# Wed. Sep 11, 2024

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

## [1B_PL] Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[1B_PL01]

The Present of AI Technology

What Can be done and Can't be done?

*Takashi Washio[1] (1. Kansai Univ.)

[1B_PL02]

Possibilities and proposals for applying AI technology to nuclear industry

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Tokyo Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Support Project

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

## [1C_PL] Progress on the Lifting of Restrictions in Difficult to Return Zones

Chair:Reiko Fujita(Fukushima Support Project)

[1C_PL01]

Past Efforts and Future Challenges in the Reconstruction of Fukushima

*Satoru Toyomoto[1] (1. Cabinet Office)

[1C_PL02]

General discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

## [1D_PL] Current status and issues of legacy systems

Chair:Yasuhiro Kodama(NFI)

[1D_PL01]

### Current status and issues of black-boxed legacy systems

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

[1D_PL02]

### Knowledge transfer and skills training for legacy systems

*Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL03]

### Code Development Innovation in the AI Era
Evolving from Legacy Systems and Nurturing Next-Generation Talent

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

[1D_PL04]

### Discussion

All Presenters

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

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

## [1G_PL] Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

Chair:Kazuaki Kito(HGNE)

[1G_PL01]

### Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

*Takeshi Takeda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

## [1H_PL] Pioneering the Future of Nuclear Science -Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model-

Chair:Masahiko Okumura(JAEA)

[1H_PL01]

### AI and Its Societal Impact

*Fujio Toriumi[1] (1. UTokyo)

[1H_PL02]

### Toward Quality Management of AI Systems using Large Language Models.

*Koichi Konishi[1] (1. AIST)

[1H_PL03]

### Trends in AI Applications in the U.S. Nuclear Industry

*Yuta Konno[1] (1. JANUS)

Planning Lecture | Board and Committee：Standard Committie

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

## [1I_PL] The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

Chair:Takashi Takata(UTokyo)

[1I_PL01]

### Significance and concept of a hierarchy of risk-related standards.

*Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

[1I_PL02]

### Status of hierarchy of standards (Internal Event Level 1 PRA standard, Seismic PRA standard)

*Kazunori Hashimotoi[1], *Yoshiyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI, 2. KAJIMA)

[1I_PL03]

### Extraction of Safety Improvement Measures based on Safety Improvement Assessment in Nuclear power plant

*Daigo Hiratsuka[1] (1. KYUDEN)

[1I_PL04]

### The application of probabilistic risk assessment in nuclear regulation

*Gen Murakami[1] (1. NRA)

[1I_PL05]

### Discussion

All Presenters

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

# [1K_PL] Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project

Chair:Akira Kirishima(Tohoku Univ.)

[1K_PL01]

## Importance of the International Joint Project in Horonobe Underground Research Project

*Kazuhei Aoyagi[1] (1. JAEA)

[1K_PL02]

## Task A : Solute Transport Experiment with Model Testing

*Yusuke Ozaki[1] (1. JAEA)

[1K_PL03]

## Task B : Systematic Integration of Repositry Technology Options

*Akira Hayano[1] (1. JAEA)

[1K_PL04]

## Task C : Full-scale Engineering Barrier System (EBS) Dismantling Experiment

*Hirokazu Ohno[1] (1. JAEA)

[1K_PL05]

## Discussion

Takeshi Ebashi[1], Minoru Emori[2], Kotaro Nakata[3] (1. NUMO, 2. RWMC, 3. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

# [1L_PL] Issues and corresponmdance in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

[1L_PL01]

## Overview of the program

*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02]

## Development of curriculum and production of open educational resources

*Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03]

## Experiments and Practice Using Large Facilities

*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

[1L_PL04]

## Current Issues and Correspondence

*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL05]

## Nuclear Open Campus

*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1L_PL06]

## Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Space Nuclear Technologies

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

## [1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair:Jun Nishiyama(TCU)

[1M_PL01]

### Establishment of Research Committee on Space Nuclear Technologies

*Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

[1M_PL02]

### Past and future prospects for the use of nuclear energy in space

*Osamu Kawasaki[1] (1. JAXA)

[1M_PL03]

### Panel discussion "Prospects for domestic space exploration and nuclear energy"

All Research Committee Members

[1M_PL04]

### Free discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

## [1N_PL] Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

Chair:Takashi Shimada(MFBR)

[1N_PL01]

### Significance of Fuel Cycle Analysis and Purpose of Establishment of the Committee

*Kenji Takaeshita[1] (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02]

### Domestic and International Activities of Fuel Cycle Analysis

*Tomohiro Okamura[1] (1. Tokyo Tech)

[1N_PL03]

### Current status and Issues of Fuel Cycle Analysis Technique

*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

[1N_PL04]

### Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)

[1N_PL05]

### Considerations for Benchmark of Future Nuclear Fuel Cycle Technologies

*Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Tech)

[1N_PL06]

### Panel Discussion on the Update of Fuel Cycle Analysis

Members in Research Committee

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network, Student Network

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

## [1O_PL] Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

Chair:Yoshiki Yamashita(Nagoya Univ.)

[1O_PL01]

### Concept of nuclear safety (Safety) and its implementation

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1O_PL02]

### Concept of nuclear non-proliferation (safeguards) and its implementation

*Masato Hori[1] (1. JAEA)

[1O_PL03]

### Concept of nuclear security and its implementation

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

[1O_PL04]

### Open discussion

*Haruki Tsukada[1] (1. APU)

©Atomic Energy Society of Japan

# Thu. Sep 12, 2024

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

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

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

Chair:Jun Kawarabayashi(TCU)

[2A_PL01]

### Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

[2A_PL02]

### Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

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

[2A_PL03]

### Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

[2A_PL04]

### Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

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

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

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

## [2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL01]

### Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

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

[2B_PL02]

### Status of Research Advisory Committee in AESJ

*Takumi Hayashi[1] (1. QST)

[2B_PL03]

### Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*Yoji Someya[1] (1. QST)

[2B_PL04]

### Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

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

[2B_PL05]

### Potential risks on laser fusion facilities

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

[2B_PL06]

### Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

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

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL01]

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

*Kenji Satake[1] (1. UTokyo)

[2E91_PL02]

Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

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

[2E91_PL03]

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

-

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

[2E91_PL04]

Discussion

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

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

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

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

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

[2F_PL01]

Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*Shin Okumura[1] (1. IAEA)

[2F_PL02]

Muon Nuclear Data

*Megumi Niikura[1] (1. RIKEN)

[2F_PL03]

Nuclear data for reactor licensing

*Hiroami Yamamoto[1] (1. MHI)

[2F_PL04]

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

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

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

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

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

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[2G_PL01]

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

*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[2G_PL02]

### Advanced reactors and energy mix

*Ryoichi Komiyama[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03]

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

*Shoma Fujii[1] (1. UTokyo)

[2G_PL04]

### Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*Kazuya Takano[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

# [2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

## Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[2H_PL02]

## Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

[2H_PL03]

## Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata[1] (1. MHI)

[2H_PL04]

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

*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

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

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

[2I_PL01]

Use and uncertainty of findings from PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. TEPSYS)

[2I_PL02]

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL03]

Input information uncertainty in seismic PRA
(1) Hazard analysis

*Masato Nakajima[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL04]

Input information uncertainty in seismic PRA
(2) Fragility analysis

*Ryusuke Haraguchi[1] (1. MHI)

[2I_PL05]

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*Junghoon Ji[1] (1. CRIEPI)

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

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

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

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2J_PL01]

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

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

[2J_PL02]

Activities of Fukushima Support Project

*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[2J_PL03]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

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

Chair:Isamu Sato(TCU)

[2N_PL01]

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

*Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

[2N_PL02]

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

*Yoshinobu Niitsu[1] (1. JNFL)

[2N_PL03]

### General discussion

Planning Lecture | Special Lecture：Local Organizing Committee

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

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

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[2E92_PL01]

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

*Hajime Asama[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

# Fri. Sep 13, 2024

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

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

## [3A_PL] Current status of the plan of new research reactor at Monju site

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

[3A_PL01]

Progress on basic design of the new research reactor

*Masaji Arai[1] (1. JAEA)

[3A_PL02]

A perspective on neutron instruments for the new research reactor

*Nobuhiro Sato[1] (1. Kyoto Univ.)

[3A_PL03]

Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor

*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[3A_PL04]

Discussion

All Presenters

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science subcommittee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

## [3C_PL] Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

Chair:Shigekazu Hirao(Fukushima Univ.)

[3C_PL01]

Distribution and risks of radioactive caesium in forests

*Kazuki Iijima[1] (1. JAEA)

[3C_PL02]

Agriculture, Forestry and Fisheries of Fukushima Prefecture -Current status, issues and future from the nucler disaster

*Kenichi Ogino[1] (1. Agriculture and Forestry Planning Division of Fukushima Prefectural Government)

[3C_PL03]

Research on Forest Radioactivity at the Fukushima Prefectural Forestry Research Center

*Hideki Ogawa[1] (1. FPFRC)

[3C_PL04]

The impacts of wildfires on radionuclides redistribution in the radioactivity contaminated areas

*Yasunori Igarashi[1] (1. Univ. of Tsukuba)

[3C_PL05]

Discussion

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

## [3E_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis -Implementation of the Lessons Learned from The 2024 Noto Peninsula Earthquake-

Chair:Akio Yamamoto(Nagoya Univ.)

