値の比較[5]

4. 今後の開発課題

4-1. 多次元 MOX 燃料挙動解析コード開発

高速炉 MOX 燃料の照射挙動シミュレーション解析に適用するため、多次元燃料挙動解析コード BISON-MOX(Okami)を INL と共同で開発しており、これまで熱的解析機能のうち燃料組織変化挙動解析に係る燃料物性や解析モデルの開発を行い、常陽の照射試験で得られた中心空孔径と一致する計算結果が得られた。今後、PIE で得られる径方向密度分布を 2 次元解析結果と比較評価し、径方向ポア移動解析の妥当性を確認するとともに、熱的解析機能として酸素、Pu や Am 等の MA の再分布モデルの整備を進める。また、燃料ペレット変形挙動等の機械的解析モデルや FP ガス放出挙動解析モデルの開発を進め、高燃焼度燃料挙動解析に適用していく計画としている。このため、既存の挙動解析モデルの解析精度向上に向けた改良に加え、燃料組成の違いを MOX 燃料物性で系統的に考慮する機構論的物性モデルの開発が不可欠である。

4-2. 高速炉 MOX 燃料挙動シミュレーション解析技術開発

これまで高速炉 MOX 燃料開発は、開発対象とする試験燃料を常陽や海外炉等で実際に照射し、PIE で得られる照射燃料挙動に基づいて解析モデルの開発や燃料設計における照射健全性の確認を行ってきた。これまでの照射試験には、試験燃料製造、照射試験、PIE 等に多くのコストや期間が必要となるばかりではなく、現在は照射場についても限られていることから、従来のように照射試験に依る PIE 評価やデータ分析を通じた照射挙動や健全性の実証は困難な状況となってきている。そこで、MOX 燃料物性研究の成果やこれまで数多くの照射試験で蓄積してきた照射挙動に係る知見に基づき、今後は高速炉での照射挙動をシミュレーション解析で予測し、その信頼性を代表的な照射試験で確認することが必要となるものと考える。このようなシミュレーション解析技術を開発することによって、将来的には照射試験に依らない新燃料開発や許認可取得を目指していくことが重要と考える。

5. 結言

高速炉 MOX 燃料開発へのシミュレーション解析技術の適用に向け、日米 CNWG 協力の下、INL と共同で高速炉 MOX 燃料を対象とした多次元燃料挙動解析コード BISON-MOX(Okami)を開発している。これまで、燃料温度解析及び燃料組織変化挙動解析のための燃料物性や解析モデルを導入してきており、世界で初めて高速炉 MOX 燃料の照射初期における燃料組織変化挙動のシミュレーションを可能とした。今後、照射試験に依らない燃料開発の実現に向け、燃料ペレット変形挙動等の機械的解析モデル、FP ガス放出挙動解析モデル等の開発・整備を進め、高燃焼度 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析に適用していく計画である。

参考文献

[1] T. Ozawa, Analysis of Fast Reactor Fuel Irradiation Behavior in The MA Recycle System, Proceedings of the 2017 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25, July 2-6, 2017, Shanghai, China, No. 66129 (2017).

[2] S. Hirooka, T. Matsumoto, M. Kato, T. Sunaoshi, H. Uno, T. Yamada, Oxygen potential measurement of $(U,Pu,Am)O_{2\pm x}$ and $(U,Pu,Am,Np)O_{2\pm x}$, J. Nucl. Mater. 542 (2020) 152424.

[3] D. R. OLANDER, “Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements,” TID-26711-P1, p. 155, Energy Research and Development Administration (1976).

[4] Y. Ikusawa, K. Maeda, M. Kato, M. Uno, Oxide-Metal Ratio Dependence of Central Void Formation of Mixed Oxide Fuel Irradiated in Fast Reactors, Nucl. Technol. 199, 83-95 (2017).

[5] T. Ozawa, S. Hirooka, M. Kato, S. Novascone, P. Medvedev, Development of fuel performance analysis code, BISON for MOX, named Okami: Analyses of pore migration behavior to affect the MA-bearing MOX fuel restructuring, J. Nucl. Mater. 553 (2021) 153038.

Takayuki Ozawa[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Stephen Novascone [2] and Pavel Medvedev[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Idaho National Lab.

2022年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用
Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

（3）構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と展望

(3) Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials

*沖田　泰良[1]，板倉　充洋[2]

[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]日本原子力研究開発機構発機構システム計算科学センター

1. 背景

圧力容器鋼や燃料被覆管等の原子力用金属材料を対象として，照射下で形成される結晶欠陥の挙動を解明する研究，並びに原子的挙動に基づいて機械的特性変化を予測する研究は，分子動力学（MD）法に代表される分子シミュレーションによって行われてきた．従来から用いられてきた MD 法は，原子間相互作用を経験に基づいた簡易な相互作用関数で近似した計算である．このような古典 MD 法は，原子間相互作用を量子力学的効果も含めて精密に評価する第一原理 MD 法と比較して精度が低いことが課題であった．また，古典 MD 法は第一原理 MD 法と比較して計算コストが低いとはいえ，極短時間，極微小スケールの現象の再現のみが可能であり，実際に発生する現象を解析することは困難であった．近年，これらの問題を解決する MD 法も提案されてきている．本講演では，原子力分野で使用される金属材料を対象とし，MD 法の現状と展望について示す．

2. 機械学習ポテンシャルを用いた MD 法

2-1. 機械学習ポテンシャル

機械学習ポテンシャルとは，図 1 に示すように，密度汎関数等の電子構造計算結果を人工ニューラルネットワーク（ANN）等に学習させ，MD 法等に必要な原子間ポテンシャルを構築する方法である．本法により，第一原理計算 MD 法と同等の高い精度を維持しつつ，計算コストを大幅に削減した微細組織の解析が可能となった．本講演では，燃料被覆管として用いられるジルカロイ中の原子空孔集合体挙動を再現することを目的として，純 Zr 中の機械学習ポテンシャルを構築した研究を紹介する[1,2].

図 1 機械学習ポテンシャルを用いた MD 法.

2-2. 計算方法

本研究では，第一原理計算コード VASP[3,4]を用い，小さな計算セルでの原子配置とエネルギーの対応関係を表す教示信号データセットを作成した．これを入力値として，Behler-Parreinello 法[5]を実装したコード N2P2 を用い[6]，ANN によってトレーニングすることで，原子配置とエネルギーの対応関係を大きな系において拡張した．これらによって作成した機械学習ポテンシャルにより，LAMMPS[7]を用いた MD 計算を実行した．

2-3. Zr 中での原子空孔集合体挙動の解析

図 2 には，六方最密構造である Zr の底面に形成した原子空孔集合体の形態が変化する過程を示す．原子空孔集合体は，空孔形成エネルギーと集合体に含まれる空孔数の積で近似されるエネルギー分高いため，不安定構造である（図 2(a)）．そのため，集合体の上部に位置する原子と下部に位置する原子が距離を縮め始める（図 2(b)）．しかし，この状態は原子の直上に他の原子が配置される不安定構造となるため，底面とは垂直

な方向にスライドし，積層欠陥を構成する準安定構造となる（図 2(c)）．この構造が集合体全体に広がり，実験でも観察される c 型転位ループに変換する（図 2(d)）．このような過程は，古典 MD 法では精度の不足により（図 3(a)），第一原理計算では計算コストが高いため（図 3(b)），これまで再現することができなかったが，機械学習ポテンシャルを用いた MD 法により，初めて解析することが可能となった．

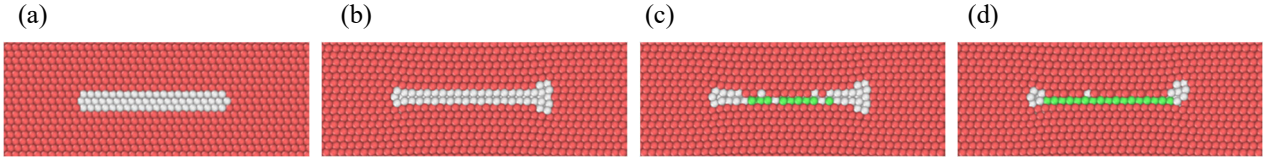


図 2 機械学習ポテンシャルを用いた MD 法による原子空孔集合体形態変化の過程. [1,2]

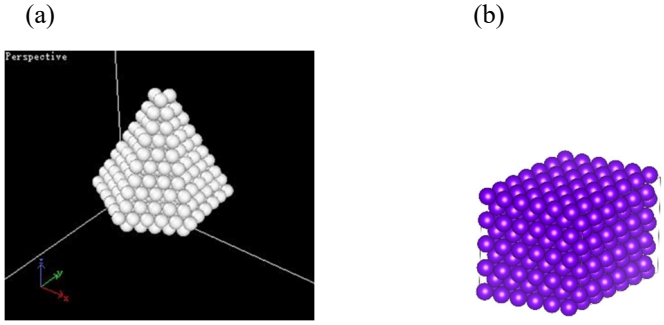


図 3 Zr 中の原子空孔集合体挙動．(a) 古典 MD 法．(b) 第一原理計算.[2]

3. 微細組織形成に伴う非線形超音波成分の MD 法による定量化

3-1. 非線形超音波応答とは

非線形超音波応答とは，入射波とは異なる周波数成分を測定する方法で，特に整数倍（主に 2 倍）の高調波成分を用いる手法は，音速や減衰率等の従来から用いられてきた線形超音波と比較して，微細組織に敏感な測定法として注目されてきた．一方，科学的根拠に基づいた検査技術構築のためには，微細組織と高調波成分の関係を物理的メカニズムから定量化することが求められる．特に，析出物や転位形成に伴う信号変化は原子挙動に基づいて解析することが不可欠であるため，MD 法が強力な手法である．しかし，通常の MD 計算セル（~100 nm）に複数の弾性波を導入する場合，その波長は 10nm オーダとなり，実際に検査で用いられる波長（0.1~1mm オーダ）より 4 桁以上短くなる[8]．さらに弾性波伝播に関する MD 計算では，計算コストは時間スケールと空間スケール双方を拡張する必要があるため，計算量は波長の 2 乗で増加することが課題である．本講演では，MD 法に無反射境界を設定することで，弾性波伝播において必要な計算量を波長の 1 乗に抑え，検査で用いられる超音波の波長と同オーダで微細組織形成に伴う高調波成分を定量化する手法を構築した研究を紹介する[9-12].

3-2. 計算方法

MD 計算には LAMMPS[7]を用い，また Fe を対象とした原子間ポテンシャルを選定した[13]．x 方向のみ自由境界とした完全結晶，並びに 1%の原子空孔を含む計算セルに対して，左端で正弦波の強制振動を与え，検出位置で重心変位時系列データを取得することで検出データとした（図 4(a)）．さらに，逆位相の弾性波を導入し，これらを足し合わせた検出データをフーリエ変換することで第二高調波振幅A_2を定量化し，以下の式で求まる非線形パラメータβを得た．

$$\beta = \frac{A_2}{8{A_1}^2 k^2 x}$$

（A_1：基本波振幅，k：波数ベクトル，x：波の伝搬距離）

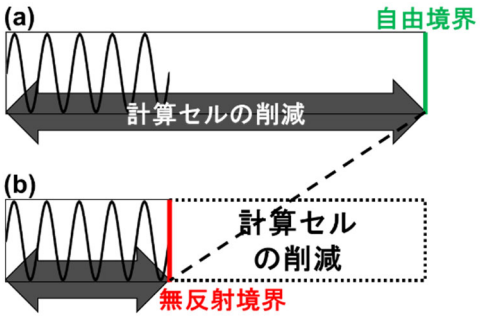


図 4 MD 計算セルの設定.
(a) 従来型，(b)無反射境界.

無反射境界は，原点と検出位置の 2 倍に相当する箇所より右側領域に設定したバッファ領域内のすべての原子の変位と速度を定期的にリセットし，検出位置での反射波の影響を排除することで実現した（図 4(b)）．無反射境界を用いた高速化により，導入波長を 0.11mm（周波数 50MHz）まで拡張することが可能となった．

3-3. 結果

図 5 には，非線形パラメータβの周波数依存性を示す．いずれの計算セルでもβの値は，従来型 MD 法と無反射境界 MD 法で良い一致を示すことがわかる．また，いずれの場合でも，βの周波数依存性は見られないことが明らかとなった．

本研究で開発した無反射境界 MD 法により，従来型 MD 法と同等の精度を維持しつつ，計算を 10^3~10^4 倍高速化することで，実際に検査で用いる超音波と同オーダの波長で微細組織に伴う非線形成分を初めて定量化することが可能となった．

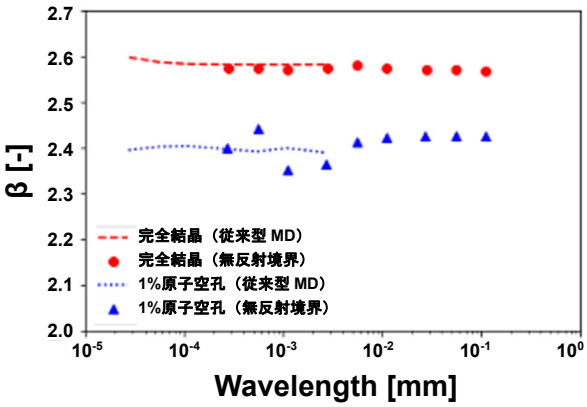


図 5 非線形成分 β の周波数依存性.

4. まとめ

近年の分子シミュレーションは，更なる進歩を遂げ，従来の手法では困難であった高精度の計算，より大きな空間スケール，長い時間スケールを取り扱うことも可能となってきている．特に，機械学習ポテンシャルを用いることにより，種々の添加元素や不純物元素を含めた系での再現も可能となり，実用材料への展開も期待される．更に，機械学習ポテンシャルを用いた無反射境界 MD 法により，第一原理計算に基づいた検査技術構築に資することも可能となる．

参考文献

[1] T. Okita et al., Computational Materials Science 202 (2022) 110865. [2] 津川聖人他，日本原子力学会 2021 年秋の大会.
[3] G. Kresse et al., Physical Review B 54 (1996) 11169. [4] G. Kresse et al., Computational Materials Science 6 (1996) 15.
[5] J. Behler et al., Physical Review Letters 98 (2007) 1. [6] A. Singraber et al., Journal of Chemical Theory and Computation 15 (2019) 1827. [7] S. Plimpton, Journal of Computational Physics.117 (1995) 1. [8] W. Setyawan et al., Journal of Applied Physics 124 (2018) 035104. [9] S. Mori et al., submitted. [10] 森承宇他，日本原子力学会 2020 年秋の大会. [11] 森承宇他，日本原子力学会 2021 年春の年会. [12] 森承宇他，日本原子力学会 2021 年秋の大会. [13] G. Bonny et al., Philosophical Magazine 89 (2009) 3531.

2022年春の年会

*Taira Okita[1] and Mitsuhiro Itakura[2]

[1] School of Engineering, the University of Tokyo, [2] Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用
Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

（4）計算科学を用いた核燃料物性研究

(4) Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials

*中村　博樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 背景

核燃料開発において燃料の安全性や効率性を向上させるためには、通常の原子炉の運転状況からシビアアクシデントの極限状況下まで、様々な状況での核燃料物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要である。しかしながら、実際に高温の原子炉内の極限状況を再現して物性を評価するとなると、コストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい、実験によってあらゆる物性値を測定することは困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。シミュレーションを用いれば、コストが抑えられるだけでなく、実際には実験が不可能な極限的な状況も解析することが可能である。もちろん、シミュレーションの結果に対しては実験との比較による検証が必要であるが、実験ですべての性質を決定しようとする場合に比べて、シミュレーションを検証するだけの実験ならば遥かに低いコストで行なうことができる。

これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、古典分子動力学と第一原理計算によるものが主流である。古典分子動力学では、多数の原子を長時間シミュレーションすることができることから、より現実的な高温物性の評価が可能である。しかしながら、原子間に働く力は経験的なパラメータを含み、これらのパラメータは実験結果を再現するように決められるため、実験データが不足する場合では信頼性があまり高くならないという問題点がある。一方、第一原理計算では、電子状態を基本法則に従って決定し、それを基にして原子間力を求め、熱物性を評価するため、経験的なパラメータは必要ではない。そのため、実験データが不足していても、それなりに信頼性のある物性予測が可能である。その代わり、計算負荷が非常に大きく、古典分子動力学のような大規模・長時間のシミュレーションは不可能であるため、計算できる物性量に制限がある。最近、これら 2 つの方法の弱点を補う機械学習分子動力学が提案され、注目を集めている。この手法では、第一原理計算の結果を学習して作られた原子間ポテンシャルを用いて、古典分子動力学を行う。このことによって、原子間力ポテンシャルの信頼性を第一原理計算と同程度まで高めつつ、古典分子動力学並みの大規模シミュレーションを行なうことが可能である。

本講演では、原子レベルのミクロシミュレーションによる燃料物質の高温熱物性評価の手法に注目し、古典分子動力学、第一原理計算、機械学習分子動力学の解説を行う。対象とする物質は酸化物燃料の主要物質である二酸化アクチニドを中心に取り扱う。

2. 古典分子動力学

古典分子動力学を用いた核燃料の物性評価の歴史は古く、数多くの原子間ポテンシャルが提案されてきた。多くのものは 2 体間ポテンシャルを採用しており、これらをモデル化して、観測された格子定数や弾性定数などを再現するようにパラメータをフィットすることで構築されている。しかし、2 体ポテンシャルでは様々な観測量をすべて精度よく再現することは難しく、特に高温での挙動はポテンシャル依存性が大きかった。最近では、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっている。

3. 第一原理計算

燃料物性を評価する第一原理計算としては主に密度汎関数法(DFT)が用いられている。この方法ではまず、電子状態を決定し、それを基に原子間力を評価して、熱物性値を得るということになる。二酸化アクチニドではアクチニド原子の最外殻電子が f 軌道に存在し、開殻であっても局在化した強相関電子系となることが知られている。しかし、このような強相関電子系は通常の DFT で用いられる局所密度近似（LDA）などの近似手法が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT などの手法を用いなければ電子状態を再現できない。さらに、これらの物質ではスピン軌道相互作用も無視できないため、電子状態を再現するのが通常の物質に比べて難しいことが知られている。さらに、高温での熱物性を評価するとなると、第一原理分子動力学を用いるしかないが、計算負荷が非常に大きく実質的には困難である。それほど高温でない場合はフォノンを評価することで比熱、熱伝導率などの熱物性を評価することは可能である。また、第一原理計算では電子状態から評価するため、電子による熱物性もある程度は評価可能であり、これは古典分子動力学よりも有利である。

4. 機械学習分子動力学

近年、活発に研究が行われているものとして、機械学習分子動力学がある。この手法は第一原理計算の結果を学習して作成した機械学習ポテンシャルを用いて古典分子動力学を行うというものである。この手法では第一原理計算と同程度の信頼性で、古典分子動力学を用いた大規模シミュレーションが可能で、精度の高い高温熱物性の評価に適した手法である。多くの物質で応用されているが、まだ、燃料物質での応用は少ないが、本講演では ThO_2 に対する応用を紹介する。

5. 今後の研究展開

最後に、現状での燃料物性予測に関する問題点をまとめ、それらを解決していくための方向性について議論を行う。

謝辞

本講演で発表する一部の成果の共同研究者である町田昌彦氏、加藤正人氏、板倉充洋氏、奥村雅彦氏、小林恵太氏（JAEA）に感謝の意を表します。

---

*Hiroki Nakamura [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

[2I_PL] Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

How to making opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?

Chair: Isamu Sato (TCU)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[2I_PL01] About "Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle"

*Isamu Sato[1] （1. TCU）

[2I_PL02] Recommendations from the Research Committee

*Akira Sato[1] （1. MHI）

[2I_PL03] Consideration of "Opportunities to discuss" based on the opinions from the study session at YGN

*Naoto Hagura[1] （1. TCU）

[2I_PL04] Comprehensive discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2I_PL01-03 は同予稿

総合講演・報告「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle
-How to make opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?-

*佐藤　勇[1]、*佐藤　聡[2]、羽倉　尚人[3]
[1]東京都市大学(研究専門委員会主査)、[2]三菱重工、[3]東京都市大学

1. 原子力の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故(1F 事故)を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っている。最近では、地球規模の課題である気候変動問題に対して、2015 年に合意されたパリ協定での目標達成のため、全世界的にカーボンニュートラルの実現に向けた活動が活発化している。具体的には、化石燃料の使用の制限、再生可能エネルギーの普及、等の動きがあり、原子力発電の利用もそのオプションの 1 つとして掲げられている。特に、小型モジュール炉(SMR)への世界の注目が著しい。

このような背景において、1 F 事故・政策の不透明さを踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、1F の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは地域及び社会からの強い求めであるが、原子力発電のメリットである燃料増殖・利用を可能とする核燃料サイクルは、今後どのような路線に向かうのか、1F や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と本セッションでの目的

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、産業界および大学、研究機関に属するメンバーの間で検討してきた。そして、まずは既定路線の「核燃料サイクル」ではなく、これを離れた新たな「燃料サイクル」を広く議論していくべき、という前提に行きついている。最終的には、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」としてまとめ、社会に発信していくことを主な目的としている。

本研究専門委員会では、これまでの同種の委員会とは異なり、「立場を離れた個人の意見」を尊重することを念頭に置いた。そのため、議論の集約は困難を極め、結果として「議論含み」の提言としてまとめることとなった。また、2021 年 6 月 4 日(金)、当委員会の主催で行われたワークショップ「社会のための燃料サイクルとは何か」では、パネラー及び参加者(日本原子力学会会員)から当該「提言」(案)に対して様々な「ご意見」を頂戴し、後段で紹介するが「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を策定した。このような経緯のため、当委員会で検討してきた内容が本当の「実社会」に開示され、活用される際には、「決めごと」の扱いではなく、「議論を継続していく事柄」として認識していただきたい。そして、本セッションの副題にあるように、「専門外の方を含めた議論の場を作るには」どのような活動を継続していくべきかという命題にこたえる取り組みとして、今回の企画セッションで若い世代との議論を企画した。

---

*Isamu Sato[1], *Akira Sato[2], *Naoto Hagura[3]
[1]TCU, Chairman, [2]MHI, [3]TCU

3. 本研究専門委員会の活動概要

本委員会は、井上正前主査によって 2017 年 4 月に設立され、新型コロナウィルスによる活動への影響を乗り越え、5 年間活動を経て、以下の手順で「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を創出した。

(1) 各分野の専門家・事業者から講演聴講などにより最新情報を収集し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理および高速炉開発における現状と課題を委員間で共有した。また、核燃料に関する諸量(ここでは、「ウラン必要量や使用済燃料蓄積量など」を意味する)に関しては定量的な検討を行い、これに関しても情報を共有した。

(2) (1)で共有された状況に対して、どのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出し、互いの「論点」の関係性に関して議論を重ねた。

(3) (2)の「論点」に基づきシナリオプランニングの手法を適用して、提言の骨格を得るとともに、もともとの「論点」との紐づけを改めて行いながら提言の文章化を進めた。

(4) (3)に対して、委員間の合意を得るための議論を重ねた。また、ワークショップを開催して、パネラー及び学会員の皆様の意見も可能な限り、提言に取り込んだ。そして、結果的に「議論含み」の提言 とした。

4. 核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

5. 「核燃料サイクルの成立性に対する提言」

核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」に対して、シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定)、シナリオ検討（同、上振れ)、シナリオ検討（同、下振れ)、研究・開発及び人材育成の分野に分け、小グループでの議論を重ね、「論点」に関する合意形成を図った。その際、原子力発電にかかわる諸量評価に関しては日本原子力研究開発機構の西原委員が実施したもの[1]を参照し、定量的な情報を得た。これをもとに、見直し・改廃を行った「論点」をシナリオプランニングの手法で課題の軽重・緊急性について分析し、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」(案)を創生した。さらに、この「提言」(案)に対し、前述ワークショップにおけるパネラー及び参加者からの様々な「ご意見」を加味したうえ、委員間で議論を重ね、以下のような、前述、議論含みの「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を得た。

(1) 我が国として、原子力の役割に応じた新たな燃料サイクルおよび
その政策決定の仕組みを構築しなければならない。
(2) 政府は、その政策決定の根拠となる評価基準を明確にし、常に改良ないしは
新しい技術の導入が可能なしくみを構築すべきである。
(3) 原子力に携わる我々産官学は、政策に基づき、開発から実用化まで
一貫した体制を確立し、そのための資源(施設、人材）を長期的に整備しなくてはならない。
(4) 我が国は、人材育成および技術革新のために
基礎基盤の研究開発能力を維持、成長させる必要がある。
(5) これらの必要性は、2050 年付近に原子力発電が
必要とされている場合も、そうでない場合も存在する。

5. 原子力学会 2022 年春の年会企画セッション「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言
～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

今後、この「提言」について、様々な方々と議論していく必要があるが、まず、これからを担う若手の方々との議論を行うことを試みることとした。原子力学会若手連絡会では近年、若手勉強会という場を頻繁に設け、原子力業界の若手（40 歳未満）を中心としつつも、学会の枠に囚われずに原子力・放射線利用に関する議論が活発に行われている。そこで、本委員会では若手有志と共同で勉強会を企画し、2022 年 2 月 19 日(土)オンラインにて「第 25 回 YGN 若手勉強会　健全な「核燃料サイクル」に必要なものとは何だろう」を開催し、議論を行った。

本企画セッションでは、以下のように、本委員会の設立趣旨・活動概要及び「提言」について委員から説明を行うとともに、若手勉強会という議論の場を様々な方に入っていただき議論する場の良好な一つの事例として取り上げ、今回行われた若手勉強会での議論を紹介する。これらをもとにして、総合討論を行い、委員会の認識と若手の方々の認識を比較・検討したい。ここで得られた成果を当該委員会後継の組織における活動の指針としていくことを考えている。

報告内容
(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について　(主査：佐藤　勇(都市大))
(2) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言　(幹事委員：佐藤　聡(三菱重工))
(3) 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討　(羽倉尚人(都市大))
(4) 総合討論

参考文献
[1] 西原健司、「幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価」、原子力機構報告書、
JAEA-Data/Code 2020-005 (2020).