[3E_PL01]

Situation at Sika Nuclear Power Station

*Toshihiro Aida[1] (1. RIKUDEN)

[3E_PL02]

Noto Peninsula Earthquake in Light of Recent Standardization Activities

*Tatsuya Itoi[1] (1. UTokyo)

[3E_PL03]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

## [3I_PL] Global Energy Situation and Japan's Nuclear Power Policy

Chair:Takashi Takata(UTokyo)

[3I_PL01]

### The Energy Crisis and the Return to Nuclear Power in the World

*Yuji Kuroda[1] (1. JEPIC)

[3I_PL02]

### Initiatives to Utilize Nuclear Power Toward Achieving GX

*Katsuyuki Tada[1] (1. METI)

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

## [3J_PL] Practices and Issues of Ethical Behavior Aimed at Further Improving Safety

Chair:Masaru Fukuie(TOSHIBA ESS)

[3J_PL01]

### The appeal points of AESJ Code of Ethics and the Status of its Revision Review

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[3J_PL02]

### The Unavoidable 'Safety Myth'
Nonetheless, Necessary Actions to Prevent Accidents

*Tomoki Ohashi[1] (1. MGWU)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Decommissioning Review Committee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

# [3K_PL] Development of robot technology that contributes to the decommissioning of the 1F NPS

Chair:Takashi Yoshimi(Shibaura Inst. of Tech.)

[3K_PL01]

## PCV internal investigation of Unit 1 by drone

*Takuya Miura[1] (1. TEPCO HD)

[3K_PL02]

## Robotics development of IRID for the decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

[3K_PL03]

## Development of Robotics for Harsh Environments in 1F Decommissioning Utilizing DX at the JAEA Naraha Center for Remote Control Technology Development(NARREC)

*Akihiro Tagawa[1] (1. JAEA)

[3K_PL04]

## Creative Robot Contest for Decommissioning

*Shigekazu Suzuki[1] (1. NIT Fukushima College)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy, Subcommittee for Examining and Proposing the Role of Research Reactors, etc.

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

## [3M_PL] Graded Approach for Research Reactors

Chair:Sin-ya Hohara(Kindai Univ.)

[3M_PL01]

### Activity introduction of the Subcommittee for examining and proposing the role of research reactors, etc.

*Sin-ya Hohara[1] (1. Kindai Univ.)

[3M_PL02]

### Current status of Regulatory Compliance for Research Reactors

*Hiroki Sono[1] (1. JAEA)

[3M_PL03]

### Current status of Graded Approach Regulations for Research Reactors

*Takumi Koyamada[1] (1. NRA)

[3M_PL04]

### Issues related to Graded Approaches for Research Reactors Regulations

*Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

[3M_PL05]

### General Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room B(Recture RoomsA 1F A102)

## [1B_PL] Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[1B_PL01]

### The Present of AI Technology

What Can be done and Can't be done?

*Takashi Washio[1] (1. Kansai Univ.)

[1B_PL02]

### Possibilities and proposals for applying AI technology to nuclear industry

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Tokyo Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

# 原子力分野における AI 技術応用の現状と今後
Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

## （1）AI 技術の現状　-何ができて何ができないのか-

(1) The Present of AI Technology: What Can be done and Can't be done?

*鷲尾 隆[1]
[1]関西大学

**1. パネル講演の目的**

本パネルの最初において AI の可能性と限界について論考し、原子力分野における AI 技術応用の現状と今後の展望に関して、議論を深めていく上で参考となる視点を提供したい。

**2. AI の基本原理と性質**

論考のはじめに、これまでの人工知能研究の目標について確認する。その目標は機械による知能の実現であることは明らかであるが、実現を目指す知能は人のような知能、人と協働する知能、特定の複雑な処理を行う知能など多義的であることを説明する。さらに人工知能研究の大まかな類別、歴史を確認し、研究開発されてきた理論や原理、技術が極めて多岐にわたることを説明する。

その上で、まず AI は何ができるのか、それらを如何にして実現するのかについて論じる。そこでは、AI が実現可能な知的タスクは、知的探索・検索、外れ値検出・クラスタリング、分類・回帰、解候補生成の４つに絞られ、各タスクの根本原理はすべてデータに与えられる事例間の類似性評価・判別であることを指摘する。そして、類似性評価・判別によるこれら４つのタスクの実現原理について、概要を説明する。

次に上記原理の特徴を踏まえつつ、AI が得意な処理はデータ事例間の内挿補間であり、外挿補間は不得意であることを論じ、不得意な外挿補間を補う主要な方法としてスパース性などの事前知識の導入とベイズ推定原理が用いられていることを説明する。また、解候補生成を行ういわゆる生成 AI は、複雑な条件付確率学習器に過ぎないことを指摘する。

さらに、AI には何ができないのか、AI に何を求めてはいけないのか、AI が本質的に有する性能のトレードオフについて議論を行う。その中で、AI は先に述べた４つのタスク以外はできないこと、データ事例が不足する外挿処理結果は不正確であり過度な信頼性を求めてはいけないこと、AI がもたらす解の精度とその理由説明の分かり易さの間にはトレードオフがあること、AI の解に高精度を求めればより複雑な技術とより大規模なデータの利用が不可避であることを説明する。

**3. AI の適用可能性と限界**

最後に以上の論考を踏まえ、AI は人間のどのような知能の側面を凌駕し得るのか、逆にどのような知能の側面は超えられそうにないのかを議論する。またこれに関連して、自動車の自動運転化は当面どこまで進みそうか、どのような我々の業務をどこまで置き換えできそうかについても考察する。さらに原子力など高度な信頼性を要求される分野では、どのような利用に向いているのか、いないのかについても議論を行う。

---

*Takashi Washio[1]
[1]Kansai Univ.

2024年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション
# 原子力分野における AI 技術応用の現状と今後
Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

## (2)原子力業界への AI 技術の適用の可能性と提案

(2) Possibilities and proposals for applying AI technology to nuclear industry

*出町 和之[1]
[1]東京大学

### 1. はじめに

近年、AI は目覚ましい発展を続けており、様々な分野での社会実装が始まっている。最近話題の ChatGPT 以外にも、自動走行自動車、ロボット掃除機、作業現場の見守り、議事録生成、金融動向予測など、AI の社会実装例は枚挙に暇がない。原子力分野への AI 導入も始まっており、米国エネルギー省（DOE）の ARPA-E GEMINA プログラムは、９種の小型モジュール炉の保全コスト削減のためのデジタルツイン構築を支援している。また、中国では原子力保全への AI 利用として、スマート保守管理やインテリジェント機器故障診断などが始まっている。

一方で、我が国の AI 技術力は米国や中国に引けを取らないはずなのだが、原子力分野への AI 利用は決して積極的ではなく、従来システムの一部を AI に置き換えた個別小規模な応用が目立つ。その理由の一つには、原子力規制への安全性説明の負担が考えられる。言い換えれば、苦労して開発した AI 技術を本当に実装させてもらえるのか、という懸念が他業界に比べて高い、ということである。

一方、当研究室ではさらに個別小規模な AI 技術の開発を続け、気付けばもう 12 年にもなる。初期のころ行ったのは、表 1 に分類と例を示す AI モデルを単独で開発したものであった。識別系(画像)AI を用いた核セキュリティのための侵入検知、また、予測系 AI を用いたプラント機器の故障検知などがその例である。しかし最近では、複数の AI 同士やさらには AI 以外の手法とも組み合わせた手法の開発を専ら行っている。例えば、識別系(画像)と自然言語処理との組み合わせによる作業安全判定や、識別系(画像)と生成系(言語)AI とを組み合わせた悪意行為判定である。そもそも我々人間の脳は、識別・予測・制御・生成を組み合わせた働きをしており、異種モデル同士の組み合わせでこそ、AI の新分野の開発につながると考える。今回は、そのような組み合わせ AI 手法の開発例を紹介するとともに、生成系 AI の一つである大規模言語モデル(Large Language Mode: LLM)の原子力保全への適用案を解説したい。

表 1. AI モデルの分類と機能

| | 識別系 AI | 予測系 AI | 制御系 AI | 生成系 AI |
|---|---|---|---|---|
| 機能 | 特定のデータセットを学習､新たなデータが属する分類を識別 | 過去のデータセットを学習、未来の傾向や出来事を予測 | 制御対象の過去の実働データ学習、将来的変動を予測して制御 | 学習済みのデータを活用し、多岐にわたる新たなデータを生み出す |
| 例 | 誤字･脱字、コンクリート強度、画像認識, 音声認識 | 故障予測、気象予測、株価予測、需要変動予測、等 | 乗用車の自動運転、ドローン自立飛行、アクロバットロボット、等 | テキスト生成､画像･動画生成､音楽生成､カスタマーサポート、等 |

### 2. 組み合わせ AI 技術の開発例

#### 2-1. 現場作業支援

中部電力株式会社との共同研究により開発中の手法である。まず、過去の教育用作業動画(手元)を、識別系(画像)AI と関係性解析によりあらかじめグラフ構造化しておき、データベースに保存する。また、作業の手順を文に起こしたものを、生成系(言語)AI を用いてあらかじめグラフ構造化しておき、これも、データベースに保存する。そして、現場では作業員がカメラ付きスマートグラスを装着して手元作業動画を撮影し、そのグラフ構造と類似のグラフ構造を持つ教育用作業動画と作業手順文を、データベースから選択してスマ

ートグラスに投影するのである。現段階では、類似のグラフ構造を持つ教育用作業動画と作業手順文の選択までが完成した。最後の段階として、選択した動画や手順文を作業員の装着するスマートグラスのモニタに表示することで、作業支援の一助となるような技術の実装を目指す。

**2-2. 核セキュリティにおける悪意行動検知**

原子力施設の監視カメラで撮影される監視動画を想定し、人物の行動を識別系(画像)AI で認識するとともに、その行動が悪意行為か否かを生成系(言語)AI で判定するモデルを開発した。行動の悪意判定 AI は過去にも開発したが、判定木などルールありきの判定のために精度が十分ではなかった。新たに開発したモデルでは、識別系(画像)AI で識別された行動要素を生成系(言語)AI で「文」に変換し、別の生成系(言語)AI で「文」に悪意行為が含まれるか否かを判定させることで精度を向上させた。

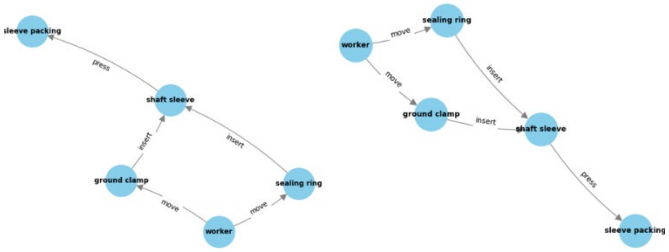



図１　手元作業動画のグラフ(左)と手順文のグラフ(右)



図２　フェンスよじ登り(左)と切断行為(右)の検知

**2-3. 医用動画**

MR 画像誘導放射線治療中に、肺など呼吸に伴い動く臓器の 3 次元動画をリアルタイムで表示する AI を開発した。治療中に得られる患者の MR 画像は 2 次元であるが、これを入力として動く臓器の「3 次元」動画を描画するモデルである。学習データには治療前に撮影された 3 次元 CT 動画を用い、これを独自に開発した画像解析 AI モデル、および予測系 AI に学習させてモデルを構築した。動く臓器の 3 次元動画構築自体は 2020 年に当研究室にて既に構築済みであったが、AI モデルに患者個別の学習をさせる必要があったため、汎用性を高めるため、2024 のモデルでは患者横断の新モデルを開発した。

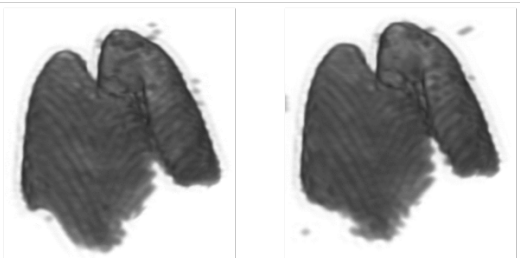


図３　正解の 3 次元動画(左)と考案したモデル(HD-VRN)による 3 次元動画(中央)

**3. 大規模言語モデル(Large Language Mode: LLM)の原子力保全への応用**

現状の原子力発電所の保全計画作成は、設備構成要素・保全対象・故障モード表・保全方式を参照し、さらに過去の保全計画書・是正措置・過去の失敗事例などを入力情報とし、熟練者を含む保全担当者らが数か月の月日をかけて立案しており、保全業務全体の中でも作業に要する負荷が大きい。このため、過去の保全計画書や手順書、その他の関連文書を大規模言語モデル(LLM)に学習させ、新規の保全計画書や手順書を自動生成させるための AI モデルを開発中である。

**4. おわりに**

AI の実用化には、モデルの開発もさることながら、潤沢な学習データの存在も重要である。そして、実は原子力は、その潤沢な学習データを豊富に保有する数少ない業界の一つである。そのため、突破口が開きさえすれば、原子力でこそ AI が大いに花開くと確信している。

*Kazuyuki Demachi[1]
[1]The Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Support Project

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

# [1C_PL] Progress on the Lifting of Restrictions in Difficult to Return Zones

Chair:Reiko Fujita(Fukushima Support Project)

[1C_PL01]

Past Efforts and Future Challenges in the Reconstruction of Fukushima

*Satoru Toyomoto[1] (1. Cabinet Office)

[1C_PL02]

General discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

# （1）これまでの福島復興の取組と今後の課題

(1) Fukushima reconstruction efforts to date and future challenges.

*樋本　諭[1]

[1]内閣府原子力災害現地対策本部

## 1. これまでの福島復興の取組と今後の課題（内閣府原子力災害現地対策本部）

福島の原子力災害からの復興・再生は政府の最重要課題であり、これまで関係省庁が連携し、福島県の市町村に出された避難指示の解除に向けた取り組み及び当該地域における復興・再生に向けた施策を進めてきた。買い物、医療・介護等の生活環境の整備を始め、復興が進むにつれて新たに生じる多様な課題やニーズにきめ細かく対応するため、新たな地域づくりに資する施策を着実に進めるとともに、近時は、ご帰還されたい住民の方々が安全・安心にご帰還できる取り組みも進めている。本講演では、震災後から現在に至るまでの福島復興の取組と、今後の課題について紹介する。

*Satoru Toyomoto[1]

[1] Local Nuclear Emergency Response Headquarter, Cabinet Office

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Support Project

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

# [1C_PL] Progress on the Lifting of Restrictions in Difficult to Return Zones

Chair:Reiko Fujita(Fukushima Support Project)

## [1C_PL02] General discussion

Seven years have passed since the evacuation orders outside the Difficult-to-Return Zones were lifted, and the environment for residents to return is gradually being established, particularly in the specified reconstruction and revitalization bases. However, it will still take considerable time before the full lifting of restrictions in the difficult-to-return zones. Nevertheless, by advancing the decontamination in areas outside the specified reconstruction and revitalization bases, the number of areas where residents can return is increasing. It is considered important for the members of the Atomic Energy Society of Japan to accurately recognize the current status of these efforts, as this will help guide a positive response as an academic organization. In this session, we have invited officials from the Nuclear Disaster Headquarters of the Cabinet Office to provide an overview of the past developments, current status, and future policies at the national level, as well as to share related information.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room D(Recture RoomsA 1F A106)

## [1D_PL] Current status and issues of legacy systems

Chair:Yasuhiro Kodama(NFI)

[1D_PL01]

Current status and issues of black-boxed legacy systems

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

[1D_PL02]

Knowledge transfer and skills training for legacy systems

*Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL03]

Code Development Innovation in the AI Era
Evolving from Legacy Systems and Nurturing Next-Generation Talent

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

[1D_PL04]

Discussion

All Presenters

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

炉物理部会セッション

レガシーシステムの現状と課題
Current status and issues of legacy systems

# レガシーシステムのブラックボックス化の現状と課題

Current status and issues of black-boxed legacy systems

*多田 健一[1]
[1]JAEA

計算コード開発と利用の観点からブラックボックス化の現状と課題についてまとめた。なお、ブラックボックス化というと既に開発者がいないコードを指すことが多いが、ここでは、国内において、コードの詳細を理解している人が少ないコードをブラックボックス化したコードとみなす。

## 1. ブラックボックス化したコードと同等の機能を持つコードの新規開発

ブラックボックス化したコードの新規開発の例としては、核データ処理コードがある。核データ処理は、評価済み核データと放射線輸送計算コードを繋ぐ重要な役割を担っているものの、世界的にも核データ処理に精通した研究者・技術者は少ない。開発されているコードも限られており、我が国では長年に渡って LANL の NJOY や IAEA の PREPRO が使われてきた。しかし、これらのコードに携わる開発者は限られている。PREPRO は元 LLNL の Red Cullen 氏が退職後も長年に渡ってメンテナンスをしているが、後継者は育っていない。NJOY の後継者はいるものの、ほぼ一人でメンテナンスしている状況であり、十分な開発体制が構築できているとは言い難い。

核データ処理コードについては、筆者が中心となって国産の核データ処理コードを新規に開発することになり、FRENDY Version 2 で多群断面積処理までが可能となった。FRENDY の開発は、従来の核データ処理の問題点が明らかになるなど、研究要素もあったお陰で順調に進んでいる。しかし、FRENDY の開発を開始するにあたっては、多くの苦労があった。また、開発が継続できたのは、ひとえに炉物理分野や核データ分野の関係者の手厚いサポートと応援のお陰である。核データ処理コードのように、ブラックボックス化したコードを復活させるには、多くの労力とユーザーの継続した応援が必要となる。

ブラックボックス化してしまったコードの新規開発で必要な要件をまとめると、次の通りになる。

(1) 上層部を納得させられるだけのコード開発の重要性の説明
(2) 産業界や大学など、ユーザー側の応援
(3) 研究要素や論文作成の見通し
(4) オープンソース化
(5) コード開発ができる若手の育成

なお、(3)については JAEA に特有の問題かもしれない。JAEA で若手にコード開発を担当させるためには、若手の博士号取得や昇進を考えて、論文を書ける見通しを示す必要がある。

上記の項目はどれも要素であるが、個人的には(4)と(5)が重要と考えている。オープンソース化により、開発者の増加が期待できるし、仮に開発が停止しても誰かが引き継いでくれる可能性がある。核計算コードのように輸出管理上の問題があるコードはともかく、基礎基盤技術についてはオープンソース化が世界的な主流となっており、オープンソース化されていないコードは使われなくなっていくと思われる。

また、実際の開発は将来的なメンテナンスを考慮しても若手が行うことが望ましく、コード開発ができる若手をいかに育成するか、またいかにこのコードの開発が面白いと思ってもらえるか、に成否がかかっていると言っても過言ではない。若手にコード開発に取り組んでもらう上での課題は、コードのノウハウ部分の

* Kenichi Tada[1]
[1]JAEA

技術伝承と、Fortran で書かれ、GOTO 文が多用されているスパゲッティコードを読み解くことの二点である。これらの内、後者のコードの読み解きについては、OpenAI 社の ChatGPT を始めとした生成 AI の登場により、かなりの部分が自動化できていると考えている。そのため、重視すべきは前者のノウハウ部分の技術伝承になる。ノウハウ部分の技術伝承については、文章化を行うことが最も重要である。例えば FRENDY では、核データ処理に関する計算手法の詳細を JAEA レポートにまとめている。幸いなことに、JAEA 内では核データ処理コードだけでなく、長年に渡って後継者不在の状況が続いていた燃焼計算コード(SWAT-X)や炉心解析コードの開発がスタートしつつある。これらのコードを公開するだけでなく、コード開発を通じて得たノウハウを JAEA レポートの形で残すことで、脱ブラックボックス化に貢献していきたい。