2I_PL01-03 は同予稿

総合講演・報告「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle
-How to make opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?-

*佐藤　勇[1]、*佐藤　聡[2]、羽倉　尚人[3]
[1]東京都市大学(研究専門委員会主査)、[2]三菱重工、[3]東京都市大学

1. 原子力の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故(1F 事故)を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っている。最近では、地球規模の課題である気候変動問題に対して、2015 年に合意されたパリ協定での目標達成のため、全世界的にカーボンニュートラルの実現に向けた活動が活発化している。具体的には、化石燃料の使用の制限、再生可能エネルギーの普及、等の動きがあり、原子力発電の利用もそのオプションの 1 つとして掲げられている。特に、小型モジュール炉(SMR)への世界の注目が著しい。

このような背景において、1 F 事故・政策の不透明さを踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、1F の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは地域及び社会からの強い求めであるが、原子力発電のメリットである燃料増殖・利用を可能とする核燃料サイクルは、今後どのような路線に向かうのか、1F や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と本セッションでの目的

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、産業界および大学、研究機関に属するメンバーの間で検討してきた。そして、まずは既定路線の「核燃料サイクル」ではなく、これを離れた新たな「燃料サイクル」を広く議論していくべき、という前提に行きついている。最終的には、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」としてまとめ、社会に発信していくことを主な目的としている。

本研究専門委員会では、これまでの同種の委員会とは異なり、「立場を離れた個人の意見」を尊重することを念頭に置いた。そのため、議論の集約は困難を極め、結果として「議論含み」の提言としてまとめることとなった。また、2021 年 6 月 4 日(金)、当委員会の主催で行われたワークショップ「社会のための燃料サイクルとは何か」では、パネラー及び参加者(日本原子力学会会員)から当該「提言」(案)に対して様々な「ご意見」を頂戴し、後段で紹介するが「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を策定した。このような経緯のため、当委員会で検討してきた内容が本当の「実社会」に開示され、活用される際には、「決めごと」の扱いではなく、「議論を継続していく事柄」として認識していただきたい。そして、本セッションの副題にあるように、「専門外の方を含めた議論の場を作るには」どのような活動を継続していくべきかという命題にこたえる取り組みとして、今回の企画セッションで若い世代との議論を企画した。

---

*Isamu Sato[1], *Akira Sato[2], *Naoto Hagura[3]
[1]TCU, Chairman, [2]MHI, [3]TCU

3. 本研究専門委員会の活動概要

本委員会は、井上正前主査によって 2017 年 4 月に設立され、新型コロナウィルスによる活動への影響を乗り越え、5 年間活動を経て、以下の手順で「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を創出した。

(1) 各分野の専門家・事業者から講演聴講などにより最新情報を収集し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理および高速炉開発における現状と課題を委員間で共有した。また、核燃料に関する諸量(ここでは、「ウラン必要量や使用済燃料蓄積量など」を意味する)に関しては定量的な検討を行い、これに関しても情報を共有した。

(2) (1)で共有された状況に対して、どのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出し、互いの「論点」の関係性に関して議論を重ねた。

(3) (2)の「論点」に基づきシナリオプランニングの手法を適用して、提言の骨格を得るとともに、もともとの「論点」との紐づけを改めて行いながら提言の文章化を進めた。

(4) (3)に対して、委員間の合意を得るための議論を重ねた。また、ワークショップを開催して、パネラー及び学会員の皆様の意見も可能な限り、提言に取り込んだ。そして、結果的に「議論含み」の提言 とした。

4. 核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

5. 「核燃料サイクルの成立性に対する提言」

核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」に対して、シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定)、シナリオ検討（同、上振れ)、シナリオ検討（同、下振れ)、研究・開発及び人材育成の分野に分け、小グループでの議論を重ね、「論点」に関する合意形成を図った。その際、原子力発電にかかわる諸量評価に関しては日本原子力研究開発機構の西原委員が実施したもの[1]を参照し、定量的な情報を得た。これをもとに、見直し・改廃を行った「論点」をシナリオプランニングの手法で課題の軽重・緊急性について分析し、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」(案)を創生した。さらに、この「提言」(案)に対し、前述ワークショップにおけるパネラー及び参加者からの様々な「ご意見」を加味したうえ、委員間で議論を重ね、以下のような、前述、議論含みの「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を得た。

(1) 我が国として、原子力の役割に応じた新たな燃料サイクルおよび
その政策決定の仕組みを構築しなければならない。
(2) 政府は、その政策決定の根拠となる評価基準を明確にし、常に改良ないしは
新しい技術の導入が可能なしくみを構築すべきである。
(3) 原子力に携わる我々産官学は、政策に基づき、開発から実用化まで
一貫した体制を確立し、そのための資源(施設、人材）を長期的に整備しなくてはならない。
(4) 我が国は、人材育成および技術革新のために
基礎基盤の研究開発能力を維持、成長させる必要がある。
(5) これらの必要性は、2050 年付近に原子力発電が
必要とされている場合も、そうでない場合も存在する。

5. 原子力学会 2022 年春の年会企画セッション「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言
～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

今後、この「提言」について、様々な方々と議論していく必要があるが、まず、これからを担う若手の方々との議論を行うことを試みることとした。原子力学会若手連絡会では近年、若手勉強会という場を頻繁に設け、原子力業界の若手（40 歳未満）を中心としつつも、学会の枠に囚われずに原子力・放射線利用に関する議論が活発に行われている。そこで、本委員会では若手有志と共同で勉強会を企画し、2022 年 2 月 19 日(土)オンラインにて「第 25 回 YGN 若手勉強会　健全な「核燃料サイクル」に必要なものとは何だろう」を開催し、議論を行った。

本企画セッションでは、以下のように、本委員会の設立趣旨・活動概要及び「提言」について委員から説明を行うとともに、若手勉強会という議論の場を様々な方に入っていただき議論する場の良好な一つの事例として取り上げ、今回行われた若手勉強会での議論を紹介する。これらをもとにして、総合討論を行い、委員会の認識と若手の方々の認識を比較・検討したい。ここで得られた成果を当該委員会後継の組織における活動の指針としていくことを考えている。

報告内容
(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について　(主査：佐藤　勇(都市大))
(2) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言　(幹事委員：佐藤　聡(三菱重工))
(3) 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討　(羽倉尚人(都市大))
(4) 総合討論

参考文献
[1] 西原健司、「幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価」、原子力機構報告書、
JAEA-Data/Code 2020-005 (2020).

2I_PL01-03 は同予稿

総合講演・報告「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle
-How to make opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?-

*佐藤　勇[1]、*佐藤　聡[2]、羽倉　尚人[3]
[1]東京都市大学(研究専門委員会主査)、[2]三菱重工、[3]東京都市大学

1. 原子力の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故(1F 事故)を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っている。最近では、地球規模の課題である気候変動問題に対して、2015 年に合意されたパリ協定での目標達成のため、全世界的にカーボンニュートラルの実現に向けた活動が活発化している。具体的には、化石燃料の使用の制限、再生可能エネルギーの普及、等の動きがあり、原子力発電の利用もそのオプションの 1 つとして掲げられている。特に、小型モジュール炉(SMR)への世界の注目が著しい。

このような背景において、1 F 事故・政策の不透明さを踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、1F の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは地域及び社会からの強い求めであるが、原子力発電のメリットである燃料増殖・利用を可能とする核燃料サイクルは、今後どのような路線に向かうのか、1F や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と本セッションでの目的

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、産業界および大学、研究機関に属するメンバーの間で検討してきた。そして、まずは既定路線の「核燃料サイクル」ではなく、これを離れた新たな「燃料サイクル」を広く議論していくべき、という前提に行きついている。最終的には、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」としてまとめ、社会に発信していくことを主な目的としている。

本研究専門委員会では、これまでの同種の委員会とは異なり、「立場を離れた個人の意見」を尊重することを念頭に置いた。そのため、議論の集約は困難を極め、結果として「議論含み」の提言としてまとめることとなった。また、2021 年 6 月 4 日(金)、当委員会の主催で行われたワークショップ「社会のための燃料サイクルとは何か」では、パネラー及び参加者(日本原子力学会会員)から当該「提言」(案)に対して様々な「ご意見」を頂戴し、後段で紹介するが「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を策定した。このような経緯のため、当委員会で検討してきた内容が本当の「実社会」に開示され、活用される際には、「決めごと」の扱いではなく、「議論を継続していく事柄」として認識していただきたい。そして、本セッションの副題にあるように、「専門外の方を含めた議論の場を作るには」どのような活動を継続していくべきかという命題にこたえる取り組みとして、今回の企画セッションで若い世代との議論を企画した。

---

*Isamu Sato[1], *Akira Sato[2], *Naoto Hagura[3]
[1]TCU, Chairman, [2]MHI, [3]TCU

3. 本研究専門委員会の活動概要

本委員会は、井上正前主査によって 2017 年 4 月に設立され、新型コロナウィルスによる活動への影響を乗り越え、5 年間活動を経て、以下の手順で「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を創出した。

(1) 各分野の専門家・事業者から講演聴講などにより最新情報を収集し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理および高速炉開発における現状と課題を委員間で共有した。また、核燃料に関する諸量(ここでは、「ウラン必要量や使用済燃料蓄積量など」を意味する)に関しては定量的な検討を行い、これに関しても情報を共有した。

(2) (1)で共有された状況に対して、どのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出し、互いの「論点」の関係性に関して議論を重ねた。

(3) (2)の「論点」に基づきシナリオプランニングの手法を適用して、提言の骨格を得るとともに、もともとの「論点」との紐づけを改めて行いながら提言の文章化を進めた。

(4) (3)に対して、委員間の合意を得るための議論を重ねた。また、ワークショップを開催して、パネラー及び学会員の皆様の意見も可能な限り、提言に取り込んだ。そして、結果的に「議論含み」の提言 とした。

4. 核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

5. 「核燃料サイクルの成立性に対する提言」

核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」に対して、シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定)、シナリオ検討（同、上振れ)、シナリオ検討（同、下振れ)、研究・開発及び人材育成の分野に分け、小グループでの議論を重ね、「論点」に関する合意形成を図った。その際、原子力発電にかかわる諸量評価に関しては日本原子力研究開発機構の西原委員が実施したもの[1]を参照し、定量的な情報を得た。これをもとに、見直し・改廃を行った「論点」をシナリオプランニングの手法で課題の軽重・緊急性について分析し、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」(案)を創生した。さらに、この「提言」(案)に対し、前述ワークショップにおけるパネラー及び参加者からの様々な「ご意見」を加味したうえ、委員間で議論を重ね、以下のような、前述、議論含みの「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を得た。

(1) 我が国として、原子力の役割に応じた新たな燃料サイクルおよび
その政策決定の仕組みを構築しなければならない。
(2) 政府は、その政策決定の根拠となる評価基準を明確にし、常に改良ないしは
新しい技術の導入が可能なしくみを構築すべきである。
(3) 原子力に携わる我々産官学は、政策に基づき、開発から実用化まで
一貫した体制を確立し、そのための資源(施設、人材）を長期的に整備しなくてはならない。
(4) 我が国は、人材育成および技術革新のために
基礎基盤の研究開発能力を維持、成長させる必要がある。
(5) これらの必要性は、2050 年付近に原子力発電が
必要とされている場合も、そうでない場合も存在する。

5. 原子力学会 2022 年春の年会企画セッション「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言
～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

今後、この「提言」について、様々な方々と議論していく必要があるが、まず、これからを担う若手の方々との議論を行うことを試みることとした。原子力学会若手連絡会では近年、若手勉強会という場を頻繁に設け、原子力業界の若手（40 歳未満）を中心としつつも、学会の枠に囚われずに原子力・放射線利用に関する議論が活発に行われている。そこで、本委員会では若手有志と共同で勉強会を企画し、2022 年 2 月 19 日(土)オンラインにて「第 25 回 YGN 若手勉強会　健全な「核燃料サイクル」に必要なものとは何だろう」を開催し、議論を行った。

本企画セッションでは、以下のように、本委員会の設立趣旨・活動概要及び「提言」について委員から説明を行うとともに、若手勉強会という議論の場を様々な方に入っていただき議論する場の良好な一つの事例として取り上げ、今回行われた若手勉強会での議論を紹介する。これらをもとにして、総合討論を行い、委員会の認識と若手の方々の認識を比較・検討したい。ここで得られた成果を当該委員会後継の組織における活動の指針としていくことを考えている。

報告内容
(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について　(主査：佐藤　勇(都市大))
(2) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言　(幹事委員：佐藤　聡(三菱重工))
(3) 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討　(羽倉尚人(都市大))
(4) 総合討論

参考文献
[1] 西原健司、「幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価」、原子力機構報告書、
JAEA-Data/Code 2020-005 (2020).

(Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[2I_PL04] Comprehensive discussion

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、
どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する
産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのかを検討し、
その結果を「核燃料サイクルの成立性」に対する「提言」としてまとめるとともに、原子力学会会員向けの
ワークショップにおいて紹介、ご意見を頂いている。
本企画セッションでは、この「提言」について、原子力学会若手の方々の意見を
もとに広く議論を行い、その成果を当該委員会後継の組織における活動の指針と
していく。

©Atomic Energy Society of Japan

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 Oota[1] (1. JNFL)

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

*Haruka Tada[1] (1. IHI)

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

*Toru Sugawara[1] (1. Akita Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

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]

[1]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 Oota[1], Ryo Souma[1], Kohei Owaku[1], Akira Sasahara[1], Takahiro Ishio[1], Takeshi Tsukada[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Ltd.

2022年春の年会

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]

[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。

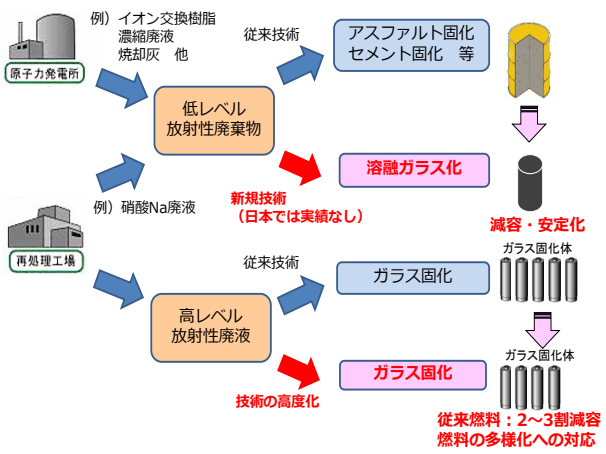


図 1　放射性廃棄物の処理の概要

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 Tada[1], Toshiro Oniki[1], Yasufumi Usui[1]

[1]IHI.

2022年春の年会

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[2]
[1]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 660～1000℃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℃から 700℃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μm 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 100μm サイズの YP 粒子に成長していた． 800-900℃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±2wt%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 Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kohei Owaku[2], Takeshi Tsukada[2]

[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Ltd.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division [Co-organized by Standards Committee]

[1J_PL] Application experiences of water chemistry standards and request for its revision

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Exchange of opinions for utilization and revision of water chemistry standards

Hirotaka Kawamura[1], Hiroshi Akamine[2], Yasutaka Shoda[3], Makoto Nagase[4], Satoshi Hanawa[5], Ryuji Umehara[6] （1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI, 4. HitachiGE, 5. JAEA, 6. JANSI）

[1J_PL02] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

水化学部会セッション

水化学標準の活用事例と要望
Application Experiences of Water Chemistry Standards and Request for its Revision

（1）水化学標準の活用と改定に向けての意見交換

(1) Exchange of opinions for utilization and revision of water chemistry standards

河村 浩孝[1]，赤峰 浩司[2]，荘田 泰彦[3]，長瀬 誠[4]，塙 悟史[5]，梅原 隆司[6]
[1]電力中央研究所，[2]関西電力，[3]三菱重工，[4]日立 GE，[5]日本原子力研究開発機構，
[6]原子力安全推進協会

1. はじめに

標準委員会では、国内の発電用軽水型原子炉の安全確保に係る冷却水などの水質管理（以下、“水化学管理”）の方法を規定し、その実践を通じ、プラントシステム全体の信頼性の維持、向上、および被ばく低減による作業従事者の安全を確保することを目的に、BWR および PWR の水化学管理指針 3 本および分析標準 6 本を制定した。これら水化学標準を**表 1** にまとめる。

表 1　制定された水化学管理指針および分析標準

炉型	指針・標準名	番号	発行日
BWR	沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019	AESJ-SC-S007:2019	2019 年 10 月 25 日
	沸騰水型軽水炉の水化学分析方法ー放射性よう素：2018	AESJ-SC-S009:2018	2019 年 12 月 26 日
	沸騰水型軽水炉の水化学分析方法ーコバルト 60 イオン:2018	AESJ-SC-S010:2018	2019 年 12 月 26 日
	沸騰水型軽水炉の水化学分析方法ー金属不純物：2018	AESJ-SC-S011:2018	2019 年 12 月 26 日
PWR	加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019	AESJ-SC-S008:2019	2019 年 11 月 22 日
	加圧水型軽水炉二次系の水化学管理指針：2020	AESJ-SC-S013:2020	2020 年 11 月 10 日
	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2010	AESJ-SC-S002:2010	2010 年 12 月 8 日
	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－溶存水素：2010	AESJ-SC-S003:2010	2010 年 12 月 8 日
	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－放射性よう素：2010	AESJ-SC-S004:2010	2010 年 12 月 8 日

2. 指針および分析標準の改定

上記の水化学管理指針および分析標準は、最新の水化学管理の規範を明示するとともに、原子力安全の改善に継続的に寄与することを目的に定期的に改定される。改定原案の検討は、標準委員会システム安全専門部会のもと、大学、研究機関、メーカ、電力の水化学、原子力安全、核燃料および材料分野の専門家で構成される水化学管理分科会（委員 15 名、常時参加者 12 名）が進める。改定原案の作成は、水化学管理分科会のもと、BWR および PWR 水化学管理指針作業会が担う。

水化学管理において原子力安全に対する不断の努力を自律的に実践していくには、上記の指針および標準（以下、水化学標準）のメインユーザであり、当該分野の専門家集団である水化学部会が、水化学標準の活用例および国内外の最新知見を踏まえ、管理項目などの見直しの要否や追加項目などを技術面から支援していく必要がある。

以下に、電気事業者、プラントメーカ、研究機関および原子力安全推進協会における水化学標準の活用例ならびに改定に対する意見を述べる。

3. 各機関における水化学標準の活用事例

3-1. 電気事業者

水化学管理指針について、社内標準への取込や若手社員への教育資料として活用している。また、化学分析標準については、事業者検査等で活用している。

3-2. プラントメーカ

BWR の水化学管理指針については、プラント設計のベースとなる社内水質管理規格の改定に活用している。また、指針や分析標準を社内の教育資料に反映することを検討している。

PWR の水化学管理指針については、1 次系ではアクションレベルの概念導入、2 次系では水化学管理の観点からの系統、設備設計要求等、プラント設計のベースとなる社内水質管理規格の改定に活用していく。また、水化学管理の目的、重要性を理解するべく、水化学技術者のみならず、機器、システム設計に携わる若手技術者の育成資料としての活用も検討している。

3-3. 研究機関

日本原子力研究開発機構が運営管理する原子炉施設のうち、現在再稼働している JRR-3、高温工学試験研究炉（HTTR）では水化学標準の活用の実績はない。ただし、指針の付属書や解説には測定頻度などの考え方が詳細に整理されており、また HTTR の加圧水冷却設備等の水質管理基準は PWR2 次系を参考に定めている観点から、上記何れの施設においても今後の管理の見直しの際に参考になる。

3-4. 原子力安全推進協会

原子力安全推進協会は、ピアレビューを通じて、原子力施設の運営状況や設備の状態、安全文化の健全性や改善への取組み具合をエクセレンスとの比較において評価し、それぞれのレベルを引き上げるための提言・勧告及び支援を実施している。その際に公平、公正、公開の原則に則り制定された水化学標準を、水化学分野のパフォーマンスを評価する客観的な技術知見として活用している。また、レビュアーの教育資料としても活用している。

4. 改定に向けての意見、要望

4-1. 電気事業者

プラント運用上、一次冷却材のほう素濃度が現状の分析方法の測定範囲を外れる恐れがあることから、ほう素分析方法の測定範囲を見直していただきたい。

4-2. プラントメーカ

BWR に対する現在の水化学管理指針では、通常運転水質（NWC）のみを取り扱っているが、国内においても既に水素注入が多数のプラントで採用された実績もあることから、水素注入水質（HWC）についても取り扱えるよう改定が望ましい。亜鉛注入プラントは数こそ少ないものの、国内でも線量率低減に有効な結果が示されていることから、早期に指針に取り込むことが望ましいと考える。貴金属注入については、海外にて豊富な適用実績があるものの国内では試験適用しか実績がないことから、EPRI の水質ガイドラインを参考に指針に取り入れることで、水素注入と合わせて環境緩和技術の導入が容易になると考えられる。これら技術の適用拡大により、BWR プラントにおける被ばく低減や将来の応力腐食割れのポテンシャルを低減でき、プラントの安全性維持につながるものと考えられる。世界で初めて国内で試験適用を行った酸化チタン注入についても、プラントデータが蓄積された段階で速やかな指針への反映が同様の観点で望ましいと考える。

PWR に対する現在の水化学管理指針の水化学管理方針については、1 次系及び 2 次系とも、現状最新の水化学管理手法の実機への採用が推進され、良好な管理、運用実績が得られつつある。

1 次系水化学管理の主目的である材料健全性確保および被ばく低減対応は、モディファイド pH 管理、亜鉛注入の適用、不純物管理の徹底によりともに良好に維持されており、今後実機実績を確認、検証し、その結果に基づいて管理、運用条件の適正化を図り指針に反映していくことが望ましい。また、将来の長サイクル運転に伴う pH 管理の高度化に際し、高リチウム管理、濃縮 B-10 適用等の技術が確立されれば、適宜、指針への反映が望ましい。更に、ロードフォロー運転条件下でのクラッド剥離による被ばく増加の懸念に対しては、現状の亜鉛注入対応で対処が可能か、あるいは新たな対策の必要性について検討し、指針への反映を検討する必要がある。

2 次系水化学管理では、材料健全性確保、スケール付着抑制によるプラント性能確保が重要課題であるが、

前者は SG2 次側での濃縮環境緩和、材料改善、浄化設備の適用、不純物管理の徹底等により、後者は高 pH 処理、代替アミン処理の適用による 2 次系構成配管、機器の FAC（Flow Accelerated Corrosion：流れ加速型腐食）抑制により良好な効果が得られつつある。今後、実機での実績を確認、検証し、管理、運用条件の適正化を図り指針に反映していくことが望ましい。また、さらなる FAC 抑制、スケール付着抑制対策として、疎水性皮膜形成による鉄溶出抑制技術である FFS（Film Forming Substance）、スケール除去技術として SG2 次側化学洗浄技術の高度化、スケール分散剤の適用性についても積極的な取り組み検討を行い、指針への反映を検討する必要がある。

開発した新技術がプラントニーズにマッチして水化学標準として結実するために、プラントメーカは、①水化学標準の改定のシーズに関する国内外の情報収集および技術開発、②改定の場への情報提供を常に心掛けたいと考える。新技術導入に伴う水化学標準の改定および新標準制定は、産官学の枠組みでコンセンサスを得る必要がある。特に、基盤技術整備の観点では、学との交流を重視したいと考える。

4-3. 研究機関

水化学管理指針の解説にも触れられている BWR における水素注入による腐食電位低減や PWR における溶存水素濃度最適化は、炉内構造物の健全性確保を通した安全の継続的改善にも繋がる水化学管理である。いずれにおいても腐食環境の解析評価技術やオンラインモニタリング技術に係る課題の解決が重要であり、研究機関として、所有する特徴的な実験装置類を活用しながら関連する新たな知見を創出するとともに水化学標準への反映へ繋げたい。

4-4. 原子力安全推進協会

再稼働を果たしていないプラントは長期管保管状態にあり、腐食防止というプラント健全性維持の観点からは、湿式保管、乾燥保管を適切に行う必要がある。現時点では水化学管理指針に記載されていない保管方法の反映を期待している。

5. おわりに

水化学管理では、その目的である材料・燃料健全性維持およびプラント線量低減、プラント性能確保による安全・安定運転の継続が重要である。その実践には、既存の知見にとどまらず、常に新しい技術へのチャレンジが求められ、適宜、水化学標準への反映が必要である。

本企画セッションの開催により、関連指針の活用例ならびに水化学標準の改定やフォローアップに対する意見や要望を、水化学部会員のみならず、関連分野の学会員他と共有できることを願う。これら活用例、意見および要望を参考に、水化学標準の改定やフォローアップを行っていく。

Hirotaka Kawamura[1], Hiroshi Akamine[2], Yasuhiko Shoda[3], Makoto Nagase[4], Satoshi Hanawa[5], and Ryuji Umehara[6]

[1]CRIEPI, [2]Kansai Electric Power, [3]Mitsubishi Heavy Industry, [4]Hitachi GE, [5]JAEA, [6]JANSI

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[1J_PL02] Discussion

標準委員会が制定したBWRおよびPWRの水化学管理指針3本および分析標準6本は、標準委員会システム安全専門部会のもと、水化学管理分科会により定期的に改定される。本指針のメインユーザーであり、専門家集団である水化学部会として、本指針の活用例を踏まえ、国内外の最新知見を基に管理項目などの改定の要否を判断する必要がある。そこで企画セッションを開催し、部会員からの意見や要望を聴取する。セッションでは、指針の概要を説明後、電力、メーカ、研究機関および原子力安全推進協会の代表者が、関連指針の活用例を紹介し、原子力安全強化に向けてのフォローアップの観点から、改定に向けた要望を聴取するとともに意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Senior Network (SNW)

[2J_PL] How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

Chair: Mikio Sakurai (SNW)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J

[2J_PL01] A consideration on what was changed in the students' way to think the nuclear energy through SNW dialogs with students and questionnaire surveys

*Kazuhiko Wakasugi[1] （1. SNW）

[2J_PL02] The Tendency shown in Dialog Meetings on the Carbon Neutral and Energy in Nagasaki Univ. and Kyutech

*Kenichi Matsunaga[1] （1. SNW）

[2J_PL03] On Carbon Neutral and Energy from the student Viewpoint

*Tomohiro Okamura[1] （1. Tokyo Tech）

[2J_PL04] Panel Discussion with Students

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（1）対話会等を通じての学生の意識調査結果の一考察

(1) A consideration on what was changed in the students'recognition on the nuclear energy through SNW dialog with students and questionnaire surveys.

*若杉　和彦[1]　西村　章[2]

[1]シニアネットワーク（SNW）　[2]東工大

1. 緒言

カーボンニュートラル（以下 CN）は地球温暖化対策であり、高齢のシニアより今の若者により重大な影響を及ぼす。このことを今の学生は正確に理解しているのだろうか。学生の意識調査の主眼はここにある。いま脱炭素気運が世界に広がっている。日本もこれに乗り遅れないため各種の対策が講じられており、二酸化炭素排出削減のため将来どのエネルギーを選択するかが主要なポイントである。エネルギーの確保は食料と同じで国の死活にも関わる重要課題である。日本のエネルギー自給率は約 10%であり、食料自給率約 30%と比べてはるかに少ないが、これを知っている学生は少ない。つまり、毎年消費するエネルギーの 90%を海外から買わなければ日本は立ち行かない。毎日約 400 万バレルの石油を消費して、年間約 7 兆円を石油生産国に支払っている。毎年海外からこれだけの石油を買える経済力を維持するにはどうするか。エネルギー確保は、単に技術的な問題だけでなく、国の経済も絡む重大問題である。

ここでは、SNW が主宰している「学生とシニアの対話会」の事後学生アンケートに示された原子力やエネルギーに対する意識、さらに最近大学連合[*1] が行った「CN 等、エネルギー動向に関するアンケート」の結果をまとめ、大学生等の意識や意見の傾向を報告し、今後のための課題に触れる。

（*1 国際原子力人材育成大学連合ネットワーク、JUNET-GNHRD）

2. 世界的な脱炭素気運と日本のエネルギー政策について

2021 年 11 月英国で開催された COP26 では、200 国が参加して地球平均気温の上昇を 1.5℃に抑えるよう努力することとし、46 カ国が脱石炭に賛同した（日本は”段階的削減”）。また、日本、EU、英国、米国は 2050 年 CN 達成を、中国は 2060 年 CN 達成をそれぞれ公表した。脱炭素対策を実行しなければ 2100 年に平均気温は 5.7℃上昇して世界は壊滅的になると予測されている。最近では再エネ活用による電力コスト増大と経済への悪影響を評価して、CN を最も声高に主張する EU でさえ原子力回帰の動きを見せている。気候変動に関する政府間パネル（IPCC）は、2018 年に「1.5℃温度上昇」対策は原子力なしでは達成不可能」とし、国際エネルギー機関（IEA）は 2021 年に「2050 年 CN 実現のためには世界の原発規模を現在の 2 倍必要」とそれぞれ公表している。

一方日本の第 6 次エネルギー基本計画では、2030 年に再エネ 36～38%、原子力 20～22%を目標とし、2050 年 CN 達成のため、今後のエネルギー政策の道筋を示している。即ち、再エネを主力電源化として最優先し、原子力は必要規模を活用するものの、可能な限り依存度低減を図るとした。2019 年現在の発電割合は、火力 76%、原子力 6%、再エネ 10%、水力 8%であり、今後強力なイノベーションを実現しなければ CN は達成不能と考えられる。具体的には、非化石電源（原子力、再エネ）利用拡大に必要な技術革新（蓄電システム、炭素の回収貯蔵、原発の次世代化等）や水素社会の実現等を目指さなければならない。特に再エネ主力電源化には、太陽光や風力による不安定電源を補完するバックアップ電源（火力と揚水発電）と系統構築に多額のコストがかかる。このため国民は 2012 年から”再エネ賦課金”を電気代に加えて毎月支払っており、その額が 2050 年には累積 94 兆円にのぼる。これは 1 年間の国家予算約 100 兆円のレベルである。

原発の持続的活用には、今の嫌原子力の世論を改めて社会的受容性を改善する必要があり、将来的には核燃料サイクルの確立が課題になっている。2030 年の目標を確保するには、原発 27 基が再稼働していなければならないが、2022 年 1 月現在 10 基しか再稼働していない。原発は寿命 40 年と法令で決められているので、順次停止して 2050 年にはほとんどの原発が停止する。過去の経験から、原発新設には地元の合意や許認可等

に 10 数年の年数が必要と予測されるので、原発の新増設計画を今から国のエネルギー政策に組み込まなければ政策そのものが絵に描いた餅になる。核燃料サイクルについては、最近高速炉の開発を米国の開発計画に参加する形で継続させようとしている。再処理施設の稼働や高レベル放射性廃棄物処分等、原子力の開発は多岐にわたり、技術的にも多くの研究開発分野がある。学生が原子力を社会的な役割も含めて正しく理解し、積極的にこの分野に参画してくれることを期待したい。

3. エネルギーや原子力に対する学生の意見

（1）「学生とシニアの対話会」事後アンケート

SNW は、会員の知識と経験を活かし、エネルギーと環境問題に対する原子力の役割について社会に発信・提言するとともに、「学生とシニアの対話会」を通して人材育成に貢献する目的で活動している。対話会は 2005 年に活動を開始し、2020 年までの 16 年間に毎年 12～21 回開催し、全国の大学生等約 6,600 名と対話してきた。平均的な対話会では、エネルギーや原子力を環境問題に絡めてシニアが 1 時間講演し、その後学生 5～6 名のグループに分かれて直接学生と Q&A を行い、終了後対話で学生が得た成果や意見を事後アンケートにまとめて集計・評価している。図 1 は 2018 年度に実施した対話会（大学 14 校、高専 5 校等）の事後アンケートの例であり、エネルギー基本計画に示された日本のエネルギー政策について、原子力発電等に対する学生の意見を学校別（大学又は高専、（文）は文系を示す）に集計したものである。当時は CN 対策がまだ広く議論されていないが、原子力発電の役割に対する学生の認識が良く汲み取れる。学生の大半が、「①原発の必要性を強く認識」又は「②原発の必要性は（もともと）分かっていた」の認識を示したが、特に文系（教育系等）では対話会参加学生の略略 3 割が「(原発は）危ないから撤退すべきだ」の認識を示した。学生のこの認識は、他の年度に実施した対話会でも同様の傾向が見られ、理系の学生は原子力発電の役割を肯定的に強く認識しているが、文系の学生の中には否定的な認識を持つ者も多数いることが分かった。

（2）大学連合の「CN 等、エネルギー動向に関するアンケート」

大学連合を構成する 18 大学の学生に対して、国際的な CN 対策に絡めた今後のエネルギー動向に関する認識についてアンケートを依頼し、82 名の回答を得て集計・調査した。アンケート調査結果の一例を図 2 および図 3 に示す。図 2 は、原子力発電に関する次の設問に回答し、その”理由”も記載した学生 49 名の意識である。「原子力発電に対して伺います。第 6 次エネルギー基本計画では、原子力については、安全性の確保を大前提に必要な規模を持続的に活用していくとしつつ、可能な限り原発依存度を低減するとしています。これに対してあなたの認識はどれですか？その理由は？」また、図 3 は CN 達成に関する次の設問に対する学生 47 名の意見である。「2050 年 CN 達成には各国とも多くの課題や問題を抱えています。島国日本がいま採るべき方策は何かについてあなた自身の意見を聞かせて下さい。」なお、学生の認識又は意見は次の 6 項目から選定してもらうこととした。①　エネルギー環境政策への関心、②　地球規模リスク、国家的リスクに対する意識、③　自分の将来像、将来進路に対する意識変化、④　エネルギー安全保障に対する認識、⑤　環境政策と国民コスト負担に対する意識、⑥　その他、SDG s などへの関心。

図 2 と図 3 から、エネルギー環境政策に対する学生の意識が高いことは、CN が地球温暖化問題に直接関係するので当然と考えられるが、エネルギー安全保障に対する意識や意見の多いことは注目に値する。CN 対策の議論が世界的に広がる中で、国内では原子力発電が安全性のみの議論に留まりやすい傾向を超えて、日本の国としてのエネルギー安全保障まで学生の意識と視野が広がったように感じ

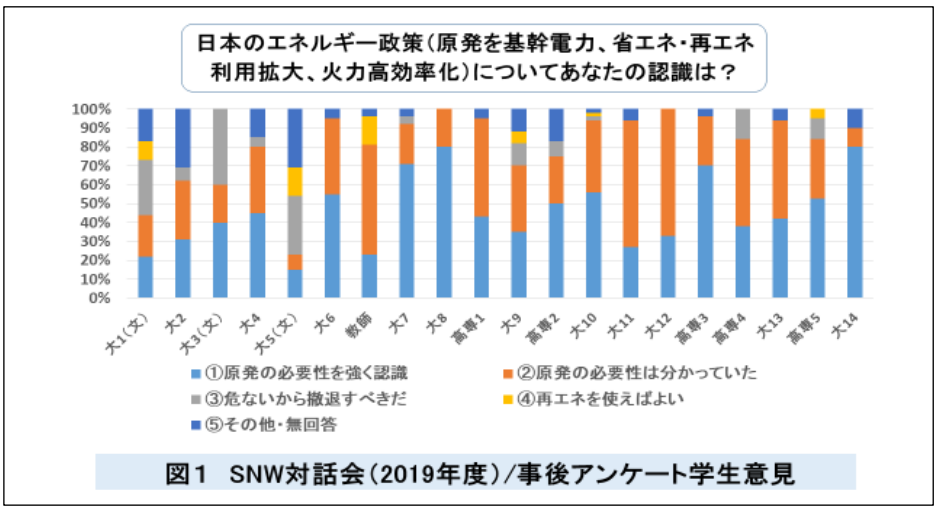


図 1　SNW対話会（2019年度）/事後アンケート学生意見

られ、大変意義深いことと思われる。ただし、アンケート回答者のほとんどが理系で原子力を比較的理解していたことが背景にあると考えられる。

アンケート調査には、放射線・放射能に対する意識、CN 達成のためのエネルギー選択、2050 年 CN 達成の実現性等に関する設問も含めており、最近の SNW 対話会アンケートとも比較して口頭発表したい。

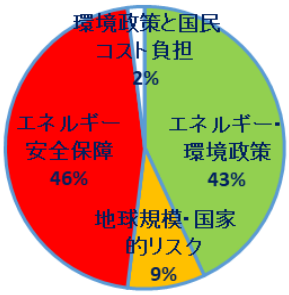


図2 原子力発電を必要とした理由・背景

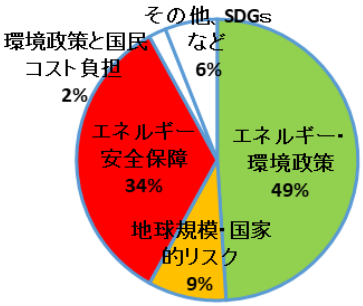


図3 日本の脱炭素方策に意見・提案を述べた理由・背景

4. まとめと感想

世界的な脱炭素気運が広まり、CN 実現のために原子力への期待が高まっている。この動きの中で大学生等がエネルギー・原子力に対してどのような意識や意見を持っているかを、SNW 対話会の事後アンケート及び大学連合 18 大学学生アンケートの結果から調査した。一般に学生は将来のエネルギー確保のための原子力の役割を肯定的に理解しており、特に大学連合の理系学生は国のエネルギー安全保障の観点まで視野を広げているのは大変意義深いことと言える。一方文系（教育系）学生の多くが原子力の役割を理解しているものの、危険性を懸念する傾向も見られた。

国内では東電福島原発事故以来、嫌原子力の世論に阿るエネルギー政策のままに留まっている。一方海外では地球温暖化阻止の CN 達成を目標とする気運が盛んであり、ドイツ等一部の国を除いて大多数の国々が温室効果ガスを排出しない原子力発電への期待を示している。将来のエネルギーの選択は電力コストに反映され、電力コストは国の経済に直接影響する。中国経済を利する同国製太陽光パネルを大量に使い、高い再エネ賦課金を支払って、さらに再エネを拡大させようとするエネルギー政策は国益に適うのだろうか。

世界的な脱炭素気運は理想的なコンセプトであろうが、実情では各国ともにそれぞれ国情に応じた重い課題に向き合うことになった。島国日本はエネルギー資源に乏しいばかりでなく、ヨーロッパのようなエネルギー流通網がない。また、資源争奪の国際環境の中で中国やインド等アジアの強国とも共存していかなければならない。エネルギーは、食料と同様国の安全保障に直結する重要因子であり、その継続的確保は CN 達成の前提条件になるであろう。今 20 歳台の学生は 2050 年には社会を支える中核になる。その時困らないように、CN を見据えた日本のエネルギー政策を、原子力を含めて公正に且つ真剣に考えてほしい。SNW「学生とシニアの対話会」は、将来に備える知識と知恵の伝承に少しでも寄与することを期待して活動している。

*Kazuhiko WAKASUGI[1] and Akira NISHIMURA[2]
[1]Senior Network (SNW), [2]Tokyo Institute of Technology

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（2）長崎大、九州工大でのカーボンニュートラルとエネルギーの対話から

(2) The Tendency shown in Dialog Meetings on the Carbon Neutral and Energy in Nagasaki Univ. and Kyutech

*松永 健一[1]
[1]シニアネットワーク連絡会

1. はじめに

最近、シニアネットワーク連絡会（SNW）の「学生とシニアの対話」に、2050 年カーボンニュートラル（CN）のテーマが多くなる傾向にある。2020 年 10 月に菅前総理が「2050 年 CN 宣言」を行って以降、電力会社などが CN に向けたロードマップを公表することにより、具体的な議論がされ始めたことが、学生の意識の変化に影響しているものと考えられる。特に、九州は、再エネの導入が早く、原発の再稼働を果たしているため、国の 2030 年脱炭素化目標を既に達成している地域であり、再エネの課題が先行して顕在化している地域でもある。日本の脱炭素をリードする立場にある九州における大学・高専の学生の意識の変化を、この地域の電力会社の取組みを併せて分析し議論しておくことは、SNW の対話の方向性を見出す観点からも重要である。一方、本年 1 月開催の「原子力総合シンポジウム」（日本学術会議主催）において、日本原子力学会長は、専門家集団として社会とのコミュニケーションや人材育成に果たすべき役割を考えていく必要性を改めて強調し、高レベル廃棄物の資源化に取り組んできた藤田元会長は、青森県内の女性達との意見交換の経験から、歯科材料やアクセサリーにも使われるパラジウムの抽出・再生利用に注目が集まったことに触れ、「まずは相手の関心のある話題から広めていってはどうか」ということや、相手の立場からのコミュニケーション活動を提唱した。この観点からも、SNW の果たす社会的役割は大きいのではないか。

2. 九州の大学・高専における学生の意識変化

九州の大学・高専における学生の意識変化を最近の対話テーマの選択傾向から分析した。2019～2021 年度における長崎大（A 校）、九州工大（B 校）及び北九州高専（C 校）の「対話テーマ」を、原子力と非原子力、「夢のある将来テーマ」であるか否かで分けて、学生の希望度（テーマ毎の参加数で重みづけ）を比較した。A 校と B 校の希望度を表 1 に示す。原子力は廃棄物・廃炉、原発（再稼働、安全、環境影響、課題・解決策、今後）など、非原子力は再エネ、非原発発電方式（経済性、安全、環境影響、今後）、2050 年 CN、働き方などが主なテーマである。

（１）2019～2021 年度の原子力の比率は、A 校：開催なし→50%→53%、B 校：100%→84%→17%、C 校：100%→90%→84%であった。原子力は減少傾向にあり、B 校では 2021 年度に急減した。B 校で原子力が激減したのは、再エネの主電源化と 2050 年 CN に希望が集中したことの他、「働き方」が初登場したことによる（表 1 参照）。

（２）「夢のある将来テーマ」は、2021 年度に初出しており、A 校の原子力（50%）のうち 13%が水素製造高温ガス炉と SMR、非原子力（47%）のうち 13%が宇宙太陽光であり、B 校の原子力（17%）のうち 9%が SMR であった。

（３）また、2021 年度の B 校において非原子力（83%）のうち 20%が「働き方」であることが特筆される。進学や就職を前にして、人生の先輩としてのシニアの経験にかなりの関心が集まり、対話が盛り上がったものである。2050 年 CN へ向けての取組みが、自身の仕事や社会の在り方に影響を与えることへの不透明感があるようである。

（４）2050 年 CN へ向けての非原子力の取組みが話題となっている一方、2050 年 CN へ向けての原子力の取組みが話題となっていないようである。再エネの不安定性に対する火力発電の役割や火力発電のフェードア

ウトが議論されているのに、原発（新型軽水炉）の出力調整能力を気にする学生はいないのであろうか。2021年度の学生の意識の変化を踏まえて、2050 年 CN へ向けての原子力の役割を、真正面から議論すべきであろう。

一方、九州の電力事情が、学生の意識変化に影響しているであろうか。九電は、原子力（35%）＋再エネ（23%）＝58%の電源比率であり、国の 2030 年脱炭素化目標を既に達成している国内のトップランナーである。2050 年 CN ビジョンでは、「九州から日本の脱炭素をリードする」としており、需要側での電化を、現状の 23%から引き上げて電力需要を増大しながら、電力の脱炭素化を図ることで 2050 年 CN を達成しようとしている。この挑戦が、九州地区の大学・高専の学生の意識変化に影響している可能性は否定できない。

表 1　対話テーマの学生希望度（テーマ毎の参加数で重みづけ）

		2019 年度	2020 年度	2021 年度
長崎大	原	開催なし	（50%）HLW、原発（安全、福島復興）、放射線教育	（53%）HLW、原発（安全、再稼働）【夢】水素製造高温ガス炉、SMR（うち 13%）
	非		（50%）地球温暖化、SDGs、再エネ、火力、蓄電、パリ協定	（47%）2050 年 CN、脱炭素【夢】宇宙太陽光（うち 13%）
九州工大	原	（100%）HLW、原発（安全、事故、今後）	（84%）HLW、原発（安全、再稼働、課題、今後、経済性など）	（17%）原発（安全）【夢】SMR（うち 9%）
	非	（0%）	（16%）再エネ、非原発方式（経済性、安全、環境影響、今後）	（83%）再エネの主電源化、2050 年 CN、働き方

原：原子力関係、非：非原子力関係、【夢】：夢のある将来テーマ

最後に、今後増えると予想される CN に対する関心項目（2021 年度北九州高専）を図 1 に示す。温暖化・エネルギー資源、政策・動向、脱炭素化設備・コストへの関心が高い反面、原子力・再エネの 2050 年 CN に対する役割への関心が低いようである。

また、2021 年度に初めて「働き方」が対話テーマとなった。相手の立場からのコミュニケーション活動を目指して、人生の先輩としてのシニアの役割を果たしたいものであり、2050 年 CN に向けて原子力発電の役割を、真正面から語りたいものである。

九州地区の大学・高専における 2019～2021 年度の学生の意識変化を調査・分析した結果から、それらが求められているように思われる。

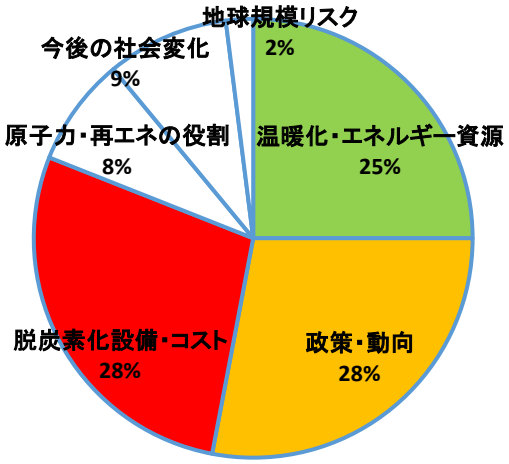


図 1 カーボンニュートラルの関心項目
（2021 年度北九州高専）

*Kenichi MATSUNAGA [1]　[1]Senior Network

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（3）若者から見たカーボンニュートラルとエネルギーについて