## 2. ブラックボックス化したコードの利用

NJOY や PREPRO のような核データ処理コードや、SRAC のような多群輸送計算コードでは、一子相伝の秘伝のタレのような入力設定値が存在しており、設定根拠も曖昧なまま使われ続けるということがよくあった。このようなよく分からない入力設定値があると、ユーザーが意図した入力になっておらず、計算結果がおかしくなる可能性がある。計算結果が明らかにおかしい場合には入力が間違っていることに気付けるが、実効増倍率が 1〜0.1%ずれるといった計算結果が正しいかどうか判断しづらい微妙な差異の場合、入力の間違いに気づけずに、誤った入力のまま解析を続けてしまう可能性がある。

このように、既存の計算コードを利用する際にも、注意すべき点が多数存在する。しかし、ユーザー全てがコード開発者と同等の知識を持つことは現実的に不可能である。そのため、計算コードをユーザーが意図通りに実行させるためには、

(1) 計算コードを修正して入力のチェック機能を拡充する
(2) 入力を自動生成するインターフェースを整備する

の二通りの対策が考えられる。(1)は FRENDY など、現在開発しているコードに対しては非常に有効な方法である。しかし、ブラックボックス化した計算コードに対しては、ソースコードに新たなバグを仕込む危険性があり、困難である。そのため、 (2)のインターフェースの整備が現実的な対応である。

JAEA では、様々な計算コードを自動的に実行するための汎用炉心解析システム MARBLE や、マルチフィジックスプラットフォーム JAMPAN を整備している。これらのシステムには、核計算コードの入力を自動生成する機能が実装しており、これらの機能を活用するのも一つの手かもしれない。

また、生成 AI で入力を自動生成させるために、教師データとなるようにサンプル入力データを増やすというのも今後は重要になってくるかもしれない。

## 3. 結論

ブラックボックス化したコードに対する対策として、コードのノウハウ部分の文章化と、入力を自動生成するインターフェースの充実化を挙げた。これらの対策を行うことで、仮にコードに詳しい人がいなくなったとしても、技術力を維持することが期待できる。

しかし、近年の生成 AI の発展はすさまじく、今後数年で今までの常識が通用しなくなってしまう可能性がある。そのため、上述した対策を行いつつ、生成 AI について理解を深め、ブラックボックス化したコードへの対策に生成 AI を活用することを本格的に考えていく必要がある。

2024年秋の大会

炉物理部会セッション

# レガシーシステムの現状と課題
Current status and issues of legacy systems

# レガシーシステムと技術伝承・人材育成

Knowledge transfer and skills training for legacy systems

*竹田 敏[1]
[1]大阪大学

原子力分野におけるレガシーシステムの課題の一つとして、技術伝承と人材育成の困難さが挙げられる。本稿では、原子炉物理に関する研究を行う一部の大学教員のアンケート結果もふまえ、大学における研究室レベルでの技術伝承の現状と課題、さらには大学でのプログラミング教育の実態と展望についてまとめる。

## 1. 大学の研究室における技術伝承の現状

大学の研究室では、多くの学生が数年から 5 年程度で入れ替わるため、学生のノウハウも含めた技術伝承が大きな課題となっている。伝承する情報は研究室運営に関する内容から研究で用いたプログラムまで多岐にわたる。これらの情報を効果的に伝承するために、原子炉物理に関する研究を行う一部の大学教員にアンケートを実施した。

研究活動に関する一般的な情報共有・技術伝承としては、計算機利用に関するマニュアルの整備、研究室内での勉強会の実施、研究室アーカイブの構築と定期的な更新が確認された。しかし、情報の断片化が問題となっている。ネットワーク HDD などの活用により多数の学生の情報を共有することは可能であるが、膨大なデータを未加工のまま全て共有するのは難しく、検索性の観点からデータの圧縮や整理が必要である。データの圧縮や整理はデータの欠損につながる可能性があるため、バランスを踏まえた情報の整理が重要である。著者の所属する研究室では、研究室内ポータルサイトを設け、研究室運営に関する特に重要な情報を共有している(図 1)。一見、このように管理された情報共有は効果的だが、管理者の継続的な対応、共有する情報の取捨選択に伴う情報の断片化は課題となる。




図 1　研究室内ポータルサイト例

* Satoshi Takeda[1]
[1] Osaka University

個別研究・プログラムの情報共有・技術伝承に関する課題も存在し、特にプログラムの背景にある理論や開発過程での試行錯誤の経験を十分に伝えるのは難しい。各大学では、卒業論文や修士論文、プログラムコードへのコメント追加、引継ぎ資料の作成などの方法による引継ぎが採用されているが、開発者の意図を完全に伝えきれない場合がある。特にレガシーシステムの場合、過去の開発経緯や手法の選定理由が不明確になりやすく、システムの維持や改良が困難になる。また、学生が自身の研究で活用したプログラムは専門性が高いため、その知識や技術を次の世代に効果的に伝承することが難しい。研究の継続性を保ちながら、新しい視点や手法を取り入れるバランスも課題となっている。

さらに、オープンな情報共有と機密情報保護のバランスも重要な課題であり、特に大学外部との共同研究や産学連携の際に複雑化する。これらの課題に対して、効果的な文書管理方法の適用、バージョン管理システムの適切な活用、フォルダのアクセス権の管理など、様々な対策が考えられる。それぞれの研究室や研究テーマの特性に応じ、柔軟な管理方法を検討することが重要と考えられる。

## 2. 大学におけるプログラミング演習の実情

現状として、多くの大学では 1-2 年次で基礎的なプログラミング教育を実施し、3-4 年次および大学院で専門的な数値計算演習を行っている。近年の傾向として、内容自体は大きく変わっていないにもかかわらず、学生にとってのプログラミングの難易度が上がっているという報告が複数あった。また、複数の大学で、C 言語から Python への移行が検討されているが、既存のカリキュラムや教材との整合性をどのように取るかが課題となっている。

一方で、近年の生成 AI の発展に伴い、プログラミングのスキルを習得していなくてもプログラムを作成できる学生が増えている。しかし、どのような処理を実施するべきかわからない場合は、適切なプロンプトを書くことができず、生成 AI が提示したプログラムが意図したものでなくても、そのことに気が付きにくい。そこで、生成 AI を活用しつつ、大学での学びを深めるための演習が必要であると考え、大阪大学では生成 AI の利用を一部認めたプログラミング演習を開始した。この演習では、生成 AI の出力の概要を理解して自身の言葉で説明できること、自身と異なる意見や考えに耳を傾けて議論をできる素地を身に着けることを目標としている。生成 AI の躍進は大学でのプログラミング演習を一変させる可能性が高い。技術の進歩をふまえ、プログラミングの背景として用いる理論も含め、大学として学生に身につけさせるべき事柄・素養を吟味する必要があると考える。

## 3. まとめと今後の展望

アンケートをふまえると、大学の研究室における技術伝承の方法については研究室で大きく異なることが分かった。大学の研究の特色や機密情報の扱いも考慮して、効果的な技術伝承を考えたい。プログラミング演習については、生成 AI の利用による可能性と新たな課題に直面している。AI 技術がさらに発展する未来を見据えつつ、大学の役割を再考し、演習内容を見直し続けることが重要と考える。

2024年秋の大会

炉物理部会セッション

レガシーシステムの現状と課題
Current status and issues of legacy systems

# AI 時代のコード開発イノベーション
# : レガシーシステムからの脱却と次世代人材育成

Code Development Innovation in the AI Era
: Evolving from Legacy Systems and Nurturing Next-Generation Talent

*巽 雅洋[1]
[1]原子力エンジ

本講演では、炉物理分野におけるレガシーシステムに関するリスクを分析し、それが技術伝承に与える影響を検討する。抽出した課題に対処するために、AI 技術を活用した革新的な開発アプローチについて考察し、次世代技術者の育成に必要なスキルや学習環境の整備について議論する。最後に、これらの取り組みを実現するための戦略を示す。

## 1. はじめに

現代の技術社会において、人工知能（AI）の進化は目覚ましく、その応用範囲は多岐にわたる。特に、生成 AI 技術は従来のシステム開発や運用に革命的な変革をもたらす可能性があり、原子力分野においてもその影響は避けられない。本講演では、炉物理分野におけるレガシーシステムに関するリスクを明らかにし、それをどのように克服し、次世代の技術者を育成していくかというテーマについて議論する。

レガシーシステムとは、長年にわたって運用されてきたシステムであり、その設計や実装は古く、現代における技術期待水準に合致しないことが多い。これらのシステムは多くの場合、ブラックボックス化しつつあり、新しい技術者がその内部構造を理解することが困難となり得る状況にある。レガシーシステムの利用、保守や改良、更新には高度な専門知識が必要であり、技術者の育成や技術継承に関して本質的な問題を提起している。

以下では、まずレガシーシステムに関連する具体的なリスクについて指摘する。これには、ブラックボックス化、ドキュメント不足または理解力の不足、そしてノウハウの失伝といった側面が含まれる。その後、これらの問題が技術伝承の困難さや今後の方向性にどのように影響を与えるか分析し、課題を抽出する。次に、課題解決のために、生成 AI 技術を活用した新しい開発アプローチを提案する。生成 AI 技術は、コード解析や最適化、自動化されたドキュメント生成など、多くの分野でその可能性が期待できる。これにより、既存のレガシーシステムに関するリスクを低減するとともに、次世代の技術者が効果的に学び成長するための環境を整えることが可能となる。最後に、次世代人材育成の方向性について議論する。AI 時代においては、技術者には単なるプログラミングスキルだけでなく、AI リテラシーや最新技術への適応力が求められる。これに加え、継続的な学習文化を醸成し、技術者が常に新しい技術を学び続けることが重要である。本講演では、これらの要素を総合的に考慮し、今後の原子力分野の発展に向けた戦略を提案する。

* Masahiro Tatsumi [1]
[1] Nuclear Engineering, Ltd.