（3）On Carbon Neutral and Energy from the student Viewpoint

―カーボンニュートラルに向けた原子力分野におけるエネルギー評価研究―

- Energy assessment research in the field of nuclear toward carbon neutral -

*岡村 知拓[1]
[1]東京工業大学

1. はじめに

現在、先進国を中心に2050年カーボンニュートラルが目標として定められている。EUタクソノミーの議論に見られるように、原子力発電は実用段階にある脱炭素化の選択肢として議論されている。一方で、2050年カーボンニュートラルを実現するためには再生可能エネルギーと原子力エネルギーの協奏は非常に重要なファクターである一方、その方向性や未来像は社会的に共有されていない。また、原子力産業においても、小型モジュール炉や先進的な核燃料サイクル技術の研究開発が進められているものの、それら技術の導入によって社会や原子力産業がどのように拓かれるか明確なビジョンは示されていない。

エネルギーや原子力政策の立案・新技術の社会実装の判断においては、その政策や技術導入によって拓かれる「現在から将来までの未来像」をできる限り高い解像度で描き、それが社会にとって価値あるものかを議論することが重要である。特に学生をはじめとする若者世代は、自分達が近い将来経験するであろうエネルギーの未来像を具体的に描きたいと望んでいる。その目的に適した手法として、エネルギーや原子力業界の将来シナリオを定量的かつ多面的に表現するための方法：「エネルギー評価研究」があり、筆者はその研究を行っている。

2. エネルギー評価研究

西原らによって、エネルギー評価研究の検討フローが提案されている（図1）。それによると下記の4ステップでの検討が必要であるとしている。

I. 調査・モデル化：各エネルギー源のS+3E（安全、安定供給、経済性、環境）等を調査およびモデル化
II. 諸量評価：モデルを基に計算システムに構築し、シナリオを計算
III. 性能評価：様々な評価手法を研究し、各電源を多面的に評価
IV. 社会実装・発信：持続可能性や公平性等の社会的因子を盛込み、政策、技術導入、規制等に応用

エネルギー評価研究では、一側面からの評価ではなく多面的な評価が重要であり、それには各エネルギー源における貢献に加え、自然科学と社会科学を結節させた分野横断的なアプローチが必要であるとしている。

原子力分野におけるエネルギー評価研究は、「核燃料サイクルシミュレーション」という分野で行われてきた。昨今ではゼロカーボン社会を見据えて、同分野は欧州を中心に活性化してきており、若手研究者や学生を多く抱えている。本発表では原子力分野におけるエネルギー評価研究の動向をはじめ、同分野の研究を行っている筆者が考える原子力分野にお

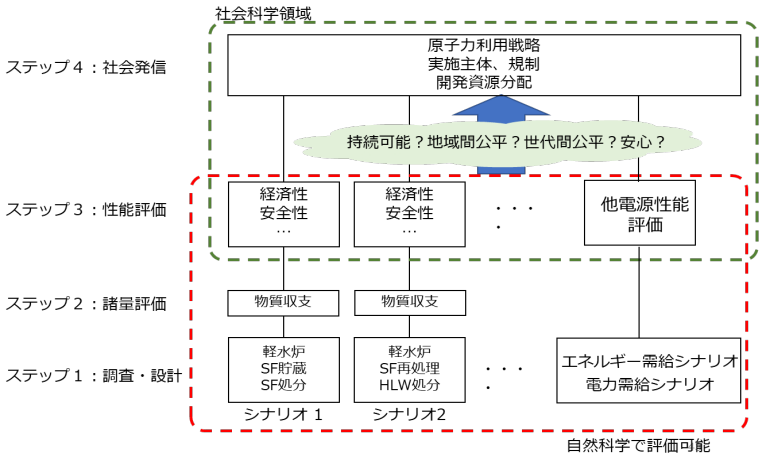


図1 エネルギー評価研究の概要[1]

けるエネルギー評価研究の重要性について述べる。

参考文献

[1] 西原健司, ZC 研コロキウム資料, (2021).

*Tomohiro OKAMURA [1]Tokyo Institute of Technology

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（４）学生を交えたパネルディスカッション

(4) Panel Discussion with Students

*櫻井 三紀夫[1] 岡村 知拓[2]
[1]シニアネットワーク連絡会 [2]東京工業大学

1. はじめに

シニアネットワーク（SNW）が注力してきた「学生とシニアの対話」において、最近では脱炭素、カーボンニュートラル（CN）への関心が強く、対話のテーマに取り上げられることが多くなっている。これは、CNが世界的なエネルギー環境問題の重要テーマであることと共に、学生自身にとって近い将来の自分の仕事、社会の在り方に深い関係があるからであろう。

一方、SNWにとっても、これが原子力の理解促進を図る絶好の機会と捉えられ、社会や若い世代に向かって発信を強める大事な局面と認識されている。

以上のような背景から、この企画セッションでは、CNが学生にどのように受け取られ、どのような対応をしていこうとしているかのアンケート調査を行い、学生とのパネルディスカッションを実施して、脱炭素気運が学生にどのような意識変化を齎しているかを把握したいと考えている。

2. パネルディスカッション

パネルディスカッションにおいては、学生世代の若者がエネルギー・環境・ＳＤＧｓなどに対してどういう認識をしているか、どういう行動を取ろうとしているか、という観点から、以下の６項目に焦点を当てて、対話を進める考えである。

１）エネルギー環境政策への関心
２）地球規模リスク、国家的リスクに対する意識
３）自分の将来像、将来進路に対する意識変化
４）エネルギー安全保障に対する認識
５）環境政策と国民コスト負担に対する意識
６）その他、ＳＤＧｓなどへの関心

セッション前半の学生アンケート結果の分析・評価と、後半のパネルでの議論を通して、学生の意識変化を浮き彫りにし、ＳＮＷの今後の原子力理解活動に反映させていきたいと考える。

３．まとめ

脱炭素やカーボンニュートラルの動きは、期待と疑問が交錯して、学生達の意識にも迷いを生じさせていると見受けられるし、技術的・社会的にも大きな難しさを伴っている。１００％達成することは困難だろう。

しかし、この気運の中で、文系・理系の学生同士が分野を跨いで原子力への理解を深める活動をおこなったり、国レベルで適切な政策運営・社会活動がなされれば、カーボンニュートラルはかなり良いところまで到達できる可能性があるのではなかろうか。脱炭素の目標に含まれる疑問点・課題を打開するための努力や技術開発を続けることによって、新技術・新ルールが見出され、大きく発展する可能性もある。

若い世代の人達には、問題点をきちんと見出して正しく解決する意識と力量を養って、カーボンニュートラルを端緒にした将来像の構築を行い、その構想の中に自らの夢・活動の場・モチベーションを見出していって貰えたら良いな、と思います。

ご活躍を祈り、期待します。

*Mikio SAKURAI[1] and Tomohiro OKAMURA[2]
[1]Senior Network (SNW) [2]Tokyo Institute of Technology

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 Kurosaki[1] （1. Kyoto Univ.）

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

*Akiyoshi Nomoto[1] （1. CRIEPI）

[3J_PL03] DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants

*Yusuke Yasuda[1] （1. Hitachi）

[3J_PL04] ARKADIA— Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design

*Masaaki Tanaka[1], Takero Mori[1] （1. JAEA）

[3J_PL05] AI-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images

Kanta Takahashi*[1] （1. TOSHIBA ESS）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

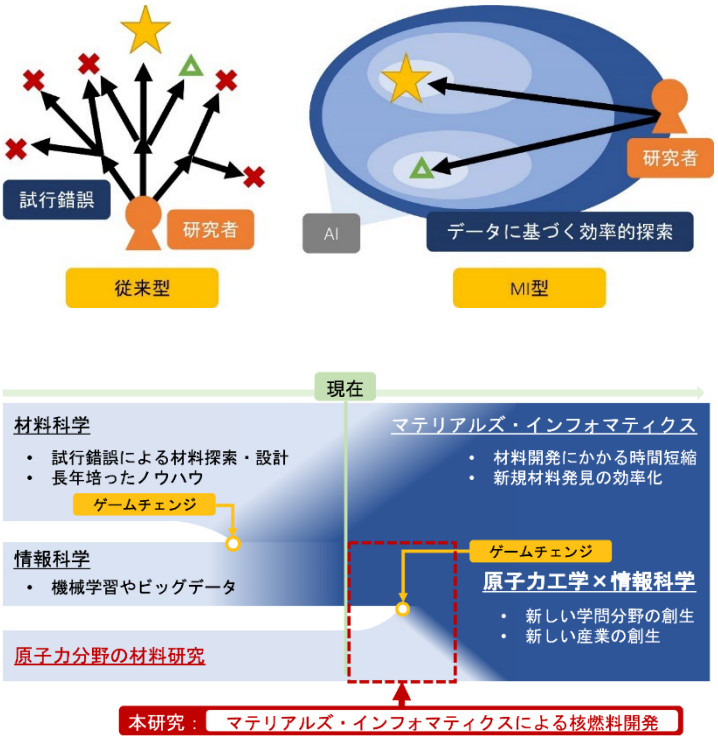
材料部会セッション

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、Yb_3U、UBe_{13}、UB_{12} 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。



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]

[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui

2022年春の年会

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]
[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、鋼材の破壊靭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靭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、破壊靭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 Hashimoto[1]
[1]Cemtral Research Institute of Electric Power Industry

2022年春の年会

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) 原子力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。

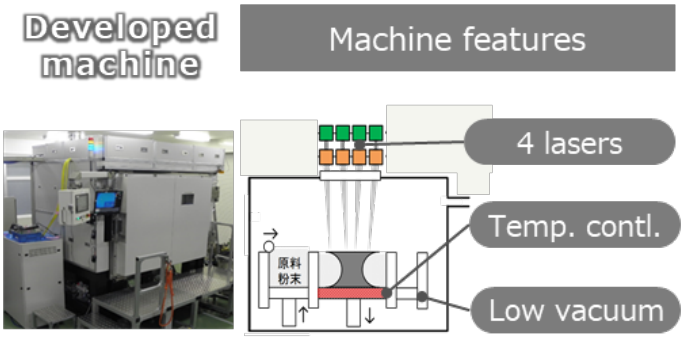


Fig. 1 開発した金属 3D プリンタの外観と特徴

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

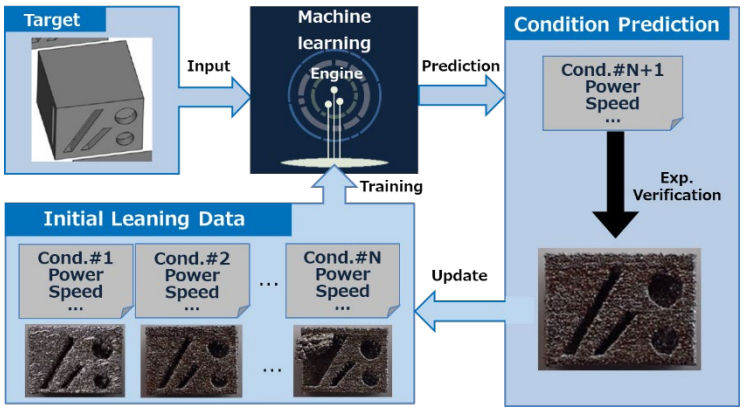


Fig. 2 機械学習を用いた造形条件最適化フロー

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]。

Fig. 3 実験で使用した装置構成

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。

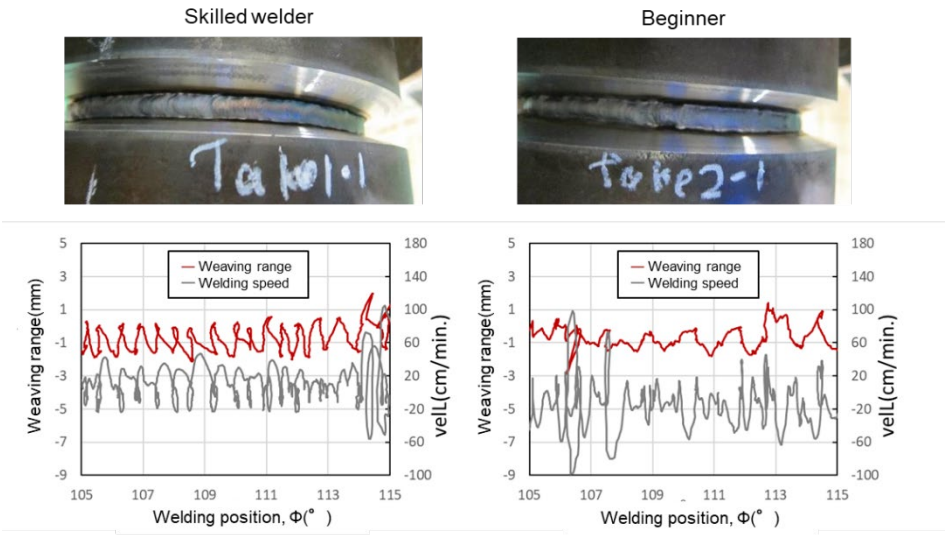


Fig.4 熟練者と初級者の表側ビード、ウィービング動作と溶接速度

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

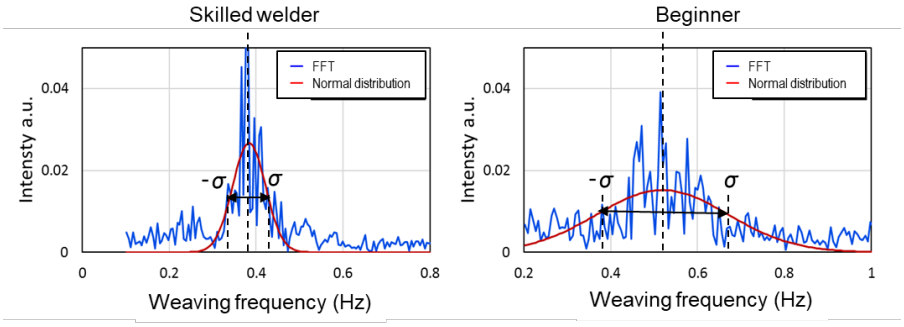


Fig. 5 高速フーリエ変換によるウィービング周波数と強度の関係

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).

*Yusuke Yasuda, Kazutoshi Sugie, Hirotsugu Kawanaka, Seunghwa Park
Hitachi Ltd., Research and Development group

2022年春の年会

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－次世代原子力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]
[1]原子力機構

1. はじめに

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説する。

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。

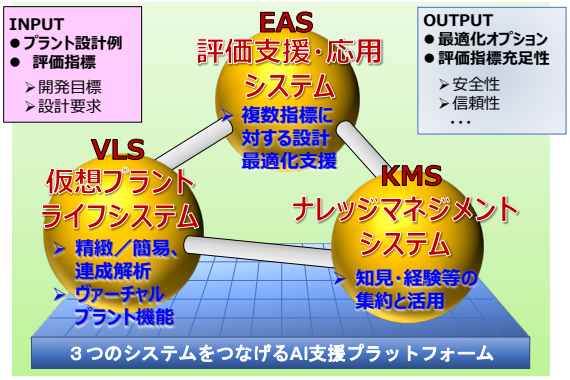


図 1　ARKADIA システム構成

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 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。

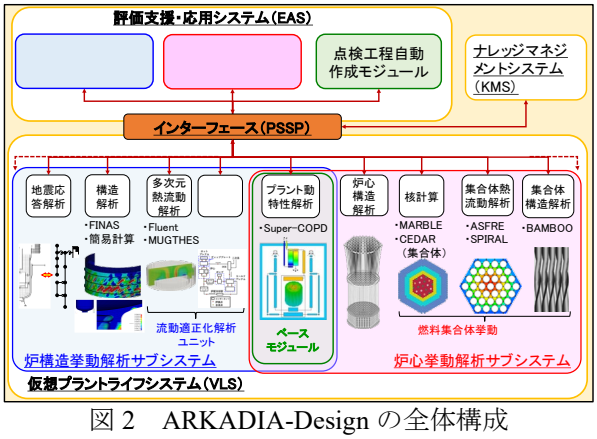


図 2　ARKADIA-Design の全体構成

*Masaaki Tanaka[1], Takero Mori[1], and Satoshi Okajima[1]
[1]Japan 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。

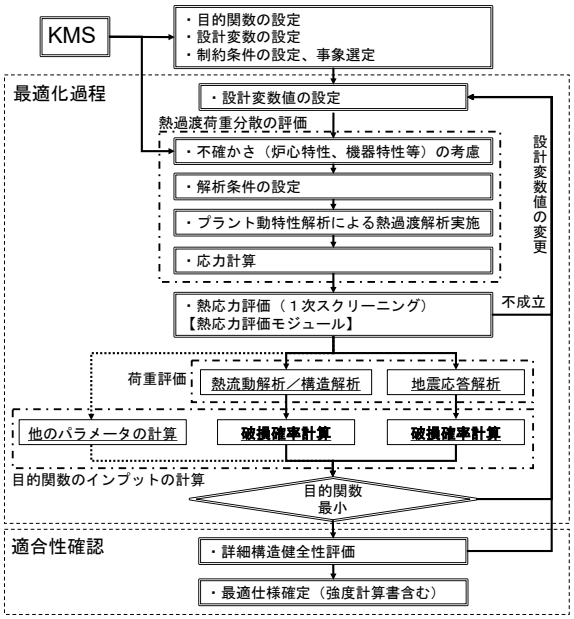


図 3　炉構造設計最適化プロセス

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).

2022年春の年会

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]
[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。

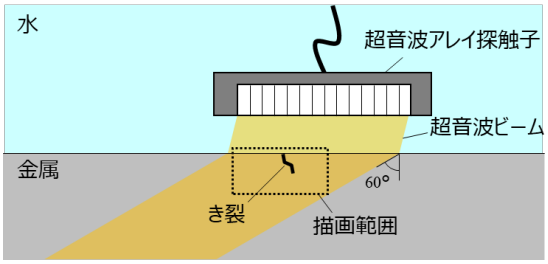


図 1　水浸 PAUT の概略図

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））。

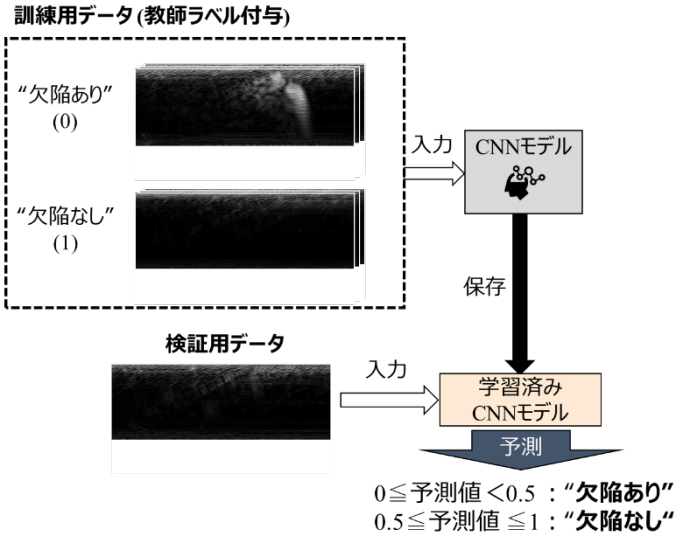


図 3　PAUT データの自動分類システム

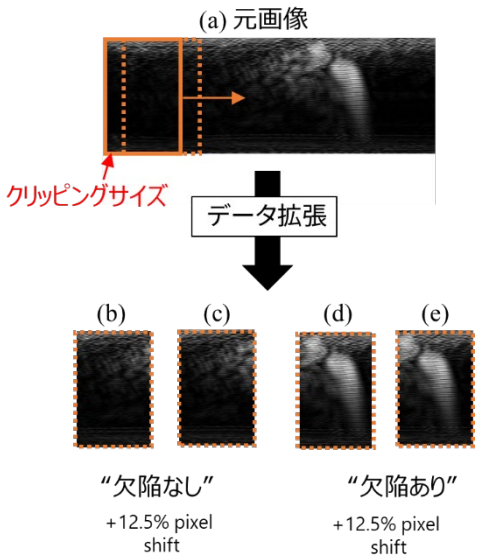


図 4　データ拡張の手法（a）：元画像、
（b）：“欠陥なし”のクリッピングデータ、
（c）：（b）からクリッピング領域を 12.5%移動、
（d）：“欠陥あり”のクリッピングデータ、
（e）：（d）からクリッピング領域を 12.5%移動

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
B	データ拡張	14637	105351	119988
C	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。

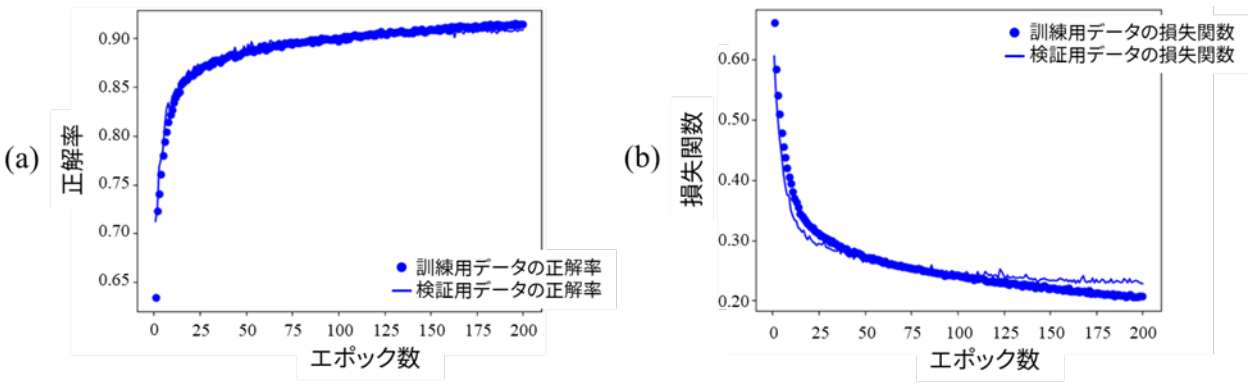


図 5　CNN 学習モデルの学習過程；(a) 正解率、(b) 損失関数

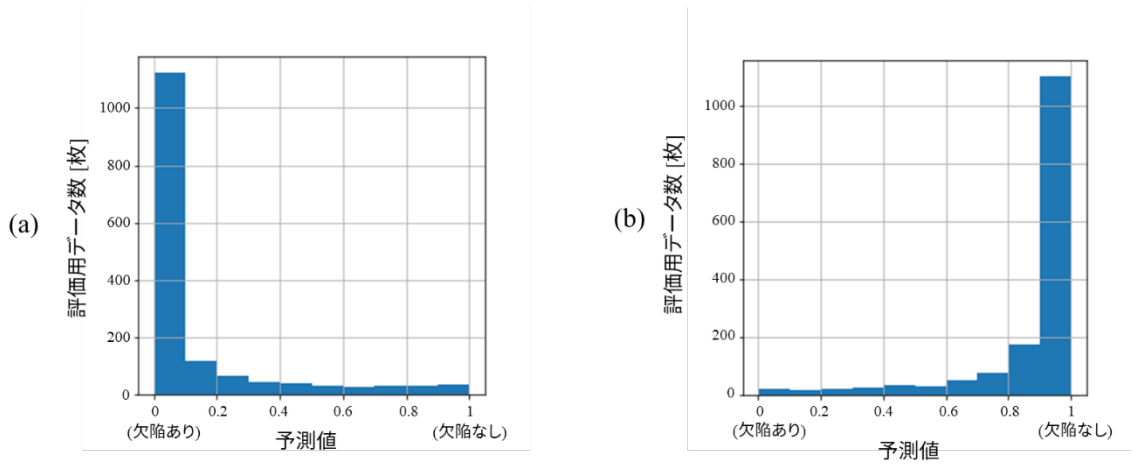


図 6　テスト用データに対する予測値のヒストグラム；(a)“欠陥あり”画像、(b)“欠陥なし”

5. 結論

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 Takahashi[1], Takeshi Hoshi[1], Jun Senboshi[1] and Kentaro Tsuchihashi[1]

[1] Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Radioactive Waste Management with Partitioning-Transmutation Technology [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment, Reprocessing and Recycle Technology Division]

[1K_PL] Application of partitioning and transmutation technology to waste management

Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

Chair: Takayuki Sasaki (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology, and a concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

[1K_PL02] An assessment for current LWR cycle

*Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Tech)

[1K_PL03] An assessment for MOX plu-thermal cycle

*Hitoshi Makino[1] (1. JAEA)

[1K_PL04] An assessment for fast reactor cycle

*Sou Watanabe[1] (1. JAEA)

[1K_PL05] Summary o total performance assesment and recommendations

*Yaohiro Inagaki[1] (1. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(1) 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要と総合的な性能評価の考え方

(1) Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology, and a concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*西原　健司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本セッションを企画した「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の設立背景と活動概要を紹介し、技術-特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価の手法について説明する。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、技術・特性マトリクス

1. はじめに

原子力システムは、フロントエンド、原子炉、バックエンドからなる巨大な複合システムである。それぞれは、さらに複数の専門分野に細分化されており、分野間は、ある程度固定された「取り合い条件」で接続されている。そのためシステム全体の性能を柔軟に向上させることは非常に難しい状況になっている。

これまで、原子力システムの性能のうち最も重要とされてきたのは原子炉の経済性と安全性であり、そこから周辺分野に向かって取り合い条件が設定されていった。フロントエンドでは燃料の仕様や必要になるウラン濃縮度が決定され、再処理工程では上流から流れてくる使用済み燃料の仕様が与えられ、地層処分では再処理工程で製造されるガラス固化体の仕様が与えられる。このように固定化された取り合い条件のもと、各分野が部分最適化を図る研究開発戦略がとられてきた。しかし、部分最適では不十分な問題が現れつつあり、その一つが、放射性廃棄物の処理・処分である。

これまで、放射性廃棄物とくに高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分に係る性能向上のために、もっぱら地層処分の設計と安全評価による改善が行われてきた。それに対し、分離・変換技術では上流の再処理工程で元素分離を行うことで、処分の経済性や安全性を向上させようとしている。一方、分離技術を行うことで再処理工程の経済性が悪化し、核変換を導入すると原子炉や燃料製造への負荷は増大する。処分と分離・変換技術のコストのトレードオフ、リスクが発生する時間スケールの違い、分離・変換技術の技術が実現する時期なども関連しており、全体最適を目指すことは容易ではない。

軽水炉技術を中心としプルサーマルを１回利用する程度の簡単な核燃料サイクルにおいては、フロントエンドと原子炉は固定し、再処理と処分を中心とするバックエンドの範囲で最適化を行うことが可能であるが、将来のプルサーマル燃料の管理（再処理）、さらに高速炉などの先進的なプルトニウム利用の原子力システムを最適化する場合、使用済み燃料再処理がフロントエンド・原子炉に影響していくことから、最適化は更に困難になる。

2. 研究専門委員会の活動概要

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会は、バックエンド部会において、再処理・リサイクル部会との連携のもと、「分離・変換技術が放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を、定量的、総合的に検討すること」を目的として設立され、上記の困難に正面から取り組むこととなった。そこで、再処理、処分、核変換などの広範囲の専門家を委員およびオブザーバーとして招聘した。

設立された 2019 年度は分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、分離・変換技術の現状や、処理・処分に及ぼす効果についての既往研究の把握に努めた。

2020 年度からは全体最適化に向けた方法論の検討を行い、「技術-特性マトリクス」を用いた核燃料サイクルの性能評価を実施することとした。軽水炉、プルサーマル、将来型炉などの大きく性質が異なる３つの核燃料サイクルに対して、それぞれワーキンググループを編成たうえで個別グループによる評価を開始し、検討状況を 2021 年春の年会で報告した。

最終年度にあたる 2021 年度は評価を終了し、得られた知見を基に提言を行う。

3. 総合的な性能評価の考え方

「総合的な」核燃料サイクル評価には二つの意味合いがある。一つは、フロントエンドからバックエンドまでの「全て工程」を含んでいることである。すでに述べたように分離・変換技術の導入はサイクル全体に影響を与えるため、一部だけを取り出した性能評価では不十分である。

もう一つは、「全ての特性」を含んでいることである。本評価では、経済性、資源、安定性、環境影響、安全性、セキュリティ、核不拡散、技術実現性、柔軟性の９個の特性を取り上げた。経済性、安定性、環境影響、および安全性の４つの特性は他電源にも共通で、エネルギーミックスにおいて重要な S+3E の概念に一致するものである。セキュリティと核不拡散は原子力システムに特有である。技術実現性は、実用化されていない技術についてどの程度の開発が過去になされているか（技術成熟度）、そして、将来実用化までにどの程度の研究資源と時間が必要かを評価したものである。柔軟性は、処分における回収可能性・可逆性のように、当該技術が将来の社会的要請の変化に対応可能かを評価したものである。技術実現性および柔軟性は、評価対象の核燃料サイクルに至ることが容易かどうかに関連する。

性能評価については、総合的であること、すなわち網羅性を備えていることに加え、評価の重複を避けるために排他性を備えていることが望ましい。工程については、網羅性と排他性を備えることが比較的容易であるが、特性については難しい。例えば、社会的受容性や立地性といった特性は、経済性・安全性・環境負荷などの多くの特性に重複する。持続可能性も同じであり、こういった特性は慎重に排除されなくてはならない。これらの特性は、９つの特性の重み付き和として、より上位に、社会科学的な検討のもとで表されるべきものである。

本委員会では、上記の二つを一覧するために、技術-特性マトリクスという概念を考案した。これは、図 1 に示すように、技術の行と特性の列から成るマトリクスである。技術の各行には、ある特定の核燃料サイクルの各工程がフロントエンドからバックエンドまで、漏れなく・重複なく含まれる。特性の各列には、経済性などの定量化が可能な、あるいは、技術実現性などの科学的な見積もりが可能な指標が並べられている。したがって、それぞれのマスには一つの工程の一つの特性が評価されることとなる。このようなマトリクスを用いることにより、漏れのない総合的な評価が可能となる。

その一方で、網羅的であるために全てのマスを評価することには膨大な作業量が必要となる。そこで、今回の委員会で意図している分離・変換技術の影響をみるために、分離・変換を導入することによるそれぞれのマスの「変化分」を評価することから着手することとした。それにより多くのマスは評価不要となる。変化があるマスについて、既往の評価を流用するなどして評価を行う。それが難しい場合には、各分野の専門家が影響の大小と、不確実性（評価の現状）を判断し、影響が大きく不確実性が大きいマスを特定することで、将来の課題抽出を行う方針とした。

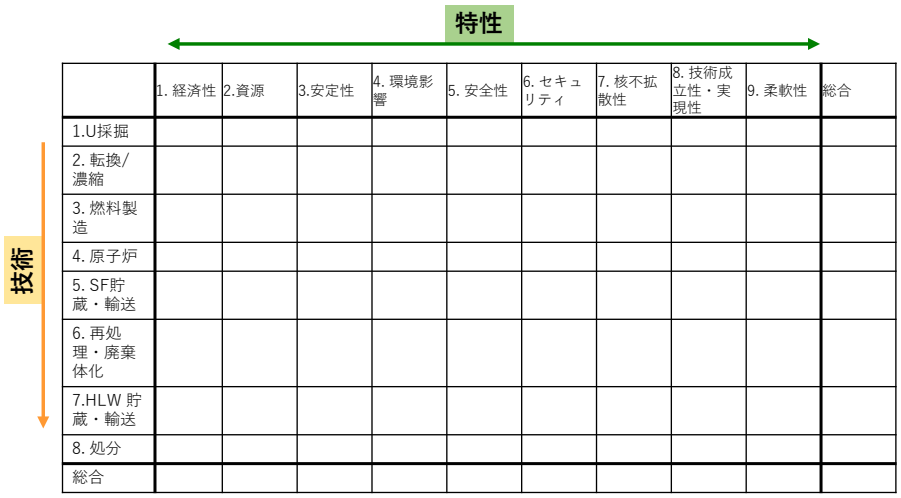


図 1　技術-特性マトリクス

4. 評価対象の核燃料サイクル

本委員会では表 1 に示す 3 つの観点でワーキンググループ（WG）を編成し、各々で評価対象の核燃料サイクルを選定した。各 WG の評価結果については続く発表で述べられる。WG-A では、現行軽水炉サイクルを対象とした検討、WG-B では MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討、そして WG-C では高速炉サイクルを対象とした検討を実施した。

表 1　各 WG が着目した核燃料サイクルオプション

WG	A	B	C
目標	現行軽水炉サイクルを対象とした検討	MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討	高速炉サイクルを対象とした検討
観点	現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済み燃料再処理）で発生する HLW への分離・変換技術の適用。	MOX プルサーマルサイクルでの使用済燃料再処理への分離・変換技術の適用	高速炉から発生する HLW に対して、MA リサイクルを適用。また、ADS で MA 核変換を実施

5. まとめ

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の設立背景と活動概要、および、技術-特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価手法について述べた。

*Kenji Nishihara[1]

[1]JAEA

2022年春の年会

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(2) 現行軽水炉サイクルを対象とした評価

(2) An assessment for current LWR cycle

*中瀬正彦[1]、西原健司[2]、石尾貴宏[3]、山下雄生[4]、田辺博三[5]、近藤直樹[6]、森田圭介[2]、
鷹尾康一郎[1]、伴康俊[2]、池田孝夫[7]
[1]東京工業大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]日本原燃(株)、[4]東芝 ESS、
[5]バックエンド部会、[6]三菱総合研究所、[7]日揮(株)

先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「現行の軽水炉使用済燃料の再処理」を対象とした検討結果について述べる。

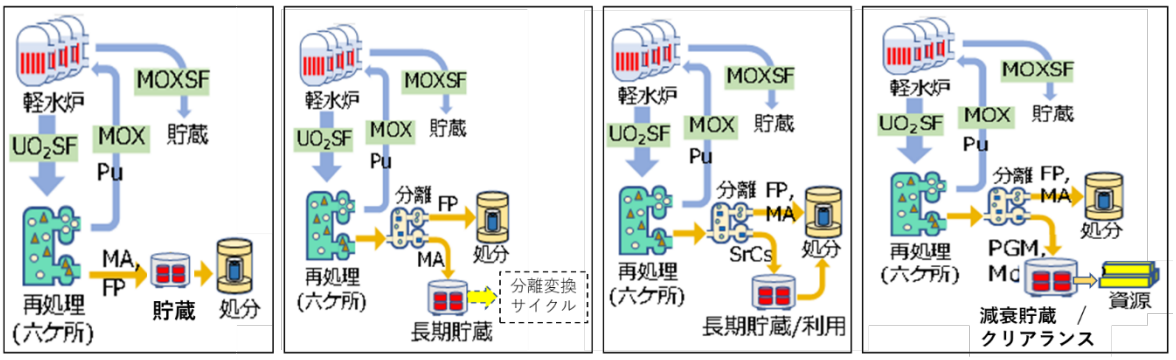
キーワード：核燃料サイクル、軽水炉使用済燃料、再処理、性能評価、MA、Sr/Cs、PGM/Mo

1. はじめに

WG-A では、現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済燃料再処理＋プルサーマル）で発生する HLW に対して FP 分離・MA 変換等を適用した場合の得失を明らかにするため、技術-特性マトリクスの検討を実施した。昨年度はシナリオを選定し、PGM/Mo を分離・資源化した場合の得失の検討を通じて技術-特性マトリクスを試作した。本年度は更に Sr/Cs 分離、MA 分離保管に関する検討を行った。

2. シナリオ設定

WG-A では、現行の核燃料サイクルで発生する HLW に対して分離変換技術を適用した場合の得失を明らかにするため、シナリオの検討を行った(図 1)。比較の基準となる参照シナリオとして現在わが国で採用されている軽水炉を用いた Pu 一回リサイクル（UOX 使用済燃料再処理、Pu 一回リサイクル、MOX 使用済燃料貯蔵）を設定した(0)。分離変換技術を適用した場合として、20 年間程度で技術的に六ケ所再処理工場に適用可能性があるという観点から、MA 分離貯蔵シナリオ(1)、Sr/Cs 分離シナリオ(2)、PGM/Mo 分離資源化シナリオ(3)の３つのシナリオを設定し、参照シナリオと比較した。ウラン採掘～軽水炉使用、および、再処理で取り出した Pu の利用は、上記の 3 つの分離変換シナリオの導入による影響を受けないことから、評価を行わなかった。評価対象となるのは、再処理、廃棄体製作、廃棄体貯蔵、処分、資源化などの工程である。MA、Sr/Cs、および、PGM/Mo の分離については、20 年後程度の六ケ所再処理工場への適用可能性を意識して、可能な限り実用化に近い技術を選択することを心掛けた。以下の項では 3 つの分離変換シナリオの技術-特性マトリクス評価から特記すべきことがらを挙げる。



0. 参照シナリオ　1. MA 分離貯蔵　2. Sr/Cs 分離　3. PGM/Mo 分離資源化

図 1 技術-特性マトリクス作成の際のシナリオ

3. 技術-特性マトリクスの評価

3.1 MA 分離貯蔵シナリオ

表 1 に MA 分離貯蔵シナリオにおける技術-特性マトリクスを示した。評価結果から特記すべきことがらを挙げる。なお、変化しないと判断された特性については表 1 から省いている。

- MA の分離により、HLW ガラス固化体の本数低減、処分場規模の低減、一部の処分場安全評価シナリオにおける安全性の向上などが見込まれる。ただし、これらの程度については、ガラス固化技術や処分技術の進展、また、特に処分候補地の絞り込みに伴う処分概念の具体化に強く影響を受けるため、詳細な分析が今後も継続的に必要である。
- 再処理への MA 分離工程の付加、MA 安定化/貯蔵工程の追加などによる経済性の悪化と上記の向上との見合いにより、本シナリオの実施判断がなされると考えられる。
- 安定化/貯蔵された MA は、将来の FBR や ADS の導入シナリオに対応して供給可能なことからシナリオの柔軟性に寄与すると考えられる。他方、核変換システムの実用化に至らなかった場合には安定化された MA を処分する必要が生じる。
- MA 分離では、分離の難しい RE が MA にある程度随伴することを許容することで、より実現性の高い技術が適用可能である。これまで、MA と RE の一括回収については実廃液を用いたフロー試験による実証を終えており、今後、スケールアップ試験が必要である。MA 安定化については初期試験段階にあり、今後、手法の選定、MA を用いた試験、スケールアップ試験等が必要である。

表 1 MA 分離貯蔵シナリオにおける技術-特性マトリクス

	1. 経済性	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性	9. 柔軟性
6.1. 再処理	[-**]MA 分離工程増加		[-*]MA 工程増加によるリスク増加	[-*]MA 分離工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加		[B]DGA により g オーダーでの回収に成功している。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。	[費用 A][期間 B] 濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要	
6.2 廃棄体化	[+*]MA 分離により、固化体本数が減少する					[A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済	[費用 A] [期間 A] 六ケ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中	
6.3 MA 安定化	[-**]安定化工程追加		[-*]安定化工程増加によるリスク増加	[-*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	・安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[C]固化手法選定のための初期試験段階	[費用 A] [期間 A]	[+*]フルオライト型(UO2)マトリックスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり、柔軟性がある。
6.4 MA 貯蔵	[-*]貯蔵施設追加		[-*]貯蔵工程増加によるリスク増加	[-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[A]既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能		[+**]MA 核変換を実施する時期の制約がなくなる。 [-**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。
7.1 HLW 貯蔵	[+*]固化体本数減少、貯蔵期間短縮							
7.2 HLW 輸送	[+*]固化体本数減少							
8. 処分 (LLW, HLW)	[-*]分離プロセスからの LLW [+*]固化体本数減少、長期発熱核種の除去により定置間隔縮小により処分場面積を低減できる可能性	[+*]処分場面積低減	[+*]・ガラス溶解速度への熱影響低減。 ・一部シナリオで被ばく線量を低減できる可能性。			[A] CHON 元素であり焼却可能。プロセス廃棄物は LLW となる見込みであり大きな開発課題ではない。		[+*]発熱性核種低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる

[+]性能向上、[-]性能低下、[?]不明（以降の性能変化の程度は評価しない）、空欄は参照シナリオと変化なし；** 変化大、* 変化小、？ 不明；(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階；(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上；(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上

3.2 Sr/Cs 分離シナリオ

Sr/Cs 分離貯蔵シナリオにおける技術-特性マトリクスの評価結果から特記すべきことがらを示す。

- Sr/Cs の分離により、再処理工程の蒸発乾固事象の時間的余裕の緩和、HLW（Sr/Cs のガラス固化体とその他の元素を含むガラス固化体）ののべ貯蔵量の低減などの改善があるが、HLW の本数ならびに地層処分場規模に対しては効果がないか、若干悪化する。
- 再処理への Sr/Cs 分離工程の付加は、六ケ所再処理工場の比較的大きい改造であり経済性を悪化させるため、上記の改善点からのみでは導入の意義づけは小さい。
- Cs の利用については、産業用の放射線照射で Co-60 の代替となり得る。ただし、分離による供給可能量は現在の国内消費量を大きく上回っており、需要喚起がなければ全量を分離する必要はない。
- Sr については、RI 電池としての利用が考えられるが、現在ほとんど使われておらず、利用の見込みは小さい。
- 以上のことから、Cs の利用価値を勘案し必要量の Cs のみを分離することが考えられる。
- ただし、Sr/Cs 分離と MA 分離を同時に行った場合は未検討である。MA 分離を行った場合、フランスの

例のように定置方法によっては長期貯蔵により処分場規模の縮小が見込まれるが、さらに、Sr/Cs 分離によって、長期貯蔵の負荷（のべ貯蔵量）を緩和する効果が重要になる可能性がある。

- Sr/Cs の分離技術は、溶媒抽出法の研究開発が海外で行われており、実廃液でのフローシート試験が実施されるなど、実証段階を終えていると考えられる。今後は、廃棄体化を含んだスケールアップ試験が必要である。

3.3 PGM/Mo 分離資源化シナリオ

PGM/Mo 分離資源化ナリオにおける技術-特性マトリクスの評価結果から特記すべき事柄を示す。

- PGM/Mo の分離によって、Ru-106 排除による再処理工程の安全性向上、溶融炉運転性向上、2 割程度の固化体本数低減、ガラス固化体性状安定化による処分信頼性向上などの利益があるが、これらの課題に対しては、すでに再処理安全設計、新型ガラス溶融炉の開発などが行われており、解決の見込みがある。
- 再処理への PGM/Mo 分離工程の付加は、六ケ所再処理工場の比較的大きい改造であり経済性を悪化させるため、上記の観点からのみでは導入の意義づけは小さい。
- 一方、近年の PGM 元素の価格高騰および資源の希少性から PGM 資源を供給する意義は大きいと考えられる。800 トンの使用済燃料に含まれる PGM の価値は 450 億円に上る。特に Ru および Rh の経済的価値および希少性は顕著である（Ru と Rh で世界の資源量の 1.7 %/32000tSF と 0.5 %/32000tSF）。Pd についてはクリアランスには偶奇分離技術が必要であることからも優先度は低い。
- Mo に対しても、近年加速器を用いた Mo-99 製造技術が実用化に近づいており、その原材料としての価値があれば、分離する意義がある。ただし、必要量は分離による供給可能量を大きく下回る見込みであり、Mo の全量を分離する必要はない。
- 以上のことから、PGM および Mo の資源としての利用価値を勘案し、PGM/Mo 分離の実施を判断するものと考えられる。
- PGM および Mo の分離技術は、電解法や溶媒抽出法が開発されているが、いずれも模擬廃液を対象とした試験にとどまっており、今後、実廃液を用いた実証に進む必要がある。Ru および Rh を分離したのちの資源化については、放射線が十分に減衰しクリアランス以下になった後は一般産業と同様であり実用化されていると考えられる。Pd の資源化に必須のレーザーによる偶奇分離技術では近年革新的な前進があったものの、実用化にはなお研究開発が必要である。

4. まとめと今後の展望

先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価として、現行の軽水炉使用済燃料の再処理を対象とした検討を行った。WG-A では他の WG よりも具体的な検討が行いやすいため、六ヶ所再処理工場に技術導入すると想定した場合のシナリオについて検討を進めた。こういった前提のもとに 1. MA 分離貯蔵、2. Sr/Cs 分離、3. PGM/Mo 分離資源化の各々について技術-特性マトリクスを作成し、各技術導入、シナリオの得失を評価した。発表では 1. MA 分離貯蔵のみならず、2. Sr/Cs 分離、3. PGM/Mo 分離資源化のシナリオについても技術-特性マトリクスを示し、検討結果を詳説する。

---

*Masahiko Nakase[1], Kenji Nishihara[2], Takahiro Ishio[3], Yu Yamashita[4], Hiromi Tanabe[5], Naoki Kondo[6], Keisuke Morita[2], Koichiro Takao[1], Yasutoshi Ban[2] and Takao Ikeda[7]

[1]Tokyo Tech., [2]JAEA, [3]JNFL, [4]TOSHIBA EES, [5]AESJ NUCE, [6]MRI , [7]JGC JAPAN Co.