## 2. レガシーシステムに関するリスクと課題

炉物理分野におけるレガシーシステムについて、ここでは、四半世紀以前に開発され、長年にわたって使用されている解析コードや設計コードとして定義する。これらのシステムは、研究開発や設計業務の品質や効率に重要な役割を果たすため、その利用や保守において想定される問題やリスクを過小評価すべきではない。想定される顕著な問題の一つはノウハウの喪失であり、それに伴うブラックボックス化に関するリスクであろう。多くのレガシーシステムは、その内部構造や実装が複雑(complex)である。また、レガシーシステムの保守にはコードの構造と背景理論を合わせて理解することが求められるが、その技量を高いレベルで維持することは、大きな課題と言える。特に、可変長配列や複雑な制御ロジックで構成されるレガシーシステムを読み解ける技術者は多くなく、維持や更新が難しい状況にある。特定の言語処理系やバージョンに強く依存している場合もあり、異なる環境への移行や検証に多大なコストと時間がかかる可能性もある。これらの古い設計やプラットフォーム依存性は、システムの可用性を制限し、技術の進歩に追随することを困難にしている。

ドキュメントに関する課題も指摘したい。システム開発時の詳細なドキュメントが失われていたり、長年の改修やアップデートにより現状とドキュメントが一致しないケースもあるだろう。ドキュメントに不備があれば、システムの正確な動作や構造の理解が困難になり、メンテナンスやトラブルシューティングの際の障害となり得る。また、コードを開発した世代の退職や転職により、重要な技術的知識や経験が後続の世代に十分に伝えられないリスクもある。

これらの問題は、原子力分野全体に広範な影響を及ぼす可能性があり、特に人材育成の面で課題が生じている。メーカ等ではまだ状況はそれほど深刻化していないかもしれないが、国研や大学においては、大きな課題となりつつある。特に炉物理分野でのコード開発では、原子炉内の物理に関する高度な知識と、それを取り扱うためのプログラミングスキルの両方が必要であるが、この二重の専門性に対する要求のため、新しい人材の確保と育成が困難になっている。さらに、社会的関心の低下や新技術への投資不足により、若い世代の技術者が両方を学ぶ機会が減少しているのではないか。これが技術革新へのインセンティブ低下につながり、業界全体の停滞を招いているのかもしれない。一方で、AI やデジタル技術の急速な進化により、デジタル分野の技術環境は劇的に変化しており、若い世代からの関心も高い。しかし、原子力分野がこの変化の速度に追いつくには多くの課題があり、技術的なギャップが広がりつつある。また、人員や予算の制限により、新しい挑戦やイノベーションに取り組む余裕が少なくなっており、この状況がさらなる技術的停滞を引き起こしている。

レガシーシステムを利用する立場でも考えてみたい。もし、レガシーシステムがブラックボックス化してしまうと、システムの挙動を正確に理解し、適切に運用することが極めて難しくなっている。特に、入力作成時の不適切な入力操作は、品質面に関わる重大な問題を引き起こす可能性があり、特に汎用的な解析コードにおいて大きなリスクとなり得る。コードの内容を理解できる技術者が減ると、システムの保守や適切な運用がますます困難になりかねない。特に、公開コードの維持管理は大きな課題であり、国の予算不足や人材育成の困難さがこの状況に拍車をかけて、知識伝承の問題も深刻化している。これには賛否はあるとは思うが、古い技術に関する教育機会が減ることで、重要な技術が失われつつある。これらの知識や経験が、一子相伝的な形で伝承されている実態は非常に問題ではないだろうか。コード開発者が不在となれば、継続的な改良や問題発生時の適切な対処が困難となり、全体としての信頼性の低下につながりかねない。

これらの課題に対処するためには、包括的なアプローチが必要であろう。システムに関する知識を組織やコミュニティ全体で共有し、技術伝承を促進する仕組みを構築することも必要となる。人材育成の面では、プログラミングと炉物理理論の両方に精通した人材を育成するための教育プログラムの開発と、内発的な動機付けを促進する環境整備が求められる。さらに、新しい技術の導入や研究開発への投資を増やし、業界全体の技術力向上を図ることも重要であるが、今までとは発想を変えない限り、実現は非常に厳しいのではないだろうか。

### 3. レガシーシステムに関するリスクと課題

原子力分野におけるレガシーシステムからの脱却は、単なる技術的な課題ではなく、次世代の人材育成と密接に結びついている。AI 技術の急速な進展は、従来のコード開発と運用の在り方を根本的に変える可能性を秘めており、これを積極的に活用することで、長年の課題解決への道が開かれるのではないかと期待する。つまり、AI を単なる自動化ツールとしてではなく、人間の能力を強化する学習ツールとして位置付けることで、システムの開発と維持が大幅に効率化される可能性があると筆者は考える。特に、生成 AI の登場により、コード分析や最適化、自動化されたドキュメント生成など、さまざまな分野での応用が期待されている[1]。2023 年 4 月に登場した GPT-4 や、その後継となるモデルは、開発者の強力な支援ツールとして広く利用されており、Github Copilot や Cursor エディタのような先進ツールを積極的に活用することで、開発効率を飛躍的に向上させることが可能となっている。そのため、次世代の技術者には、従来のプログラミングスキルに加え、AI に関する深い知識が求められる。プログラミングは、もはや単なるコーディング作業ではなく、AI を用いて問題を解決するための適切な指示を出すことを含むものとなっており、その傾向は今後さらに加速する。生成 AI の登場により、プログラミング不要論が一部で提唱されることがあるが、実際にはシステム全体を見据えたプログラミング、あるいはプログラミング的思考の重要性ますます高まっていく。これは、AI が自動化できる部分が増えても、問題解決のための創造的な思考や、システムの設計・運用における判断力は、しばらくの間は人間にしかできないと予想されるためである（ただし、人間に優位性がある期間はそれほど長くないかもしれないが）。 AI 時代のプログラミングは、単なるスキルセットではなく戦略的な思考と融合したものとなるだろう。そのため、今後はマインドセット面の教育や教育アプローチ自体の変革が求められるだろう。

技術の進化は今後さらに加速していくため、技術者は継続的に学び続けることが必須となる[2]。とりわけ、最新の技術に触れたり、実際に試してみることの価値がよりいっそう高まる。自身で新しい技術やツールを試し、それらの手触りを感じることで、技術者は自分自身のスキルと感性を磨くことができるからである。また、これからの時代には、AI 等の最新技術を駆使してシステム全体を設計・構築する能力を持つ「アーキテクト」タイプの人材が求められる。彼ら彼女らには技術的なスキルに加え、さまざまなステークホルダの視点を同時に持ち、システムがどのようにして最大の価値を提供できるかを考えることが求められる。炉物理分野のみならず、原子力業界全体の技術力をさらに向上させるためには、このようなアーキテクト人材の重要性を十分に認識し、育成に必要なリソースの確保を行うことが不可欠である。とはいえ、自前で技術者を育成できる組織は限られているため、産官学で連携し、デジタル世代の原子力技術者を育成することが肝要となる。短期的には、技術者の AI リテラシーを向上させ、現場での AI 活用を推進することが目標となる。これには、AI ツールの導入や教育プログラムの提供が含まれる。また、若手技術者が経験を積むための機会を増やすことも重要である。長期的には、原子力分野全体で AI 技術を活用し、より効率的で安全なシステムを構築することがビジョンとなる。これは、新しい技術に対応できる柔軟な教育システムの構築や、業界全体での協力体制の確立が必要である。また、技術者が継続的に学び続けるための文化を醸成し、技術革新に適応できる人材を育成することが求められる。

レガシーシステムからの脱却は、単にシステムを刷新するだけでは達成できない。次世代の技術者を育成し、AI を中心とした新しい技術環境に適応できる人材を生み出すことが、真の意味での脱却につながる。この変革は容易ではないが、日本の原子力産業が国際競争力を維持し、安全で効率的なシステムを構築するためには避けて通れない道である。AI の利点を最大限に活かし、人間の創造性と判断力を融合させた新しい開発・運用体制を構築することが、今後の原子力分野における重要な課題となるだろう。

## 4. おわりに

本稿では、原子力分野におけるレガシーシステムの問題点と、AI 時代における次世代人材育成の重要性について議論してきた。課題に対する短期的な戦略として、以下の３の方策を提案したい。

1. レガシーシステムに係る現状認識：
   ブラックボックス化、ドキュメント不備、ノウハウ喪失といった問題を正確に把握し、その影響を認識する。各組織での取り組みはもちろんのこと、さまざまな枠組みで活発に議論をおこなう。

2. AI 技術の積極的活用：
   AI を単なるツールとして活用するだけでなく、システムの理解や開発・運用の基本インフラとして活用する。AI 活用を前提とした、これまでとは異なるアプローチでの設計開発手法を採用することで、従来手法に比べ効率と品質を飛躍的に向上させる。

3. 次世代人材育成の基盤づくり：
   AI リテラシー、プログラミングスキル、継続的学習能力を備えた人材の育成が不可欠であり、とりわけ、全体を俯瞰できるアーキテクト人材の育成が急務である。これには、高等教育機関での教育システムの段階的変革や、産学連携の教育基盤の構築を通じて実施する。

また、さらに長期的な内容としては、以下の方針が重要と考える。

4. 先進技術の活用に関する組織文化の醸成：
   技術革新に対する柔軟な姿勢、とりわけ AI 技術の活用を前提とした取り組みと、継続的な学習を奨励する文化を醸成していく。

5. 長期的ビジョンの策定と積極的な人材開発投資：
   原子力分野全体で AI 技術を活用し、より効率的で安全なシステムを構築するための長期的なビジョンを明確にする。また、ビジョンを実現するために重要となる人材開発に積極的に投資する。

これらの取り組みを通じて、レガシーシステムの問題を克服し、AI 時代に適応した原子力分野の発展を目指すべきと考えるが、この変革には時間と努力が必要である。しかし業界全体が協力し、積極的に新しい技術と人材育成に投資すれば、有効な取り組みが可能となるのではないか。今後は、これらの提案を具体的な行動計画に落とし込み、段階的に実施していくことが肝要となる。また、定期的に進捗を評価し、必要に応じて戦略を微調整するアジャイルな姿勢も必要であろう。AI 時代の到来を恐れるのではなく、それを機会として捉え、積極的に活用していくことが、持続的な発展には必要ではないだろうか。