2022年春の年会

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(3) MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価

(3) An assessment for MOX plu-thermal cycle

*牧野仁史[1]、朝野英一[2]、宇佐見剛[3]、塚田毅志[4]、池田孝夫[5]、川合康太[6]、渡邉大輔[7]
[1] 日本原子力研究開発機構、[2] 原子力環境整備促進・資金管理センター、[3] 電力中央研究所、
[4] 日本原燃株式会社、[5] 日揮（株）、[6]（株）三菱総合研究所、[7] 日立ＧＥﾆｭｰｸﾘｱ・ｴﾅｼﾞｰ（株）

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「MOX プルサーマルサイクル」を対象とした評価結果について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、MOX プルサーマルサイクル、MA 分離、性能変化、技術成熟度・実現性

1. はじめに

WG-B は、MOX プルサーマルサイクルでの使用済燃料再処理への分離・変換技術の適用を検討することを目的とする。2021 年度は、MA 分離適用の有無の違いによって、燃焼製造・発電～再処理～廃棄物処理～処分のサイクル全体のどの技術分野にどのような影響を与えうるか等に着目した評価を行った。

2. シナリオの選定

検討対象とするシナリオとしては、現行軽水炉サイクルを経て製造された MOX-FF①、その燃焼（MOX-SF①）、その再処理からの MOX 燃料の製造（MOX-FF②）及びその燃焼（MOX-SF②）を対象とする（図 1 左）。その中で、MA 分離の影響の検討対象は、MOX-SF①に対する「6.再処理」～「8. 処分」、及び MOX-SF②に対する「1. U 採掘」～「5.2 SF 貯輸送」までとする（図 1 右）。

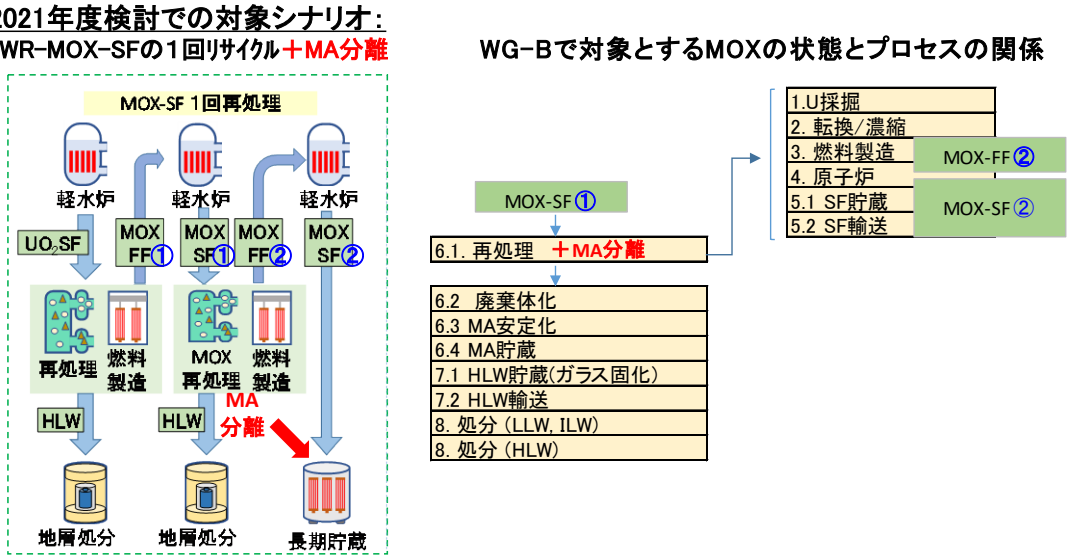


図 1　WG-B での検討対象シナリオ及び MA 分離影響の検討で対象とするプロセス

本検討では、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理について、「MA 分離なし」に対して「MA 分離あり」の場合でどのような「性能変化」（好ましい方向、あるいは好ましくない方向、及びその変化の大小等）が考えられるかに着目する。また、MA 分離の適用に係る技術的課題等がある場合には現段階での「技術成熟度」、また技術開発が必要な場合の「R&D 期間・費用」などについて、可能な範囲で検討を進める。

分離技術は WG-A での MA 分離貯蔵シナリオについての検討を参考として MA・RE 一括分離を想定し、分離対象は MOX 単独の再処理として、MA 分離がサイクルの各技術分野に及ぼす影響を検討した。

3. 技術－特性マトリクス評価の検討結果

表 1 に、技術と特性のマトリクス形式で、MOX サイクルでの MA 分離の影響の特徴や傾向等のポイント、またそれが「MOX サイクルに特有」か「現行軽水炉サイクルの場合と同様」かなどを簡潔に整理し、全体を俯瞰できるようにした。なお、「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」については、すべての特性ついて、MA 分離の実施による顕著なあるいは特徴的な影響はないと考えられ、マトリクスは空欄となるため、表 1 ではそれらは記載していない。

MA 分離の主な影響の特徴や傾向を特性ごとにまとめる以下のようになる。

- 経済性：再処理～処分のほぼすべての技術分野への影響が挙げられたが、廃棄体数や発熱量の低下が生じる場合に「8. 処分」で期待される処分場面積減少などの好ましい影響以外は、MA 分離工程及びそれに伴う後工程の追加によるコスト増などの経済性に対して好ましくない方向につながると考えられる。また、他の特性に比べて、MOX サイクルでの MA 分離に特有な点として評価されるものが多く、これは MA 分離やその後の工程に MOX 特有の対応が必要になる可能性があることを示唆している。
- 安全性：再処理～処分のほぼすべての技術分野への影響が挙げられ、MA 分離工程やそれに伴う工程の追加は、リスクの増加など安全性に対して好ましくない方向につながると考えられた。一方、「6.2 廃棄体化」の MA 分離による放射線量の低下がもたらす安全性の向上、また「8.処分(HLW)」では MA 分離による MA インベントリ低減による一部のシナリオでの線量評価結果の低減など好ましい方向につながる可能性が挙げられた。
- セキュリティ、核不拡散性：「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」での MA 分離に伴う安定化工程や貯蔵工程の追加による防護対象（施設、MA 製品）の増加が、好ましくない方向につながる影響として挙げられた。
- 技術成熟度、技術実現性：再処理～処分における課題や技術成熟度・実現性は、既存技術の適用、あるいはそれを基盤とすることで対応可能と考えられることから、現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様と評価された。
- 柔軟性：「8. 処分 (HLW)」について、発熱性核種低減による処分場レイアウト設定の柔軟性が挙げられた。

「6.4 MA 貯蔵」では、将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法の必要性が指摘された。

4. まとめと今後の課題

本年度の WG-B では、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理について、「MA 分離なし」に対して「MA 分離あり」の場合でどのような「性能変化」が考えられるか、また「MA 分離あり」の場合の技術的な現状と課題に着目して検討を進めた。

その結果、MA 分離の実施において特に着目すべきこと（顕著なあるいは特徴的な影響、技術的な問題・課題等）は、「1. 経済性」「5. 安全性」の特性に関係するものが中心であり、再処理以降のほぼすべての技術について挙げられた。また、多くで「現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様」と判断された。一方、「MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり」も、「1. 経済性」での「6.1. 再処理」「6.2　廃棄体化」「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」および「8. 処分 (HLW)」で挙げられた。

発表では、MOX サイクルにおける MA 分離の影響に関する特徴として挙げられた事項や、今後さらに深い検討としていくために挙げられた課題や留意点等について詳説する。

表１　WG-B 技術－特性マトリクス評価（1/2）

特性 / 技術「：」	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性
6.1. 再処理	**＜MOX ｻｲｸﾙ特有＞ [-]MA 分離を再処理に含めるなら工程の追加によりｺｽﾄ増。軽水炉と比べ MOX 燃料は MA 濃度が高いので更にｺｽﾄ増。**	—	—	—	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [-?]MA 分離を再処理に含めるなら新技術の導入で安全性は低下。*	—	—
6.2 廃棄体化	**＜MOX ｻｲｸﾙ特有＞ [?]MA 分離によりｶﾞﾗｽ固化体本数が減りｺｽﾄ低下の可能性。ただし、ﾌﾟﾛｾｽの組み方により様々な可能性が考えられる。**	—	—	—	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [+*]取り扱う線量の減少で安全性はごく僅かに向上する可能性。*	—	—
6.3 MA 安定化	**＜MOX ｻｲｸﾙ特有＞ [-**]安定化工程追加。規模は MOX の方が大。**	—	—	—	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [-*]安定化工程増加によるﾘｽｸ増加。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [-*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加。*	
6.4 MA 貯蔵	**＜MOX ｻｲｸﾙ特有＞ [-*]貯蔵施設追加。規模は MOX の方が大。**	—	—	—	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [-*]貯蔵工程増加によるﾘｽｸ増加。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加。*	
7.1 HLW 貯蔵 (ガラス固化)	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [＋]MA 分離で本数が減る場合、その分のｺｽﾄ低下が期待される。*	—	—	—	—	—	—
7.2 HLW 輸送	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [＋]MA 分離で本数が減る場合、その分のｺｽﾄ低下が期待される。*	—	—	—	—	—	—
8. 処分 (LLW, ILW)	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [?]上流側のﾌﾟﾛｾｽの変更の有無や内容により LLW やILW の発生量は異なる。*	—	—	—	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [?]MA 分離による LLW、ILW の発生量、核種組成の変化の確認が必要。*	—	—
8. 処分 (HLW)	**＜MOX ｻｲｸﾙ特有＞ [＋*]MA 分離による発熱量低減や本数の低減により処分場面積等の低減が期待される。**	—	—	—	**＜MOX ｻｲｸﾙ特有＞ [+?]MA 分離による MAｲﾝﾍﾞﾝﾄﾘ低減により一部のｼﾅﾘｵにおいて線量評価結果の低減が期待される。**	—	—

【性能変化の程度】** 変化大、* 変化小、? 不明（以降の性能変化の程度は評価しない）　【技術成熟度】(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階
【技術的実現性（R&D 期間）】(A)10 年以下、(B)10-20 年、(C)30 年以上　【技術的実現性（R&D 費用）】(A)500 億円以下、(B)500 億-5000 億円、(C)5000 億円以上
－：MA 分離の有無による大きな変化や影響はないと考えられる場合

表１　WG-B 技術－特性マトリクス評価（2/2）

特性 / 技術	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性	9. 柔軟性
6.1. 再処理	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [B]DGA により g オーダーでの回収に成功。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。 [B]抽出法・ｸﾛﾏﾄ法は、ﾌﾟﾛｾｽﾌﾛｰｼｰﾄの研究開発の TRL は 6 と評価されている。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [費用 A][期間 B]濃縮廃液での試験、ｽｹｰﾙｱｯﾌﾟ試験、基礎設計が必要 [費用?][期間 C]抽出法・ｸﾛﾏﾄ法は、分離割合 99.9%を達成可能と評価されている。*	—
6.2 廃棄体化	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [費用 A][期間 A]六ケ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中*	—
6.3 MA 安定化	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [C]固化手法選定のための初期試験段階。既存の脱硝方法が適用できると想定。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [費用 A][期間 A]既存の脱硝方法が適用できると想定。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [+*]ﾌﾙｵﾗｲﾄ型（UO2）ﾏﾄﾘｸｽからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり柔軟性がある。*
6.4 MA 貯蔵	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [A]既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [費用 A][期間 A]大きな研究開発要素は無いと想定（容器に入れて貯蔵を想定)。*	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [+**]MA 核変換実施時期の制約がなくなる。 [-**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。*
7.1 HLW 貯蔵 (ガラス固化)	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ (A)UO_2 ｻｲｸﾙでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。*	—	—
7.2 HLW 輸送		—	—
8. 処分 (LLW, ILW)		—	—
8. 処分 (HLW)	*＜軽水炉サイクル同様＞ (A)処分場面積の低減や線量評価は既存技術で対応可能と考えられる。*	—	*＜軽水炉ｻｲｸﾙ同様＞ [＋*]発熱性核種低減により処分場ﾚｲｱｳﾄに柔軟性が生じる可能性がある。*

*Hitoshi Makino [1], Hidekazu Asano[2], Tsuyoshi Usami[3], Takeshi Tsukada[4], Takao Ikeda[5], Kota Kawai[6], Daisuke Watanabe[7]

[1]JAEA, [2]RWMC, [3]CRIEPI, [4]JNFL, [5]JGC, [6]MRI, [7]Hitachi-GE

2022年春の年会

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(4) 高速炉サイクルを対象とした評価

(4) Assessment for fast reactor cycle

*渡部　創[1], 佐々　敏信[1], 大和田　仁[2], 斉藤　拓巳[3], 石尾　貴宏[4], 村上　毅[5], 島田　隆[6]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]原子力環境整備促進・資金管理センター、[3]東京大学、
[4]日本原燃㈱、[5]電力中央研究所、[6]三菱重工㈱

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「高速炉サイクル」を対象とした評価結果について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、高速炉サイクル、加速器駆動核変換システム

1. はじめに

研究開発途上である高速炉サイクルについて、軽水炉技術と同様に技術-特性マトリクスの評価を行うためには、シナリオを限定した上で、公開文献をベースとした調査を行う必要がある。また、技術-特性マトリクスの全項目を埋めることが困難となることも予想される。そこで、代表的なシナリオを選定し、MA 分離核変換による影響に着目した評価を行った。

2. シナリオの選定

シナリオを構成する要素として(1)炉及び核変換のタイプ、(2)燃料サイクル(再処理＋燃料製造)がある。(1)については高速炉による核変換と ADS(加速器駆動核変換システム)を、(2)には MA(マイナーアクチニド)分離の有無をオプションとした。これらのオプションの組み合わせによって評価を行うシナリオを構築した。

2.1 炉及び核変換技術

(1) 高速炉

高速炉システムに関しては高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)[1)]、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)[2)]において技術の概要、コストついて記載されており、これらを基に経済性評価の試算結果も示されている[3)]。これらの文献を基に調査を行った。基本となる技術は FS フェーズ II において主概念として選定された、ナトリウム冷却酸化物燃料炉とした。比較のため、副概念として選定された金属燃料炉についても調査を行った。

(2) ADS

ADS の導入方法として、現在原子力機構を中心に検討を進めている、階層型での利用を前提とした。ADS は核変換専用として用いられ、発電炉として高速炉が合わせて利用される。従って発電サイクルと核変換サイクルの 2 階層のサイクルが同時に独立して動く。高速炉発電用サイクルで回収した MA は全て ADS サイクルに供する。ADS 技術については、JAEA のレポート[4)]や OECD/NEA から出されている報告書[5)]等を基に調査を行った。

2.2 燃料サイクル技術

(1) 再処理

酸化物燃料高速炉に適合する再処理プロセスとして、先進湿式再処理法を採用する。本プロセスは解体せん断、連続溶解、晶析、溶媒抽出による U/Pu/Np 共回収から成るプロセスである。溶媒抽出プロセスによって Np が U, Pu と共に回収されるため、Np の分離はオプションとはしない。ADS 階層型における核変換サイクル及び金属燃料炉に適合する再処理技術としては、乾式再処理を組み合わせる。燃料製造技術として、湿式再処理には簡素化ペレット法を、乾式再処理には射出鋳造法を組み合わせる。

(2) MA 分離

3 価の MA（Am, Cm）の硝酸溶液からの回収方法としては、プラントでの運転実績のある溶媒抽出法を基に調査及び評価を実施した。MA 分離工程を追加することによって増加するコストについては文献 [6]から情報を得た。金属燃料サイクル及び ADS サイクルについては、MA 分離変換は切り離すことが出来ないためオプションとはしない。

上記の要素技術の組み合わせとして、下記の通り 3 つのシナリオについて評価を行うこととした（図 1 参照)。ここで、シナリオ 0 として高速炉による U, Pu リサイクルをリファレンスとした。

シナリオ 0：U, Pu リサイクル（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理(Np 分離まで)）
シナリオ 1：高速炉分離変換（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理(MA 分離含)),
シナリオ 2：高速炉分離変換（金属燃料高速炉＋乾式再処理）
シナリオ 3：ADS 分離変換（ADS 核変換サイクル＋高速炉発電サイクル）

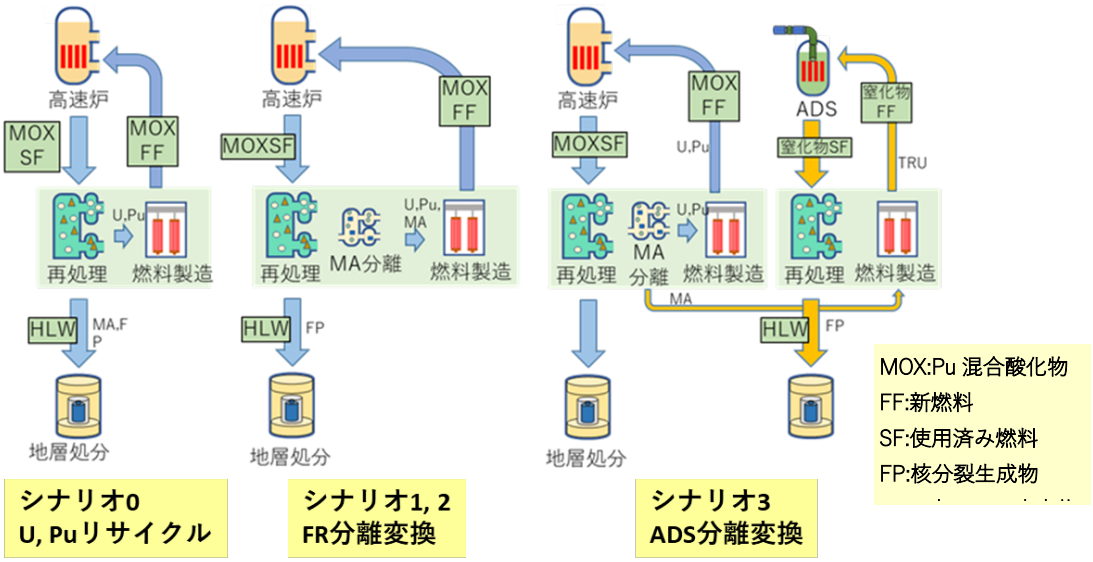


図 1　調査を進めるシナリオ（0～3）の概要

3. 技術-特性マトリクス評価

3.1 リファレンスシナリオの調査の概要

炉システム、燃料再処理、燃料製造の 3 技術に対し、マトリクス表に整理すべきパラメータついて、既存技術である軽水炉システムとの比較がなされている項目を中心に調査を行った。例えば経済性については、炉システム、燃料再処理、燃料製造の各項目について　41 万円/kWe、45.5 万円/kgHM、35.5 万円/kgHM であり、発電単価については、将来の軽水炉の発電コストと競合可能と評価されている。資源の利用効率の観点では、酸化物燃料高速炉サイクルを利用することで、U 回収率を 99.99%、Pu/Np については 99.98%と評価しており軽水炉サイクルよりも格段に高い燃料資源の利用効率であると言える。一方で、原子炉として他電源と比較して水資源を大量に利用し、炉型による違いは大きくないと評価できる [7]。技術的成立性については、各技術の詳細な項目について技術成熟度レベル(TRL)を用いて評価されている。炉システムについては一部

TRL が 5 の開発段階とされている技術（ナトリウム対策、冷却系技術など）もあるが、大半の要素技術について TRL6 以上であり、技術の実証段階以上または実証段階に進める状況にある。燃料再処理では、解体・せん断工程など TRL6～7 で、技術の実証段階にあるものも存在するが、ソルトフリー洗浄技術といった TRL4 で、技術の開発段階であるものも含まれる。燃料製造では、ペレット製造技術など TRL5～6 であり、技術の実証段階か、実証段階に進める状況にあるものも多いが、中空ペレットの検査技術、規格外ペレットの乾式リサイクル技術といった TRL4 で、技術の開発段階にあるものも存在する。

3.2 MA 分離変換導入の効果の評価

上記リファレンスシナリオについて得られた情報を前提として、シナリオ 1-3 について、MA 分離核変換の導入の効果や採用している技術の違いに着目して情報の収集及びマトリクス表の整理を行った。主要な結果として、経済性、技術的成立性、廃棄物処理処分性についての評価を下記に記す。

酸化物燃料サイクルの場合、MA 分離に着目すると、再処理工場に MA 回収建屋追設によって、建設費等投資費が約 30 %、運転・保守費が約 25 %増加し、経済性としては約 30%低下する見込みである。技術的成立性の観点では、燃料製造における MA の取り扱い技術や再処理における MA 分離技術において TRL4～5 の技術の開発段階にある項目が増える。一方、ガラス固化体への高レベル放射性廃液の充てん量が放射性核種の発熱量の制限を元に決定される場合、MA 分離により固化体本数の削減につながると期待されるため、ガラス固化体の貯蔵、輸送、処分の観点で利点が生じると考えられる。また、MA 分離核変換がその他の評価項目に与える影響は顕著ではないと考えられた。したがって、MA 分離核変換の導入により経済性及び技術的成立性の観点で負荷が増えるものの、廃棄物処理の観点で利点が期待できると言える。

金属燃料サイクルでは、経済性について、炉システム及び燃料製造については設計要求値を満足するという観点で、酸化物燃料サイクルと同等であると考えられる。再処理についてはスケールによって評価が異なり、小規模プラント 50tHM/y では先進湿式法よりも経済性が高く、大規模プラント 200tHM/y ではやや経済性が劣る。技術的成立性については、高燃焼度・高被覆管温度化など技術の実証段階に進める状況にあるものと、シビアアクシデントの安全評価技術など TRL4 のものが共存しており、酸化物燃料サイクルと同等であると評価できる。MA 分離変換の廃棄物処理処分に与える影響は、廃棄物の形態等の違いはあるが、酸化物燃料サイクルと同様に顕著である。以上より、酸化物燃料サイクルとの技術的な違いによる経済性や技術的成立性等について顕著な差異はなく、MA が分離核変換されることによる廃棄物処理処分への効果は大きいと言える。

ADS システムでは、大強度加速器の設置、窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加、N15 の濃縮に伴うプラントの設置等に起因した経済性の悪化が見込まれ、発電単価は発電炉に劣ると考えられる。また、ADS 固有の廃棄物として廃炉時の放射化した鉛ビスマスや窒化物燃料由来の C14 の漏洩が考えられ、対応するためのコスト増も考慮する必要がある。技術的成立性については、ADS 炉及び窒化物燃料製造技術において TRL3（実証段階直前にある基礎研究レベル）と評価され、高速炉システムと比較して開発課題が残っている状況にあると言える。高レベル放射性廃棄物については、MA 核変換により廃棄体数は減少し、熱的制限が緩和される。このため、処理・処分等への負荷は大きく低減すると考えられる。一方、階層型サイクルの追加により処理プロセスが増えるため、低レベルや中レベル放射性廃棄物の発生量は増加する。ADS 固有の廃棄物として、廃炉時の放射化した鉛ビスマスや窒化物燃料由来の C14 に起因する処理処分負荷の増加も考えられる。ADS システムの全体的な評価としては、高速炉システムと同様、コスト増や技術的課題は多いものの、高レベル放射性廃棄物廃棄体本数の減少が大きなメリットと考えられる。

4. まとめ

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施している先進的核燃料サイクルの技術-特性マトリクスを用いた評価の内、高速炉に関する技術のシナリオの選定を行い、調査及び評価を実施した。高速炉を用いた酸化物燃料サイクル、金属燃料サイクル及び ADS 階層型サイクルについて、MA 分離核変換を導入することで、経済性や技術的成立性の観点で課題はあるものの、廃棄物処理処分への負荷低減の観点で効果が期待出来る。

参考文献

1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究−フェーズII最終報告書，JAEA-Evaluation 2006-002(2018).
2) 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)−フェーズI報告書−, JAEA Evaluation, 2011-003 (2011).
3) 向井田恭子 他, 高速炉サイクルの経済性評価-炉の建設コストと燃料サイクルコスト-, 日本原子力学会誌, 61, 1, 40 (2019).
4) 大井川宏之 他, 原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方, JAERI-Review 2005-043 (2005).
5) OECD/NEA, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR)in Advanced Nuclear Fuel Cycles, (2002).
6) 日本原子力研究開発機構, 経済産業省受託事業 平成 27 年度 高速炉等技術開発 成果報告書, 平成 28 年 3 月（2016）
7) Poinssot, C., Bourg, S. & Boullis, B. Improving the nuclear energy sustainability by decreasing its environmental footprint. Guidelines from life cycle assessment simulations. Progress in Nuclear Energy 92, 234–241 (2016).

---

*Sou Watanabe[1], Toshinobu Sasa[1], Hitoshi Owada[2], Takumi Saito[3], Takahiro Ishio[4], Tsuyoshi Murakami[5], Takashi Shimada[6]
[1]JAEA, [2]RWMC, [3]UTokyo, [4]JNFL, [5]CRIEPI, [6]MHI

2022年春の年会

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(5) 総合的な性能評価のまとめと提言

(5) Summary of total performance assesment and recommendations

*稲垣 八穂広[1]
[1]九州大学

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施した分離・変換技術を導入する先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価について、これまでの成果のまとめと今後の課題および提言を述べる．

キーワード：先進的核燃料サイクル，総合的性能評価，放射性廃棄物，処理・処分，分離・変換

1. はじめに

この「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会は「分離・変換技術が放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を、定量的、総合的に検討すること」を目的として2019年度に設立され、関連する既往文献等の調査と情報の整理に取り組んできた。ここで、廃棄物の処理・処分を含む核燃料サイクルの特徴は、巨大な複合システムである点にあり、サイクルを構成する燃料製造－原子炉－再処理－廃棄物の処理・処分の各プロセス間の整合的なつながりによってはじめて効果的に機能するシステムである。従って、このシステムに分離・変換技術を新たに導入する「先進的核燃料サイクル」を考える場合、廃棄物の処理・処分に留まらず、再処理さらには原子炉や燃料製造等の上流側プロセスの性能・条件にも影響与えることから、先進的核燃料サイクルの実現には分離・変換技術の導入のこれら上流側プロセスへの影響についても定性的、定量的に評価し、システム全体としての最適化により総合的な性能向上をはかることが必要不可欠となる。

核燃料サイクルのもう一つの特徴は、サイクルおよびその構成プロセスに求められる性能の多様さである。その性能として「経済性」や「安全性」のみならず、「資源持続性」「環境影響」「セキュリティ」「核不拡散」等の様々な性能が求められ、また、求められる性能が時代とともに変化すると考えられることから、「柔軟性」も重要な性能となる。ここで注意すべき点は、これらの性能の多くがそれぞれ「トレードオフ」の関係を持つことである。例えば、分離・変換技術の導入により「廃棄物の処理・処分」の「安全性」「経済性」に関する性能が向上しても、その前段階プロセスである「再処理」の「安全性」「経済性」が悪化する可能性が容易に想像できる。

そこで、本委員会ではサイクルの上流から下流までの各プロセス（技術）に複数の性能（特性）を配列させた「技術-特性マトリクス」を設定して様々な関連情報を整理し（詳細は「前報告(1)「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要と総合的な性能評価の考え方」に示す)、分離・変換技術の導入が技術-特性マトリクス中のそれぞれの項目（マス）にどのような変化を及ぼすかを現時点の技術・情報を元に評価した。このような整理を進めていくと当然のことながら、現時点の技術・情報のみでは充分な定量性や確実性を持って埋められないマスが出てくる。そこで、本評価の第一の目的は「どのマスが充分な定量性や確実性を持って埋められないのか？」を明らかにすることであり、さらには「そのマスを埋めるには何が必要か？」「そのマスを埋めることは現実的に可能か？」「そのマスを埋めることはそもそも必要か？」といった様々な課題を抽出して体系的に整理することとした。

次に、評価フレームとなる技術-特性マトリクスを埋めて総合的な性能評価を行うには、評価対象とするサイクルの種類を設定して比較評価する必要がある。ここでは現行軽水炉サイクルを含め以下の３種類のサイクルを評価対象とし、それぞれの評価対象についてワーキンググループ（WG）を設けて、分離・変換技術を導入した場合の詳細な性能評価を進めた。

・WG-A：現行軽水炉サイクルを対象とした評価
・WG-B：MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価
・WG-C：高速炉サイクルを対象とした評価

2. 各ワーキンググループ（WG）における評価のまとめ

ここでは各 WG で得られた成果のまとめと今後の課題について、主要な一部を簡潔に整理した。

WG-A: 現行軽水炉を対象とした評価

現行の核燃料サイクル（軽水炉 UO_2 使用済燃料再処理＋プルサーマル 1 回）について、今後 20 年程度で六ケ所再処理工場に導入可能な技術である事を前提として、発生する HLW に対して「MA 分離」「Sr/Cs 分離」「PGM/Mo 分離」の３つのシナリオを設定し、技術-特性マトリクスの整理からその得失を比較評価した。これらのうち「MA 分離」では発熱性核種である MA の低減により、廃棄体（ガラス固化体）の発生本数や発熱量が減少し処分場規模を低減できることから、「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、その程度は限定的であることが推定された。一方、再処理プロセスへの MA 分離工程および MA 安定化／貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下する。従って、その実施の判断には両者のトレードオフ関係の詳細な定量的評価が必要である。また、分離した MA の取扱い方（変換の有無および安定化／貯蔵方法）がそれらプロセスにおける性能の得失に影響を与えることが分かった。

WG-B: MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価

MOX プルサーマルにおいて MOX 燃料の 1 回サイクルまでを対象シナリオとし、技術-特性マトリクスの整理から「MA 分離」を適用した場合の得失を比較評価した。MOX 燃料の燃焼では UO_2 燃料に比べて発熱性核種である MA の発生量が増加するため、「MA 分離」が「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」の向上に寄与する割合が現行軽水炉サイクルに比べて大きくなることが推定された。一方、現行軽水炉サイクルの場合と同様に MA 分離工程および MA 安定化/貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下するが、「技術成立性・実現性」については現行軽水炉サイクルと同程度のレベルであると判断された。また、分離した MA の取扱い方（変換の有無および安定化/貯蔵方法）が「8. HLW 処分」と「6. 再処理・廃棄体化」のプロセスにおける性能の得失に与える影響は基本的に現行軽水炉サイクルと同様と考えられるが、MA が多くなることへの留意が必要となる可能性も指摘された。

WG-C: 高速炉サイクルを対象とした評価

高速炉サイクルを対象に高速炉分離変換 2 種類（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理、金属燃料高速炉＋乾式再処理）と ADS 分離変換の計 3 つのシナリオを対象とし、MA 分離核変換導入の得失を比較評価した。このうち高速炉分離変換（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理）では MA 分離核変換による発熱性核種の低減によって「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、MA 回収工程の追加等により「6. 再処理・廃棄体化」での「経済性」が約 30%低下することが推定された。また、燃料製造における MA 取扱い技術や再処理における MA 分離技術がまだ開発段階（TRL4～5）であり、実用化までの期間とコストに不確実性があることが分かった。一方、ADS 分離変換では効率的な MA 核変換により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が大幅に向上するものの、大強度加速器の設置や窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加等により「経済性」が大幅に低下し、発電単価が上述の高速炉サイクルに比較して高くなることが推測された。また、ADS 炉及び窒化物燃料製造技術がまだ基礎研究レベル段階（TRL3）であり、「技術成立性・実現性」に大きな不確実性があることが推定された。

3. 総合的な評価のまとめと今後の課題に関する提言

この「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の活動を通して明らかになったことの一つは、評価対象としたいずれのサイクルにおいても、分離・変換技術の導入により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」の向上が期待されることである。向上の程度はサイクルの種類および条件によって異なるが、分離・変換技術の導入が HLW 処分の性能に及ぼす効果についてはこれまでいくつかの評価研究が実施されており、ある程度具体的かつ定量的な情報が入手可能である。一方、分離・変換技術の導入が「6. 再処理・廃棄体化」等の前段階の工程に及ぼす影響については評価研究例が少なく、入手できる情報は限られる。従って、分離・変換技術導入の判断には、「分離・変換技術導入」と「HLW 処分性能」の間の限られた範囲の部分最適化の評価研究に加えて、「再処理・廃棄体化の性能」まで含めた具体的かつ定量的な評価研究の実施が求められる。

また、分離・変換技術の導入がサイクル全体の総合性能に及ぼす影響についての評価研究および全体最適化を目的とする評価研究については、いくつかの国で実施されているものと推測されるが、入手可能な情報は少なく、特に我が国においてはフランスを中心とする EU 諸国に比較して極端に少ない状況である。前述の様に核燃料サイクルに関わる多様な性能の多くは「トレードオフ」の関係にあり、どの性能を優先させるかは各国の状況により異なる場合が多い。従って、分離・変換技術の導入に関する各国共通の課題について国際研究協力を進めるとともに、我が国の状況に見合った我が国独自の性能評価研究を進めることが求められる。

我が国が原子力の利用を将来にわたり継続するのであれば、分離・変換技術の導入を一例として、今後の核燃料サイクル進展のための研究およびサイクルの全体最適化に関する研究を継続的に進めることが必要不可欠であると考える。また、この様な分野の研究は短期的な利益に結びつく活動ではないため、国が責任者となって主導的に進めるべき研究であると考える。なお、本研究専門委員会のこれまでの活動成果については、報告書としてまとめ来年度初旬を目処に発行する予定である。

---

*Yaohiro Inagaki[1]

[1]Kyushu Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

[2K_PL] Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

Chair: Kazuya Idemitsu (Kyushu Univ.)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[2K_PL01] Current Status of Radioactive Waste Management in JRIA

*Minoru Okoshi[1] (1. JRIA)

[2K_PL02] Current Status of Radioactive Waste in Universities

*Kazuya Idemitsu[1] (1. Kyushu Univ.)

[2K_PL03] Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

Minoru Okoshi[1], Hiromitsu Haba[2], Satoshi Hukutani[3], Akihiro Sakai[4], Chair: Kazuya Idemitsu[5] (1. JRIA, 2. RIKEN, 3. Kyoto Univ., 4. JAEA, 5. Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

バックエンド部会セッション

研究施設等廃棄物の現状と埋設事業へ向けた取り組みについて

Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

（1）RI 協会における廃棄物管理の現状について

(1) Current Status of Radioactive Waste Management in the Japan Radioisotope Association

*大越 実[1]

[1]公益社団法人　日本アイソトープ協会

1. 概要

日本アイソトープ協会（以下「協会」）は、「放射性同位元素等規制法（RI 法）」、「医療法」、「臨床検査技師等に関する法律（臨検法）」、「 医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保に関する法律（薬機法）」のもとで RI または放射線発生装置を利用している全国の事業所で発生する放射性汚染物（以下「RI 廃棄物」）の集荷、貯蔵及び処理業務を実施している。また、（国研）日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」）が計画を進めている埋設処分施設の運用開始後には、協会が管理している RI 廃棄物の処分を原子力機構に委託することとしており、そのために必要な廃棄体化方法の検討等を実施している。

2. 集荷の現状

協会は、集荷を希望する事業所にあらかじめ廃棄物容器を貸与する。事業所では、RI 廃棄物の種類に応じて廃棄物容器に区分・収納した上で、保管廃棄施設で一時保管する。協会は、原則 1 年に 1 回地域別年間集荷計画に従って、集荷依頼のあった事業所を訪問し、集荷する。集荷対象事業所数は約 2,320 施設である（2020 年末現在）。年間平均集荷本数は約 7 千本（200L 容器換算、2016～2020 年度の 5 年間平均）であり、内訳としては、RI 法事業所が 58.2%（以下「研究 RI 廃棄物」）、医療法、臨検法と薬機法対象の事業所の合計が 41.8%（以下「医療 RI 廃棄物」）である。また、廃棄物の種類別では可燃物 6.7%、難燃物 30.4%、不燃物 11.3%、非圧縮性不燃物 8.5%、動物 1.0%、（以上固体廃棄物）、無機及び有機液体 2.4%、フィルタ 39.8%である。集荷に当たっては、当該集荷事業所への RI 供給実績データを用いて廃棄物の種類、区分、放射能レベルなどの内容確認を補完している。集荷した RI 廃棄物の貯蔵施設への輸送は、L 型または IP-2 型の輸送物として、専用積載車両で行っている。

3. 貯蔵及び処理の現状

集荷した RI 廃棄物は、その後の管理を効率的に実施する観点から、5 か所の廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。協会は、RI 廃棄物の集荷量と保管量の増大に対応するため、貯蔵能力の増強を適宜進めてきており、2020 年度末現在の貯蔵能力は 200L 容器換算本数で約 24 万本であり、約 15 万本相当の RI 廃棄物を貯蔵している。

集荷した RI 廃棄物の処理は、かずさ環境技術センターと滝沢研究所の 2 か所で実施している。かずさ環境技術センターでは、研究 RI 廃棄物のうち、可燃性固体廃棄物、不燃性固体廃棄物と液体廃棄物を小規模焼却施設（処理能力約 40kg/h）と仮焼炉（処理能力：固体廃棄物約 150 kg/h、液体廃棄物 500L/h）を用いて減容・安定化処理している。滝沢研究所では、医療 RI 廃棄物のうち、可燃性固体廃棄物を焼却処理設備（処理能力約 65kg/h）を用いて減容・安定化処理している。

4. 埋設処分に向けた取組

RI 廃棄物の埋設処分の実現に向けて、原子力機構と埋設処分施設への受入基準について意見交換を継続的に実施している。また、焼却処理と仮焼処理後の残渣を廃棄体化するための溶融処理方法について基礎的な試験を実施し、処理性能等を確認するとともに、その結果を基に溶融処理施設の基本設計を実施している。

*Minoru Okoshi[1]

[1] Japan Radioisotope Association.

2022年春の年会

バックエンド部会セッション

研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

（2）大学における廃棄物管理の現状

-九大施設の廃止措置によって発生した廃棄物-

(2) Current status of waste management in universities

- Waste generated by decommissioning of Kyushu University facilities-

*出光 一哉[1]

[1]九大

1.概要

九州大学（工学部等）施設の廃止措置について、廃止措置の方法と除染・廃棄物の発生量とその性状の概略を示す。今後の廃止措置に伴う廃棄物の低減への一助になることを期待する。

2. 九州大学工学部等（エネルギー量子棟）の廃止措置

2-1. 施設の概要

本施設は昭和 42 年 3 月 18 日付け使用承認された旧箱崎キャンパスにあった施設であり、令和 2 年 9 月 23 日付けで原子力規制委員会から廃止措置終了確認書の交付を受けた。建物内には、非密封の使用施設（８部屋）と貯蔵庫（２部屋)、廃棄施設（排気、排水）および密封線源使用施設があり、一部核燃料と RI の共利用されたものがあった。大学の移転に伴い施設の廃止を実施した。

2-2. 廃止措置の方法と発生廃棄物

保有していた RI および核燃料については、新設した施設（伊都キャンパス）に移送した。この中には、1.9 トンの天然ウラン（未臨界実験装置燃料）や、Ra-Be 中性子線源、Am-Be 中性子線源、トリチウムターゲット等が含まれる。それ以外の少量の放射性物質（RI）は廃棄されアイソトープ協会に引き渡された。

施設の解体に関しては、特に核燃料物質による汚染除去に注意して、「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第２次中間報告)」（平成４年度原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会）における「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方に従って実施した。核燃料物質と接触履歴のある設備・機器の解体においては、汚染拡大防止のためグリーンハウスを設置し、切断・分解して解体した。核燃料物質と接触履歴がある部分については、予め研削・はつりによる除去を行い、その後直接法および間接法により表面汚染密度の算出を行なった。除去物および汚染が除去できない物は放射性廃棄物とし、新施設で保管管理している。RI のみの汚染物については、RI 廃棄物として RI 協会に引き渡された。なお、表面汚染密度がバックグラウンドの統計的変動（σ）の３倍を超えた場合に汚染があるとしている。

アイソトープ協会に引き渡された廃棄物は、可燃（50L）165 本、難燃物（50L）340 本、不燃物（50L）177 本、不燃物（200L）58 本、非圧縮性不燃物 77 本。液体（25L 有機）31 本、フィルタ（通常型）207L、フィルター（焼却型）2187L であった。核燃料廃棄物として新施設に保管している廃棄物は、可燃（200L）30 本、難燃（200L）44 本、不燃（200L）74 本、粉粒体（200L）1 本であった。

2-3. 規制庁への報告

廃止措置を終えて規制庁に報告書を提出している。汚染検査結果の詳細は下記のサイトの資料で確認できる。

https://www.nsr.go.jp/disclosure/law_new/KKAN/320000262.html

---

* Kazuya Idemitsu[1]

[1]Kyushu Univ.

2022年春の年会

バックエンド部会セッション

研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

（3）パネルディスカッション　研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

(3) Panel Discussion: Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

*大越 実[1]、*羽場 宏光[2]、*福谷 哲[3]、*坂井 章浩[4]、司会：*出光 一哉[5]

[1]アイソトープ協会、[2]理研、[3]京大、[4]JAEA、[5]九大

1.概要

大学、医療、研究所等からの原子力・放射線研究施設等の廃棄物や廃止措置解体物発生が課題とされる中で、埋設事業が理解され、進展するためには、何が必要なのか、RI 利用研究、大学、医療等の研究施設等廃棄物発生者と埋設事業者が互いの課題と要望を意見交換し、より良い埋設事業へ向けた取り組みとはどうあるべきかについて討論を行う。

2. 討論テーマについて

2-1. 大学、研究所、RI 集積機関から埋設事業者へ要望・期待するもの

大学、研究所、RI 集積機関からの原子力・放射線研究施設等の廃棄物や廃止措置解体物発生にともなう課題と、埋設事業に向けた要望・期待するものについて討論する。

2-2. 埋設事業者から大学、研究所、RI 集積機関へ要望・期待するもの

埋設事業の進展のために大学、研究所、RI 集積機関に埋設事業者が要望・期待する事柄と、関連する課題について討論する。

2-3. 大学、研究所、RI 集積機関と埋設事業者との協力関係構築のために

上記の討論を踏まえ、大学、研究所、RI 集積機関と埋設事業者との協力関係構築のために何が必要か、今後の課題について討論する。

---

*Minoru Okoshi[1], *Hiromitsu Haba[2], *Satoshi Fukutani[3], *Akihiro Sakai[4], *Kazuya Idemitsu[5]

[1]JRIA, [2]RIKEN, [3]Kyoto Univ., [4]JAEA, [5]Kyushu Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[1L_PL] Toward consturuction of cross-organizational education system for nuclear engineering

Activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

Chair: Nobuo Ikeda (Kyushu Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L

[1L_PL01] Global Nuclear Human Resource Development Initiative and " Consortium ANEC"

*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Activity of on-line curriculum development group

*Hiroshi Nakashima[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03] Activity of interenational human resoruce development group

*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1L_PL04] Activity of experiment and practice group

*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

[1L_PL05] Activity of industry-academia collaboration group

*Ma s ayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[1L_PL06] Comprehensive discussion

©Atomic Energy Society of Japan

1L_PL01-05 は同予稿

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組み

Toward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

*黒﨑　健[1]，*中島　宏[2]，*小原　徹[3]，*若林源一郎[4]，*宇埜正美[5]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]東京工業大学，[4]近畿大学，[5]福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和 2 年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を 7 年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）および PO（黒﨑）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和 2 年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された 6 課題が新規採択され、1 年の FS 期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点 A と近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点 B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点 A では、「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点 B では、「原子炉及び大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となっての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANEC には、令和 2 年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022 年 1 月 20 日）で 51 機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論が ANEC の運営にいかされている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和 2 年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、PO から構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANEC の現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒崎）

(2) カリキュラムグループ会議の活動

カリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022 年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して 22 講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに 15 講義 71 コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計 62 講義を公開している。これらは、年間で 5000～18,000 件の再生があり、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 80,000 件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座（MOOC）「放射線・放射能の科学」を 2020 年および 2021 年にそれぞれ開講した。本講座には、計 3,600 名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT 等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI 等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。（北大・中島）

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーター養成キャンプ（東工大）、原子力イノベーション留学（東工大）、IAEA 原子力安全基準研修（東海大）、韓国・慶照大学校原子炉実習（近大、高専機構）等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和 2 年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウィルスの世界的なパンデミックの発生により、令和 2 年度、令和 3 年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。（東工大・小原）

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和 3 年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器や RI 施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業や JAEA が保有する施設を利用した実習、施設見学など、12 機関から約 30 の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウィルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義（座学）で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要があるので、カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林)。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和３年８月１８日に第１回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（ＨＰ上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上さえるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。(福井大・宇埜)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、ANEC の強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Hiroshi NAKASHIMA[2], *Toru OBARA[3], *Genichiro WAKABAYASHI[4], *Masayoshi UNO[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tokyo Tech., [4]Kindai Univ., [5]Univ. Fukui

1L_PL01-05 は同予稿

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組み

Toward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

*黒﨑　健[1]，*中島　宏[2]，*小原　徹[3]，*若林源一郎[4]，*宇埜正美[5]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]東京工業大学，[4]近畿大学，[5]福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和 2 年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を 7 年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）および PO（黒﨑）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和 2 年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された 6 課題が新規採択され、1 年の FS 期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点 A と近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点 B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点 A では、「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点 B では、「原子炉及び大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となっての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANEC には、令和 2 年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022 年 1 月 20 日）で 51 機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論が ANEC の運営にいかされている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和 2 年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、PO から構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANEC の現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒崎）

(2) カリキュラムグループ会議の活動

カリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022 年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して 22 講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに 15 講義 71 コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計 62 講義を公開している。これらは、年間で 5000～18,000 件の再生があり、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 80,000 件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座（MOOC）「放射線・放射能の科学」を 2020 年および 2021 年にそれぞれ開講した。本講座には、計 3,600 名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT 等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI 等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。（北大・中島）

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーター養成キャンプ（東工大）、原子力イノベーション留学（東工大）、IAEA 原子力安全基準研修（東海大）、韓国・慶照大学校原子炉実習（近大、高専機構）等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和 2 年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウィルスの世界的なパンデミックの発生により、令和 2 年度、令和 3 年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。（東工大・小原）

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和 3 年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器や RI 施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業や JAEA が保有する施設を利用した実習、施設見学など、12 機関から約 30 の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウィルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義（座学）で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要があるので、カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林)。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和３年８月１８日に第１回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（ＨＰ上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上さえるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。(福井大・宇埜)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、ANEC の強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Hiroshi NAKASHIMA[2], *Toru OBARA[3], *Genichiro WAKABAYASHI[4], *Masayoshi UNO[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tokyo Tech., [4]Kindai Univ., [5]Univ. Fukui

1L_PL01-05 は同予稿

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組み

Toward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

*黒﨑　健[1]，*中島　宏[2]，*小原　徹[3]，*若林源一郎[4]，*宇埜正美[5]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]東京工業大学，[4]近畿大学，[5]福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和 2 年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を 7 年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）および PO（黒﨑）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和 2 年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された 6 課題が新規採択され、1 年の FS 期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点 A と近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点 B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点 A では、「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点 B では、「原子炉及び大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となっての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANEC には、令和 2 年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022 年 1 月 20 日）で 51 機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論が ANEC の運営にいかされている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和 2 年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、PO から構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANEC の現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒崎）

(2) カリキュラムグループ会議の活動

カリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022 年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して 22 講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに 15 講義 71 コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計 62 講義を公開している。これらは、年間で 5000～18,000 件の再生があり、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 80,000 件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座（MOOC）「放射線・放射能の科学」を 2020 年および 2021 年にそれぞれ開講した。本講座には、計 3,600 名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT 等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI 等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。（北大・中島）

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーター養成キャンプ（東工大）、原子力イノベーション留学（東工大）、IAEA 原子力安全基準研修（東海大）、韓国・慶照大学校原子炉実習（近大、高専機構）等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和 2 年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウィルスの世界的なパンデミックの発生により、令和 2 年度、令和 3 年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。（東工大・小原）

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和 3 年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器や RI 施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業や JAEA が保有する施設を利用した実習、施設見学など、12 機関から約 30 の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウィルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義（座学）で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要があるので、カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林)。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和３年８月１８日に第１回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（ＨＰ上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上さえるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。(福井大・宇埜)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、ANEC の強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Hiroshi NAKASHIMA[2], *Toru OBARA[3], *Genichiro WAKABAYASHI[4], *Masayoshi UNO[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tokyo Tech., [4]Kindai Univ., [5]Univ. Fukui

1L_PL01-05 は同予稿

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組み

Toward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

*黒﨑　健[1]，*中島　宏[2]，*小原　徹[3]，*若林源一郎[4]，*宇埜正美[5]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]東京工業大学，[4]近畿大学，[5]福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和 2 年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を 7 年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）および PO（黒﨑）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和 2 年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された 6 課題が新規採択され、1 年の FS 期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点 A と近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点 B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点 A では、「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点 B では、「原子炉及び大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となっての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANEC には、令和 2 年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022 年 1 月 20 日）で 51 機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論が ANEC の運営にいかされている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和 2 年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、PO から構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANEC の現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒崎）

(2) カリキュラムグループ会議の活動

カリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022 年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して 22 講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに 15 講義 71 コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計 62 講義を公開している。これらは、年間で 5000～18,000 件の再生があり、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 80,000 件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座（MOOC）「放射線・放射能の科学」を 2020 年および 2021 年にそれぞれ開講した。本講座には、計 3,600 名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT 等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI 等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。（北大・中島）

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーター養成キャンプ（東工大）、原子力イノベーション留学（東工大）、IAEA 原子力安全基準研修（東海大）、韓国・慶照大学校原子炉実習（近大、高専機構）等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和 2 年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウィルスの世界的なパンデミックの発生により、令和 2 年度、令和 3 年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。（東工大・小原）

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和 3 年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器や RI 施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業や JAEA が保有する施設を利用した実習、施設見学など、12 機関から約 30 の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウィルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義（座学）で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要があるので、カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林)。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和３年８月１８日に第１回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（ＨＰ上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上さえるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。(福井大・宇埜)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、ANEC の強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Hiroshi NAKASHIMA[2], *Toru OBARA[3], *Genichiro WAKABAYASHI[4], *Masayoshi UNO[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tokyo Tech., [4]Kindai Univ., [5]Univ. Fukui

1L_PL01-05 は同予稿

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組み

Toward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

*黒﨑　健[1], *中島　宏[2], *小原　徹[3], *若林源一郎[4], *宇埜正美[5]
[1]京都大学, [2]北海道大学, [3]東京工業大学, [4]近畿大学, [5]福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和 2 年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を 7 年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）および PO（黒﨑）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和 2 年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された 6 課題が新規採択され、1 年の FS 期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点 A と近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点 B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点 A では、「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点 B では、「原子炉及び大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となっての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANEC には、令和 2 年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022 年 1 月 20 日）で 51 機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論が ANEC の運営にいかされている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和 2 年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、PO から構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANEC の現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒崎）

(2) カリキュラムグループ会議の活動

カリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022 年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して 22 講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに 15 講義 71 コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計 62 講義を公開している。これらは、年間で 5000～18,000 件の再生があり、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 80,000 件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座（MOOC）「放射線・放射能の科学」を 2020 年および 2021 年にそれぞれ開講した。本講座には、計 3,600 名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT 等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI 等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。（北大・中島）