参考文献

[1] 総務省、令和 6 年版 情報通信白書 (2024)
[2] 内閣府、世界経済の潮流 2024 年I「AI で変わる労働市場」 (2024)

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

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room G(Recture RoomsB 1F B101)

## [1G_PL] Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

Chair:Kazuaki Kito(HGNE)

[1G_PL01]

Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

*Takeshi Takeda[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

海外情報連絡会セッション

# EGSMR（小型モジュール炉に関する専門家グループ）の活動

Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

*竹田 武司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

日本の原子力研究開発における政策対応には、国際連携による2030年までの小型モジュール炉（SMR）技術の実証が盛り込まれている。OECD/NEAの原子力施設安全委員会（CSNI）は、SMRの安全性への影響評価を支援するため、2021年6月にEGSMR（SMRに関する専門家グループ）を招集した。このEGSMRの成果物としてCSNI Technical Opinion Paper No. 21（TOP-21）[1]が2023年10月に発行された。本セッションでは、EGSMR参加国へのアンケート調査を基にTOP-21で特定されたSMRの安全性に係る4つの関心領域とCSNIへの推奨活動を概説する。また、TOP-21のベースとなる情報として、アンケートに対する日本の主な回答を示し、SMRの研究開発を中心とした日本の取り組みを紹介する。詳細は文献[2]を参照されたい。

## 2. EGSMR参加国へのアンケートの狙いと日本の対応体制

EGSMRは、SMRに関心を持つCSNI参加国（15か国：ベルギー、カナダ、チェコ、仏、独、イタリア、日本、韓国、オランダ、ノルウェー、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、米）と国際機関（IAEAとEC）のメンバーから構成される。また、EGSMRの任務には、参加国のSMRの安全性研究のニーズを評価すること、参加国から特定された知識のギャップや安全性の課題に対処するための推奨活動をCSNIに対して提示することが含まれる。そのため、参加国のSMRの導入や研究活動に関する最新情報の収集を主目的として、2022～2023年の数回に渡り、以下の狙いに則したEGSMRのアンケートへの回答が求められた。

(1) 1回目のアンケートの狙い：SMRの導入を支援するためのSMRの安全性に係る関心領域を特定する。
(2) 2回目のアンケートの狙い：CSNIへの推奨事項をレビューし、改善する。
(3) 3回目のアンケートの狙い：SMRの安全性に関する実験装置や国内または多国間プロジェクト、既存の現象に対する重要度ランク表（PIRT）に係る情報を収集する。

著者が日本におけるEGSMRの窓口を担当し、日立GEニュークリア・エナジー㈱、三菱重工業㈱、日本原子力研究開発機構の高速炉サイクル研究開発センター及び高温ガス炉研究開発センターの協力のもと、アンケートへの回答を作成した。

## 3. TOP-21で特定されたSMRの安全性に係る4つの関心領域とCSNIへの推奨活動

EGSMRでは、様々な冷却材や原子炉サイズを備えたSMRを水冷却型SMRと革新型SMR（高温ガス炉や高速炉等）に大別している。EGSMR参加国へのアンケート調査では何れのSMRへの関心が高かった。調査結果を基にTOP-21で特定されたSMRの安全性に係る4つの関心領域とCSNIへの推奨活動を以下に示す。

(1) 規制の調和：SMRに関する規制活動は、主に原子力規制活動委員会（CNRA）により対処されるが、CSNIはSMRの規制上の安全評価に対する技術支援を行う。
(2) 横断的な安全課題：(i)受動的安全機能が多層の防護レベルで使用される場合の深層防護の適用、(ii)革新的設計のための確率論的安全評価、(iii)SMRの燃料安全性、(iv)人的要因（遠隔操作を含む）、(v)緊急時計画区域（EPZ）とSMRの緊急対応要件、(vi)複数基/複数モジュールの側面で安全性に与える影響、(vii)燃料装荷済みのモジュール及び可搬型/浮体式SMRの輸送、(viii)関連するプロセス利用（水素製造とプロセス熱）を含む安全課題に対して、関連するCSNIの作業部会等により検討・評価する。
(3) 実験実施のためのキャンペーン：実験は、SMRの安全性を実証するうえで不可欠であり、知識のギャップの特定や既存の実験データの活用等に対してCSNIは支援を行う。
(4) 計算コードの検証と妥当性確認（V&V）のベンチマーク：適格なモデル/分析ツールは、SMRの安全評

価において重要であり、CSNI の計算コードの検証マトリックス（CCVM：CSNI Code Validation Matrix）のレビュー・更新等の活動を通じて支援を行う。

## 4. EGSMR のアンケートに対する日本の主な回答

### 4-1. ナトリウム冷却高速炉（SFR）の実用化に必要な技術と現状の主なギャップ

SFR の実用化に必要な技術と現状の主なギャップには、(i)経済性向上を狙い、高燃焼度を達成するための酸化物分散強化型被覆管の量産技術の開発と照射データの取得、(ii)事故を含めた高温耐性を有する構造材料のデータの整備、(iii)原子炉容器のコンパクト化を可能とする液体金属ナトリウムの熱流動評価技術の開発、(iv)耐震性向上のための免震装置の技術開発、等が含まれる。

### 4-2. SMR と関連する熱利用施設との相互接続に関する安全上の影響

日本原子力研究開発機構は、水素製造施設の接続に係る HTTR（高温工学試験研究炉）の許認可を通じて、日本の産業界からの要望に応えるため、水素製造施設への一般産業法規（高圧ガス保安法）の適用を可能とする高温ガス炉の安全設計を確立する計画である[3]。また、水素製造施設を高圧ガス保安法とその下での技術基準に基づいて設計・製作及び管理するうえで考慮すべき事象を明らかにするとともに、水素製造施設の異常が原子炉施設に与える影響は、外部事象として原子炉等規制法の下で評価する計画である[4]。

### 4-3. SMR 設計への実験データの有効利用

SMR の安全評価を実施するうえで、広範な条件の実験データによる計算コードの予測性能の妥当性確認が不可欠である。また、水冷却型 SMR と革新型 SMR に関連する受動的安全系等を模擬した熱水力実験装置による実験を通じて、関与する熱水力現象の解明が必要である。さらに、EGSMR 参加国で所有している熱水力実験装置は、参照炉とのスケール比が異なり、スケーリング手法も異なることが考えられる。これらの熱水力実験装置を利用した実験データのうち、公開データベースで情報を共有し、集約・比較することで、着目する現象のスケーラビリティに対する方法論について検証することが望ましい。

## 5. TOP-21 の発行に基づく EGSMR の任務の見直し

TOP-21 の発行を基に、2024 年 4 月～2026 年 4 月における EGSMR の任務が以下のように見直された。

(1) 水冷却型 SMR と革新型 SMR に関連する CSNI の活動を支援する。
(2) 多くの設計に共通な安全上の課題に焦点を当て、SMR の安全性に関する知識のギャップに対して優先順位を付けるとともに、そのギャップに対処するための CSNI への推奨事項を提供する。
(3) CSNI の作業部会（WGAMA、WGHOF、WGFS 等）と協力し、新たな課題を予測して対処するための CSNI の関連活動を組織する。また、CNRA の作業部会（WGNT 等）との調整・協力の場を提供する。さらに、SMR の安全設計を支援するために必要な実験プログラムと幾つかの主な実験装置を特定する。

## 6. まとめ

EGSMR の TOP-21 で特定された SMR の安全性に係る 4 つの関心領域と CSNI への推奨活動を概説した。また、EGSMR のアンケートに対する日本の主な回答として、SFR の実用化に必要な技術と現状の主なギャップ、SMR と関連する熱利用施設との相互接続に関する安全上の影響及び SMR 設計への実験データの有効利用を紹介した。最後に、TOP-21 の発行を踏まえて見直された EGSMR の任務を説明した。

## 参考文献

[1] NEA, CSNI Technical Opinion Paper No. 21, NEA No. 7660, 2023, 79p.
[2] Takeda, T., Shibata, T., JAEA-Review 2024-040 (in press).
[3] Shibata, T., et al., Nuclear Engineering and Design, 398, 2022, Article ID 111964, 4p.
[4] 青木 健 他，JAEA-Review 2022-016, 2022, 193p.

*Takeshi Takeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room H(Recture RoomsB 1F B102)

## [1H_PL] Pioneering the Future of Nuclear Science -Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model-

Chair:Masahiko Okumura(JAEA)

[1H_PL01]

AI and Its Societal Impact

*Fujio Toriumi[1] (1. UTokyo)

[1H_PL02]

Toward Quality Management of AI Systems using Large Language Models.

*Koichi Konishi[1] (1. AIST)

[1H_PL03]

Trends in AI Applications in the U.S. Nuclear Industry

*Yuta Konno[1] (1. JANUS)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力産業の未来を拓く： AI・大規模言語モデルの可能性

Pioneering the Future of Nuclear Science: Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model

## （1）人工知能技術とその社会影響

(1) AI and Its Societal Impact

*鳥海不二夫[1]

[1]東京大学

### 1. 概要

2010 年代の第 3 次人工知能ブームを経て，2022 年から始まった生成 AI ブームは社会に大きなインパクトを与えている．AI や人工知能に言及されたニュースがない日はなく（図 1），日々新しい技術が発表されている．

一方でその情報量の多さから全体像を把握することは極めて難しい．

本講演では，現在の大規模言語モデル等生成 AI を含む人工知能技術とその社会的影響について述べる．

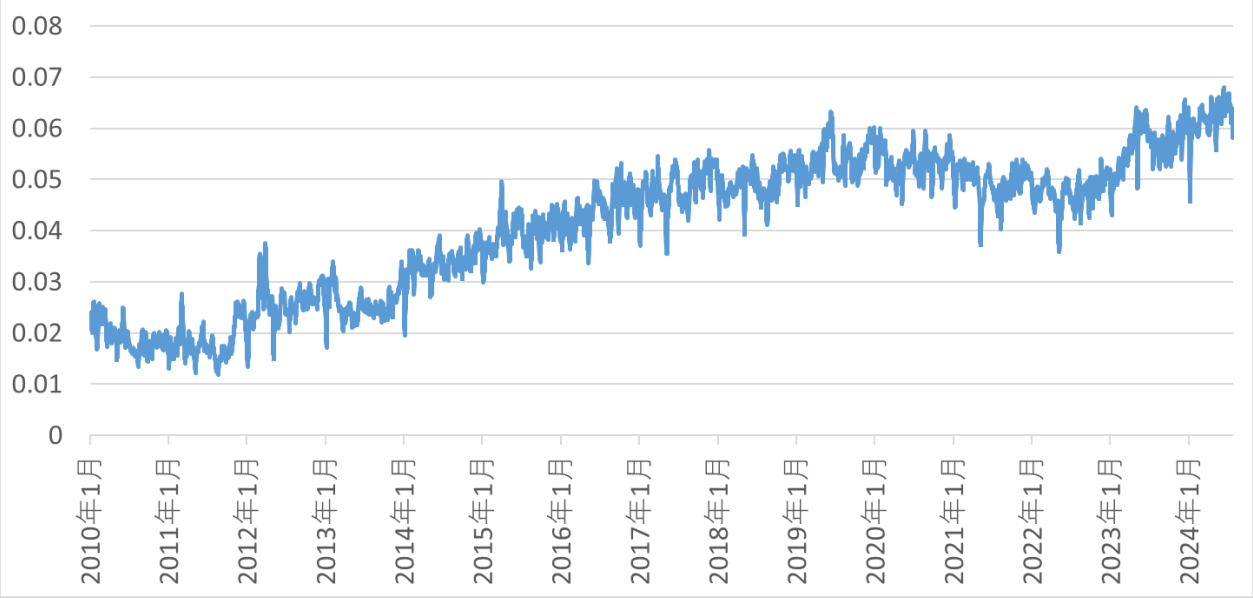



図 1 ニュースサイトにおける AI,人工知能関連ニュースの割合（CeekNews より）

*Fujio Toriumi[1]

[1]The University of Tokyo

2024年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力産業の未来を拓く：AI・大規模言語モデルの可能性
Pioneering the Future of Nuclear Science:
Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model

## （2）生成 AI の品質マネジメントに向けて

(2) Towards Quality Management of Generative AI

*小西　弘一[1], 中島 震[1], 妹尾 義樹[1], 大岩 寛[1]
[1]国立研究開発法人産業技術総合研究所

### 1. はじめに

AI 技術が発展を続けている。2010 年代にはビッグデータとディープラーニングが大きな注目を集め、製造ラインでの異常検知や、医療画像診断など、事業現場でのプロセスの最適化や自動化への期待が高まった。2020 年代に入ると生成 AI が発展し、画像生成や自然言語処理を誰でも気軽に利用することができるようになった。その結果、企画業務やスタッフ業務を含む広範囲の業務に AI を適用することへの期待が高まっている。

AI が幅広い業務に使われるようになると、AI の動作が人の命や人生などに重大な影響を持つ場合も現れる。そのような場合に使われる AI には高い品質が求められる。AI 以前のソフトウェア（以下「従来ソフトウェア」と呼ぶ）に対しては、ソフトウェア工学からの知見が蓄積されており、期待品質を達成するための方法論が確立されている。しかし、AI、特に最近の主流の機械学習に基づく AI は、従来ソフトウェアとは異なる特性を持つ。そこで、AI 品質マネジメントを行うには、従来ソフトウェアとは異なるアプローチが必要になる。さらに、生成 AI は、それ以前の機械学習に基づく AI(以下「従来 AI」と呼ぶ)とも異なる特性を持ち、従来 AI 向けの品質マネジメント手法がそのままでは適用できない。

従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI を品質マネジメントの対象として扱う時、これら 3 種類のソフトウェアにはそれぞれ異なる特性と課題が存在する。本稿ではその特性の違いとそこから生じる品質マネジメント上の課題を簡単に解説した後、従来のソフトウェアと従来 AI については既存の解決策を説明し、生成 AI については現在検討中の解決策の概略を述べる。

### 2. 従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI の違い

#### 2-1. 従来ソフトウェア

従来ソフトウェアでは、その全ての機能を人間の設計者が定める。開発目的あるいは要件に基づいて機能仕様を明確に定め、それに基づいて開発と検査を行い、設計通りに作動するようにする。

#### 2-2. 従来 AI

従来 AI は、機械学習を用いて、特定のタスク、例えば画像認識や予測を行う。その特徴は、機能仕様を人間が定めるのではなく、データから帰納的に得る点にある。例えば、画像中に写っている猫を検出してその位置を特定する、猫画像認識タスクは、人間であれば幼い子供でも簡単に行える。しかし、どのような画像であれば猫と判断するか、を機能仕様として定めることは難しく、ほとんど不可能である。なぜなら、一口に猫といっても多種多様な猫がいて、その全てに当てはまり、かつ猫でないものには当てはまらない条件を明示的に記述するのが難しいからである。機械学習を用いる従来 AI の利点は、このような、人がやり方を説明できないタスクを実行する機能を多数のデータから自動的に獲得[1]できることにある。

#### 2-3. 生成 AI

生成 AI は、テキストや画像を生成する能力を持ち、従来 AI とは異なる新しい可能性を広げる一方、新た

[1] 獲得した結果は、機械学習に用いる計算式やニューラルネットワーク等の構造のパラメータの値に表れる。この計算式またはニューラルネットワーク等と、そのパラメータを合わせたものを機械学習モデル、または AI モデル、あるいは単にモデルと言う。

な課題をもたらしている。生成 AI がどのようなテキストや画像を生成するかは、利用時に与える入力によって大きく変わる。入力次第で、要約や翻訳等の自然言語処理、訓練時に獲得した知識の情報検索、人間向け資格試験の回答の作成、などの様々なタスクを実行することができる。

生成 AI の出力は高い表現力を持つ。テキストや画像などの形で、極めて多様な内容を表現することができる。その結果、従来 AI になかった問題を引き起こすことがある。例えば、学習用データセットに含まれていたコンテンツをそのまま出力に再現することがあり、これは著作権やプライバシーを侵害する可能性がある。また幼い子供が利用する場合など、利用の仕方によっては不適切な内容を出力する恐れがある。

また、多くの企業にとって、生成 AI は他社が開発したモデルを利用して開発するのが現実的である。最高性能の生成 AI モデルは巨額の費用と時間をかけて開発されており、その開発を行うことができる企業の数は全世界でもごくわずかである。

## 3. 従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI の品質と課題

### 3-1. 従来ソフトウェアの品質

従来ソフトウェアの品質とは、その動作が、設計者が定めた仕様に合致することであり、合致するかどうかをテストすることにより評価できる。この背景には、設計者は正しい、もしくは、正しく設計することは可能である、という前提がある。この前提によれば、設計者は、従来ソフトウェアの用途や利用シナリオやそれに基づくビジネスモデルから、従来ソフトウェアの要件を導出でき、さらにその要件を満たすようにソフトウェアの構成や機能仕様などを正しく定めることができる。また、この前提から、設計者が定めた仕様通りに、ソフトウェアが動作すれば、想定した用途や利用シナリオに役立つと期待できる。

### 3-2. 従来 AI の品質と課題

従来 AI には、従来ソフトウェアの品質マネジメントがそのまま適用できない。従来 AI には、人が明確に定めた機能仕様がなく、また機械学習により獲得された機能の仕様を人は解釈できないので、従来 AI の動作が仕様に一致するかどうかをテストすることが難しい。したがって、従来ソフトウェアのように、動作が仕様と一致する度合いとして品質を評価することができない。これが従来 AI の品質マネジメントに関する課題であった。国立研究開発法人産業技術総合研究所（以下「産総研」と呼ぶ）は、この課題の解決に 2018 年から取組み、2020 年に機械学習品質マネジメントガイドライン[1] （以下「ガイドライン」と呼ぶ）の初版を公開して、従来 AI 向け品質マネジメント手法を提示した。

ガイドラインが提唱する手法では、従来 AI の機能仕様ではなく、従来 AI が達成すべき品質とその目標レベルにまず着目する。従来 AI の用途や利用シナリオやビジネスモデルから、従来 AI が備えるべき品質が安全性なのか、平均的に高い正確性なのか、公平性なのか、などを見極め、さらにその品質ごとの目標レベルを定める。これらの品質をガイドラインでは「外部品質」[2]と呼び、5 種類を定義し、品質の高さについて、それぞれに 3〜7 段階の目標レベルを設定している。

一方、こうして定めた目標を達成する手段として、従来 AI の仕様や動作ではなく、従来 AI のライフサイクルに現れ、外部品質に直接影響する、いくつかの事項に着目する。具体的には、問題領域、データセット、モデル、プログラム、そして運用である。これらの事項に関わる特性を評価・改善の対象と捉える。この特性をガイドラインでは「内部品質」と呼び、合計 14 個の内部品質を定義している。

あらためてまとめると、ガイドラインが提唱する手法では、従来 AI の用途から必要な外部品質とその目標レベルを見極め、内部品質の評価・改善を行うことでその目標を達成する。

### 3-3. 生成 AI の品質と課題

生成 AI には、ガイドラインが提唱する従来 AI の品質マネジメントがそのまま適用できない。まず、生成 AI には部品として生成 AI モデルが必要になるが、生成 AI モデルは多くの企業にとって他社の開発成果物を利用するものであり、その開発における品質マネジメントに関与できない。また、生成 AI モデルは利用時に