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーター養成キャンプ（東工大）、原子力イノベーション留学（東工大）、IAEA 原子力安全基準研修（東海大）、韓国・慶照大学校原子炉実習（近大、高専機構）等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和 2 年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウィルスの世界的なパンデミックの発生により、令和 2 年度、令和 3 年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。（東工大・小原）

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和 3 年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器や RI 施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業や JAEA が保有する施設を利用した実習、施設見学など、12 機関から約 30 の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウィルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義（座学）で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要があるので、カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林)。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和３年８月１８日に第１回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（ＨＰ上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上さえるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。(福井大・宇埜)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、ANEC の強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Hiroshi NAKASHIMA[2], *Toru OBARA[3], *Genichiro WAKABAYASHI[4], *Masayoshi UNO[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Tokyo Tech., [4]Kindai Univ., [5]Univ. Fukui

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL06] Comprehensive discussion

令和2年度から募集が開始された文科省の国際原子力人材育成事業はこれまでの同事業とは異なり、6つの採択機関を中心に協力機関も参加・連携して、未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society：ANEC）を形成し、原子力分野の人材育成を推進する。本セッションでは、この新しい事業の目的と特徴を紹介した後、ANECに設置された４つのグループ会議のそれぞれの目的、これまでの活動状況と今後の計画を報告する。最後に総合討論にて各グループ会議で報告された課題について議論し、またフロアーから各グループ会議への要望を聞く。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2L_PL] Nuclear Fusion Development by Private Sector

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L

[2L_PL01] The Global Private Fusion Industry: Latest Trends and the Overview

*Shutaro Takeda[1] (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL02] Challenge of Kyoto Fusioneering Ltd. toward Practical Fusion Energy Business

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Fusioneering)

[2L_PL03] Advanced laser research for high-repetition laser fusion demonstration

*Yoshinori Tamaki[1] (1. Hamamatsu Photonics)

[2L_PL04] Our challenge for the realization of laser-based fusion reactors

*Kazuki Matsuo[1] (1. EX-Fusion)

[2L_PL05] Discussions

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

（1）世界の民間核融合業界で今何が起きているのか

(1) The Global Private Fusion Industry: Latest Trends and the Overview

*武田秀太郎 [1]
[1] 京都大学総合生存学館

1. 本講演の目的

現在、核融合が国際的な耳目を集めている。気候変動への関心の高まりは世界的なサステナビリティ投資ならびにダイベストメント（化石燃料からの投資引き上げ）という潮流を生み、究極のグリーンエネルギー実現という夢に向けた民間投資が盛り上がりの機運を見せる。

本講演は、日進月歩の拡大を遂げる民間核融合業界につき、最新の IAEA [1]ならびに Fusion Industry Association 統計[2]に立脚することで、客観的かつ公平な現状分析を提供することを目的としている。（以降、特に断りのない限り、統計情報は参考文献[1],[2],[3]、特に[2]に基づき集計したものである。）

2. 誰が核融合実現を目指しているのか？

過去 20 年間核融合に取り組む民間企業の数は増加の一途を辿り、特にここ数年はその勢いが加速している。自社で核融合炉を設計しエネルギーの商用化を志向する企業は現在世界に 25 社が存在するが、そのうち 17 社（68%）が過去 10 年間に設立されている。更にそのうち 14 社（56%）が過去 5 年間だけで設立されていることからも、本領域におけるスタートアップ起業の勢いが増していることは明らかである（図１）。

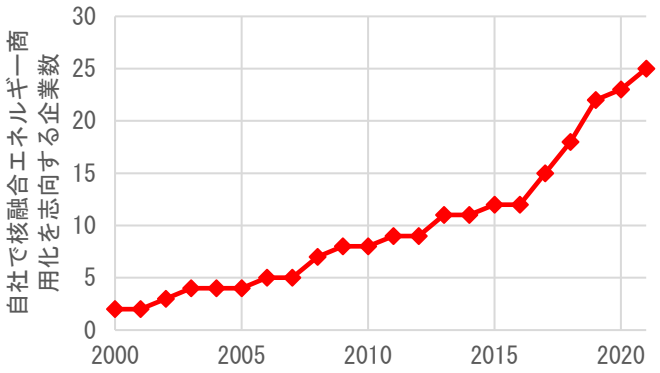


図１　自社で核融合エネルギーの商用化を志向する企業数

これら民間企業が採用する最も一般的な技術的アプローチは磁気閉じ込め(56%)であり、次いで慣性磁気閉じ込め(20%)である（図２）。具体的な技術的方式には多様性があり、それぞれ独自の技術的焦点を持っている。

[1] *Shutaro Takeda[1]
[1]Kyoto University

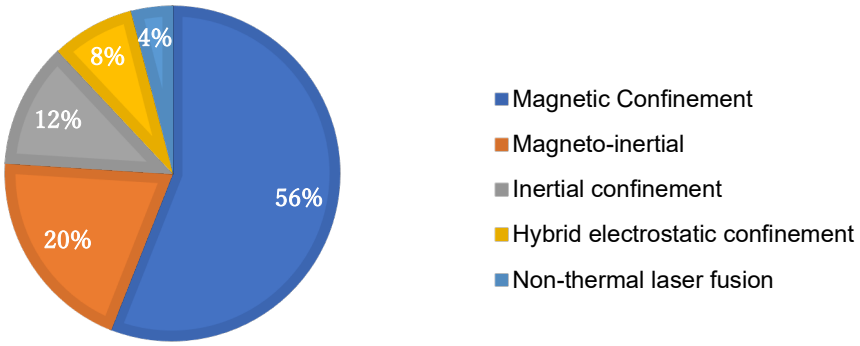


図２　民間核融合企業が採用する閉じ込め方式

また、一口に自社で核融合エネルギーの商用化を志向すると言ってもその主なターゲット市場は様々であり、発電(24 社)から宇宙推進装置(11 社)、水素製造(7 社)まで複数のターゲット市場が想定されている（図３）。

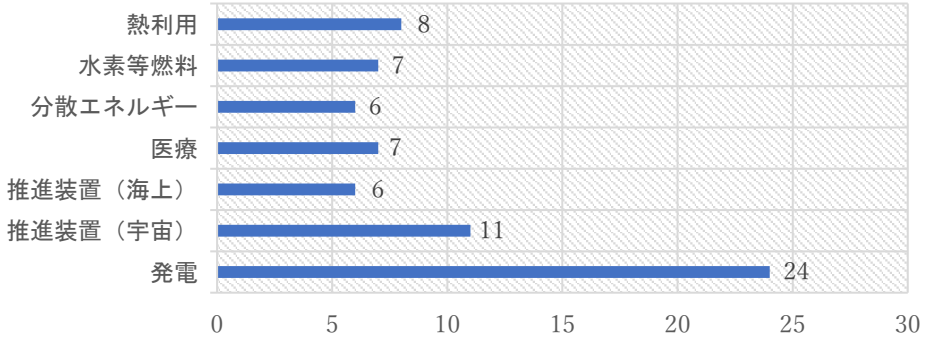


図３　各市場で商用化を目指す企業数

3. 誰が核融合に投資しているのか？

民間の核融合開発業者への投資額はここ数年指数関数的に伸長しており、ビル・ゲイツ、ジェフ・ベゾス、Google といった著名投資家を筆頭に、世界の核融合ベンチャーへの累計投資額は 2021 年末時点で約 5,000 億円に達した。現在核融合への出資を公開している主たる企業は表１の通りである。

表１　核融合への出資を公表している主要投資家リスト

Addition	Grantham Foundation for the Environment
Art Samberg	IP Group
Bezos Expeditions	Khazanah Nasional
Breakthrough Energy Ventures	Khosla Ventures
Capricorn Investment Group (Jeff Skoll)	Kuwait Investment Authority
Cenovus Energy	Legal and General
Coral Capital	Lowercarbon Capital
Charles Schwab	Lukasz Gadowski
Chevron Technology Ventures	Mithril Capital (Peter Thiel)
David Harding (CEO of Winton Group)	Oxford Sciences Innovation
Dr Hans-Peter Wild (Owner of Capri Sun)	Reid Hoffman
Dusting Moskovistz	Sam Altman
Energy Impact Partners	Temasek
Eni	Venrock
Equinor	Vulcan Capital
GA Capital	Wellcome Trust
GIC	Y Combinator
Google	

これにより、核融合分野は、ITER や DEMO のような公的プロジェクトと、民間における先進要素技術の開発を２トラックで並走させる。さらに英国など、民間の核融合企業が公共の研究所と協力し、専門知識、施設、公共投資を活用できる方法を増やす国もある。こうした官民パートナーシップは既に数百億円の規模に達している。加えて米国・欧州の一部国家の規制当局は核融合発電プラントの設計を可能とする適切な規制フレームワークの議論を加速しており、制度面から民間核融合企業を支援している。

4. 彼らはいつの実現を目指しているのか？

興味深いことに、最新の聞き取り調査(2021 年)においては民間核融合企業の大半(24 社中 17 社)が、核融合発電は 2030 年代に（図４）、核融合宇宙推進装置は 2030 年代または 2040 年代に実現すると考えている（図５）。民間企業はいずれも野心的なタイムスケールで核融合を推進しており、最も差し迫った地球規模の問題の解決に核融合が貢献することを望んでいる。これら表明されたタイムスケールは、この成長産業に存在する各社の意欲とコミットメントを示すものである。

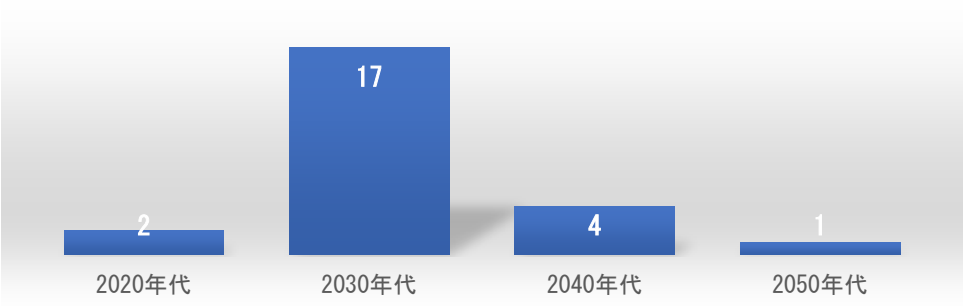


図４　核融合による初送電を計画する年代（数値：社数）

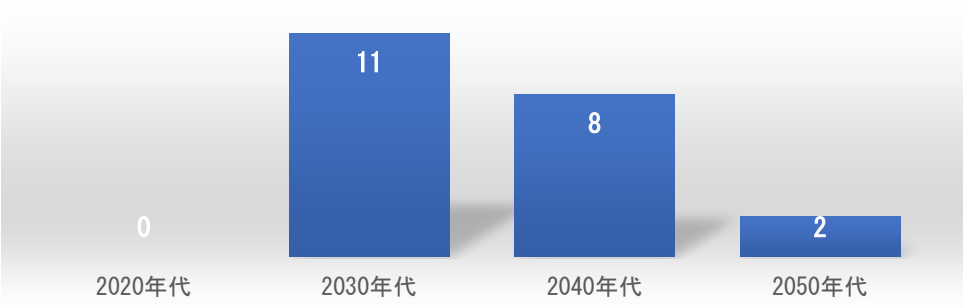


図５　核融合による宇宙推進装置実用化を計画する年代（数値：社数）

これら一連の統計は、世界の民間核融合企業が短期的かつ意欲的なマイルストーンを設定して技術開発と実証を繰り返すことで、環境意識の高い投資家への訴求に成功していることを示唆する。以下、我が国において民間の立場から核融合商用化を志向する各企業から、各社の取り組みを紹介する。

参考文献

[1] IAEA (2020), The Fusion Device Information System (FusDIS). IAEA.
[2] Fusion Industry Association (2021), The Global Fusion Industry in 2021. FIA.
[3] Nuttall, W. J., Konishi, S., Takeda, S., & Webbe-Wood, D. (2020). Commercialising Fusion Energy. IOP Publishing Limited.

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

（2）京都フュージョニアリング株式会社による核融合産業化

(2) Challenge of Kyoto Fusioneering Ltd. toward Practical Fusion Energy Business

*小西哲之[1]，長尾昂[1]
[1]京都フュージョニアリング（株）

1. 緒言

核融合エネルギーの実用化とその産業化を目指して 2019 年 10 月に設立された京都フュージョニアリング（KF）社は、以後順調に組織、資金、研究開発活動を進展し、世界の核融合開発の推進に対してユニークな貢献を始めると同時に、核融合をわが国の次世代の重要な産業分野として構想している。本講演では、核融合工学の今後の展開においてスタートアップ企業が担う役割とその方法論について具体例に基づき報告する。

2. 核融合スタートアップとそのビジネスモデル

2-1. イノベーションと投資

前講演で報告されたように世界で核融合スタートアップ企業は多くの資金と人員を結集し、急速な展開を見せている。しかしよく誤解されることだがこの投資のほぼすべては、近未来に核融合電力の売上によってその回収を目論んでいるのではない。これら企業に課せられた唯一最大の機能はイノベーションによる成長であり、独創技術に裏付けられた企業価値の拡大である。成功裏に展開する企業は計画した研究開発を着実に遂行して成果を上げ、さらなる事業の拡大を図って投資家の期待に応えている。着実に進展する ITER に対抗するのではなく、すでに 2000 年代初頭に基本的な設計を確定して建設に入った核融合技術が高い確度でその目標を達成するという期待を共有しているからこそ、既に始まった産業化競争において、最新技術への挑戦により市場競争を行い、社会全体の開発ポートフォリオの重要な一角を担う。リスクを制御した基幹計画に対し、リスク性先進技術に挑戦するのが現代的開発戦略におけるスタートアップ企業の使命である。

2-2. 京都フュージョニアリング社の特色

世界の多くの新たな核融合開発が反応の早期実現を主目的とする中で、KF 社はほぼ唯一、炉工学とエネルギープラント技術の確立に重心を置いている。特に重視するのはエネルギープラントとしての利用系、工学機器の設計とその総合的なサプライチェーンの構築である。具体的には高周波システム、ブランケットや燃料系が中心となるが、プラズマ形式によらず核融合の産業化を目指し、他の企業を工学技術により支援するビジネスモデルに特徴がある。核融合産業は高度技術によるモノづくり産業であり、今後 10 数年のうちに設計建設される実燃焼装置の設計、開発、製作段階で着実な工学技術は不可欠であり、その市場の選択はエネルギーの販売のはるか以前に始まっている。KF 社は独創技術で核融合の工学課題にソリューションを提供する一方、産業化のための素材や製造技術の TRL 向上を進め、サプライチェーン基盤の構築を目指している。

3. 今後の展開と核融合炉工学における意義

このように KF 社は核融合装置・プラントを軸にイノベーションとビジネス展開を進め、企業価値の拡大を図っている。次の課題はプラズマ形式によらないジェネリックな中規模総合技術実証システムの建設と運転である。世界の核燃焼実験計画に対しエネルギーと燃料の総合技術を TRL6 レベルでタイムリーに供給することを目指す。核融合炉工学は基礎学術の確実な進展の一方、産業化方策や課題は手付かずと言える。核融合エネルギーの実現に必要な次段階の「装置」は、単なる機械でなく、技術、人、設備、資金を短期間に結集し、組織化して技術を開発し運営するプロジェクト主体であり、残念ながら予算や人員が急速に変化しづらい既存組織に、その機能は期待しがたい。民間資金によるスタートアップが期待されるゆえんである。

*Satoshi Konishi[1] and Taka Nagao[1]
[1]Kyoto Fusioneering Ltd.

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

（3）高繰り返しレーザ核融合実証に向けた先端レーザ研究

(3) Advanced laser research for high-repetition laser fusion demonstration

*玉置　善紀，関根　尊史，栗田　隆史，渡利　威士
浜松ホトニクス株式会社

1. はじめに

浜松ホトニクスでは、レーザ核融合反応の連続的な発生に資するレーザおよび周辺技術の開発，更にそれらの技術を産業用途に展開していく応用開発を行っている。近年、kW 級にもなる半導体レーザ（LD）の高出力化に代表されるように周辺技術の発展は目覚ましく、従来の単発動作のフラッシュランプ励起レーザにも及ぶ 1 kJ 級のレーザ出力の繰り返し動作の LD 励起固体レーザの実現見通しが得られるに至っている。このレーザ技術を活用することで、単発照射での核融合研究では困難であった大量のデータ取得からの統計的手法によるレーザ核融合研究が可能になると考えられる。本発表では、LD 励起として世界最高出力となるセラミクスレーザの開発について報告する。

2. 小型レーザ核融合実験装置 TERU

我々は、レーザ核融合を連続に発生させそれらを計測・評価するための小型レーザ核融合実験装置 TERU を構築し(図 1)、これまでにレーザ誘起衝撃波による超高圧発生に関する研究にて固体ターゲット内に 30 万気圧の高圧状態を発生させる実験に成功した。衝撃波の発生・制御に関する研究は、レーザ核融合ではターゲット燃料の温度と密度を高精度に制御する上で重要となり、レーザの応用開発の面では超高圧の付与により新奇材料の創生が期待されるなど、核融合と産業応用の両面で革新的な成果が見込まれる。

3. 世界最高出力 LD 励起レーザ HELIA

LD 励起レーザとして世界最高となる 250 J 以上を出力するナノ秒パルスレーザを開発した(図 2)。本レーザは、レーザ加工など産業用途に使用できるシステムとして開発されており、レーザのパルス波形や波長、エネルギーなどを可変できる機能を有している。これらのレーザ照射条件を変化させることができる特性は、レーザ核融合や衝撃波の研究においても有用である。開発したレーザでは、世界最大級の Yb:YAG セラミクスをレーザ媒質とし、これを 100kW 超の高出力 LD モジュールで高強度かつ高い一様性で励起することでエネルギーを蓄え、そこにレーザ光が伝播し蓄えられたエネルギーを基に増幅するレーザ増幅器で構成（図 3）されており、極めて高いレーザパルス出力を実現している。本開発は、将来の 1kJ 出力に向けたスケーリング則の実証も兼ねて行われており、本発表では 1kJ 級 LD 励起レーザの実現見通しについても報告する。

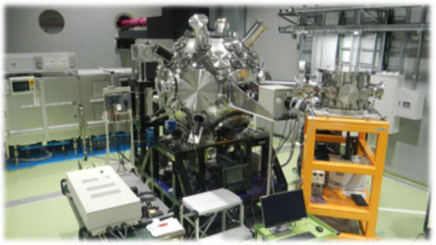


図 1　小型レーザ核融合実験装置 TERU.

図 2　250 J レーザシステム HELIA.

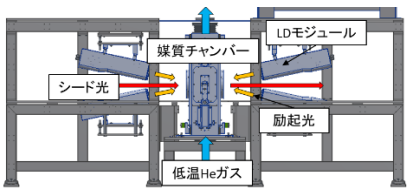


図 3　低温ヘリウムガス冷却式レーザ増幅器の概略図.

*Yoshinori Tamaoki , Takashi Sekine , Takashi Kurita and Takeshi Watari
[1]HAMAMATSU PHOTONICS K.K.

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

(4) レーザー核融合炉開発を加速する EX-Fusion 社の取り組み

(4) Our challenge for the realization of laser-based fusion reactors

*松尾 一輝[1]，森 芳孝[1,2]，増田晃一[1]

[1]株式会社 EX-Fusion，[2]光産業創成大学院大学

核融合発電は、発電時に二酸化炭素を排出せず、安定して大電力を供給することができるクリーンエネルギーとして、近年大きな注目を集めている。中でもレーザー核融合発電は、運転サイクルを制御することで負荷変動に対応することができるため、既存の発電システムを脱炭素化できるポテンシャルを有する。

日本のレーザー核融合研究は、エネルギー源の可能性を追求し、大学及び民間企業で進められてきた。大阪大学レーザー科学研究所では、チャープパルス増幅と呼ばれる 2018 年ノーベル物理学賞の対象となったレーザー技術を活用し、高速点火方式とよばれる高効率なレーザー核融合手法の研究を遂行してきた。最近の成果[1]は、米国のエネルギー高等研究計画局（ARPA-E）が 2020 年に出版した核融合研究の総括において、顕著な成果のひとつとして参照されている[2]。他方、光産業創成大学院大学では、浜松ホトニクス中央研究所産業開発研究センターにおいて、浜松ホトニクス株式会社、トヨタ自動車株式会社等と連携し、発電炉につながる連続運転システム原理実証を遂行してきた[3]。

EX-Fusion は、大阪大学レーザー科学研究所、及び光産業創成大学院大学の研究者により設立された。日本を拠点とするレーザー核融合エネルギーのスタートアップとして、民間資本を集め、開発リスクを取り、核融合エネルギーの商業化を実現するために必要な技術開発を加速していく。国内に存在する連続ターゲット供給レーザー照射に関する核融合関連技術[4]や、高繰り返しハイパワーレーザー技術等は、世界を先導している。これら要素技術を有するステークスホルダーと連携し、それらを統合することで独自技術を磨き、社会に受け入れられるレーザー核融合炉を実現する。

レーザー核融合の研究開発は 2021 年に跳躍期を迎えた。7 月の弊社設立に続き、8 月、米国のローレンスリバモア国立研究所では、レーザー核融合実験で 1.3MJ の核融合出力を観測し、50 年来の炉心プラズマのマイルストーンである核融合点火実証が眼前に迫った。この成果を受け、米国では、凍結していたレーザー核融合炉研究開発プログラムの再開が検討されている。更に、この 2 年間に、独、米、濠にレーザー核融合ベンチャーが設立されており、民間主導の研究開発も活性化しつつある。このように、今後は世界各国でレーザー核融合商用炉を目指して、これまでの基礎研究フェーズから開発研究フェーズに移行し、研究開発がさらに発展していくと予想される。

日本の強みは、世界に先駆け、レーザー核融合炉の基盤となる高繰り返しハイパワーレーザーが存在することである。例えば、浜松ホトニクス社は、2021 年 6 月に世界最大出力 250 ジュール半導体励起固体レーザーHELIA を整備した。大阪大学と量子科学研究技術開発機構は、革新的なパワーレーザーを中心とした多用途施設(J-EPoCH：Japan Establishment for a Power-laser Community Harvest)構想を提案している。これら高繰り返しハイパワーパルスレーザーは、レーザー核融合のみならず、レーザー加工、レーザープラズ推進や、次世代半導体製造に必要とされる EUV 光源、重粒子線がん治療のためのレーザー加速イオン源など、多様なレーザープラズマ応用の研究開発の源泉でもある。EX-Fusion 社は、レーザー核融合炉を目指す過程において、国の新産業となりうるレーザー応用開発を支える企業でありたい。

[1] K. Matsuo *et al*. *Phys. Rev. Lett.* 124, 35001 (2020)
[2] 米国の ARPA-E によってまとめられた核融合のサマリー（https://arxiv.org/abs/2105.10954 ）
[3] 森芳孝他、プラズマ・核融合学会誌 vol. 97, 352-364 (2021)
[4] Y. Mori *et al*. *Nucl. Fusion.* NF-104796.R1 (2021)

*Kazuki Matsuo[1], Yoshitaka Mori[2] and Koichi Masuda[2]
[1]EX-Fusion Inc., [2]The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries.

(Thu. Mar 17, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[2L_PL05] Discussions

脱炭素社会の実現という世界的な動きの中で注目を浴びている核融合研究においては、国際熱核融合実験炉（ITER）の建設が着々と進められ、またITERを補完・支援する「幅広いアプローチ（BA）」活動の下、JT-60SAの運転が始まろうとしている。これら国がけん引する大型プロジェクトに加え、脱炭素技術への投資の拡大を受けて、世界的に核融合の研究開発に携わるベンチャー企業が次々と創業している。
本セッションでは、海外における核融合のベンチャー企業の活動状況を俯瞰すると共に、日本で立ち上がっている先駆的核融合企業における研究開発について報告する。

©Atomic Energy Society of Japan