[2] ガイドラインでは、従来 AI を利用するシステム全体の品質と、そのシステムの構成要素の品質を区別し、前者を「利用時品質」、後者を「外部品質」と呼ぶ。構成要素には従来ソフトウェアで実現されるものと、主に従来 AI で実現されるものがあり、後者を特に「機械学習要素」と呼ぶ。システムの用途や利用シナリオから必要な利用時品質を導出し、そこから機械学習要素が持つべき外部品質を導出することは、従来ソフトウェアの設計として実施できる。

与える入力によってさまざまな用途や利用シナリオで使えるので、生成 AI モデルが備えるべき外部品質は、利用時まで確定しない。つまり、生成 AI モデルの開発時には、品質マネジメントの目標を決めることができない。さらに、生成 AI モデルの出力が持つ豊かな表現力は、従来 AI にはなかった新たなリスクを生んでいる。これらのリスクへの対処は、ある場合は生成 AI モデル自体の開発の中で行う必要があり、またある場合は開発済の生成 AI を使うエンドユーザーの責任で対処する必要がある。他社が開発した生成 AI モデルを利用して生成 AI を開発する企業は直接責任を負えないことが多いのである。

現在、産総研は生成 AI 向けの新しい品質マネジメント手法を開発中である。その検討にあたっては、以下の方針を置いている。

(1) 生成 AI モデルでなく、生成 AI モデルを利用するシステムを品質マネジメントの対象とする。
(2) 生成 AI モデルとしては他社が開発したものを用い、その品質マネジメントには直接関与できないことを想定する。
(3) 他社が開発した生成 AI モデルを選定する際に、生成 AI モデルに関して、どのような情報を開示している開発元のモデルを選ぶべきかを明らかにする。
(4) 生成 AI モデルを利用するシステムの品質を実現するための評価・改善対象として、生成 AI モデルの周辺に配置する従来ソフトウェアに着目する。

上記 (4) で述べた生成 AI モデル周辺の従来ソフトウェアとしては、以下のようなものが考えられる。

・ 生成 AI モデルが果たすべき機能を指定するプロンプト構築システム
・ システムの用途に固有の必要な情報を供給する RAG 用データベース
・ 不適切な出力を検知し排除する出力フィルタ

ここで、プロンプトとは、生成 AI モデルに入力として与えるテキストのことである。基本的には生成 AI モデルに行わせたい動作を指定する文言を与える。使い方によって、生成 AI モデルが考慮すべき参考情報、生成 AI モデルに行わせたい動作の例として、入力とそれに応じた正しい出力の組、など様々な要素を含めることがある。また、RAG は Retrieval-Augmented Generation のことで、生成 AI モデルの学習に用いたデータセットに含まれない情報を必要とする場合に用いる手法である。この手法では、生成 AI に対する入力に基づいてデータベースやインターネットを検索し、その結果を参考情報としてプロンプトに組み込んで生成 AI モデルに与える。

生成 AI モデル周辺の従来ソフトウェアは、生成 AI モデルと連携して高品質なシステムを実現する上で不可欠である。生成 AI モデルを利用するシステムの品質を管理するには、これらの要素がどのように機能し、どのようにシステムの品質に関わるかを明らかにし、その理解に基づいて品質を保証することが重要である。

## 4. おわりに

本稿では、AI の品質マネジメントにおける困難について、従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI の３つを対比して解説した。従来 AI の品質マネジメントについて、産総研が機械学習品質マネジメントガイドラインで提唱した手法の概要を解説した。さらに現在検討中の生成 AI の品質マネジメント手法に関して、検討方針を示した。生成 AI 向けガイドラインの初版を、2024 年 12 月までに公開する予定である。

## 参考文献

[1] 国立研究開発法人産業技術総合研究所. 機械学習品質マネジメントガイドライン 第 4 版. 2023 年 12 月.

*Koichi Konishi[1], Shin Nakajima[1], Yoshiki Seo[1], Yutaka Oiwa[1]

[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

2024年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力産業の未来を拓く： AI・大規模言語モデルの可能性

Pioneering the Future of Nuclear Science: Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model

## （3）米国の原子力産業における AI 活用の動向

(3) Trends in AI Applications in the U.S. Nuclear Industry

*今野 雄太[1]

[1]日本エヌ・ユー・エス㈱

### 1. 米国における原子力発電所の現況

米国において 2024 年 4 月 30 日時点で運転中の原子炉の平均稼働年数は約 42 年であり、最も古いプラントは Nine Mile Point-1 で 1969 年 12 月に、最も新しいプラントは Vogtle-4 で 2024 年 4 月にそれぞれ営業運転を開始した。プラントの新設には莫大な投資が必要となるため、現在では、多くの事業者が既設炉の長期間運転に向けた検討を進めている。[1][2]

米国原子力規制委員会（NRC）は、商用原子炉に対して当初 40 年間の運転認可を付与しており、期限が切れる前に運転認可の更新（LR）を申請することを認めている。2024 年 6 月時点で、米国で稼働中のプラント全 94 基中 86 基で運転期間を 60 年間とする 1 回目の LR が、また、6 基で 80 年運転を見込んだ 2 回目の LR が認められている。[3][4][5]

### 2. 米国の原子力発電所で AI が求められる理由

過去 10 年間で、人工知能（AI）は急速に進化し、ますます洗練され、これまで以上に複雑な問題を解決できるようになってきた。AI は、製造、輸送、金融、教育、医療等の様々な分野で導入が進められている。同様に、原子力分野に AI を活用することで、複雑な手順を最適化し原子炉のパフォーマンスや安全性を向上させること、作業を自動化し信頼性を高めること、発電所のプロセスを監視し異常を検知するのに役立つことなどが期待され、様々な可能性を秘めていると考えられている。[6]

原子力発電は、温室効果ガスを排出しない大規模なエネルギー源であり、今後も増大するエネルギー需要を満たすために重要な位置付けにある。しかしながら、安価な天然ガスとの厳しい市場競争にさらされており、原子力発電所の運営コスト全体の約 60～70%を占めているとされる運転・保守（O&M）費用の削減対策が求められている。[7][8][9]

原子力発電所では、多種多様な作業が人手により行われており、O&M 費高騰の一因となっている。一方で、原子力発電所には、長期間にわたる運転データが蓄積されていることから、AI を活用したプロセスの効率化、自動化等を通じた O&M 費の改善の余地は大きい。[10][11]

このような背景から、近年の米国の原子力産業界では運転パフォーマンスの向上と運転リスクの低減に向けた AI 技術の研究、開発及び利用に対する関心が高まっている。

### 3. AI の活用に関する NRC の動向

#### 3.1 NRC の人工知能戦略計画 [12]

NRC は、AI への関心が官民の両方で急速に高まっていることを認識しており、今後数年以内に既存または新規の認可取得者、または新型炉の技術に係る許認可申請者が、NRC の承認または監視を必要とする AI 技術を採用すると予想している。

このことから、NRC は、原子力産業界による AI の活用を審査するための準備を整えるべく、「AI 戦略計画（2023 年度～2027 年度）」（NUREG-2261、2023 年 5 月付）を策定した。NRC は、AI を人間のような知覚、認知、計画、学習、コミュニケーション、または物理的な行動を模倣することで、人間が定義した一連の目

的に対して、現実または仮想環境に影響を与える予測、推奨事項の提示、決定を行うことが可能な機械ベースのシステムであるとしている。

NRC は AI に関する活動と計画をより理解すべく、2021 年度から以下の活動を開始した。

a. 内部調査：AI 技術を活用する可能性がある既存の NRC のプロジェクトの洗い出し。
b. 情報収集：官報を通じて、原子力産業界に対し、AI 技術の導入にどの程度準備が出来ているか、どのような AI ツールの利用を検討しているか等に関する意見や情報提供を依頼。[13]
c. 公開ワークショップ：NRC、原子力産業界、そして関連するステークホルダーが一堂に会し、AI とデータサイエンスに関する最新の知識や研究活動について情報交換し議論するワークショップを開催。
d. 報告書作成：「原子力発電所における AI と機械学習を用いた先進的な計算ツールと技術の探求」（NUREG/CR-7294）を発行。[14]
e. コメント募集：官報を通じて AI 戦略計画のドラフト版を公表し、公衆コメントを募集。

これらの取り組みを通じて策定された AI 戦略計画（2023 年度～2027 年度）は、NRC が原子力産業における AI の急速な発展と多様化に対応すべく、自然言語処理、機械学習、ディープラーニング等、過去に審査・評価されてこなかった様々な AI のアルゴリズムや応用例に焦点が当てたものとなっている。

本戦略計画の全体的なビジョンは、技術革新に遅れをとることなく、NRC の規制対象となる活動で AI を安全かつ確実に使用出来るようにすることである。このビジョンの実現に向けて、NRC は以下に示す 5 つの戦略目標を設定した。

目標 1：AI の利用について NRC が規制上の意思決定を確実に行えるように準備する。
目標 2：AI の利用に関係する申請を審査するための組織体制を確立する。
目標 3：AI に関連するパートナーシップを強化・拡大する。
目標 4：AI の分野に精通した人材を確保する。
目標 5：NRC 全体として AI を活用する基盤を構築すべく、その使用事例を収集・評価する。

### 3.2 NRC における人工知能の活用の推進[15]

2023 年 10 月の NRC 委員長の指示[16]を受けて、NRC スタッフは、NRC 自身の業務を強化するために AI をどのように活用できるか検討し、NRC 委員会に報告した（SECY-24-0035、2024 年 4 月 25 日付）。

この検討は、NRC の原子炉規制研究局（RES）及び主任情報官局（OCIO）から成る共同チーム（NRC AI Team）が実施した。このチームは、NRC のプロセスや手続きに AI を導入するための活用事例を検討し、提案することを NRC の各部門に要求した。そして、NRC の 23 の部門から 61 件の潜在的な AI の活用事例が提案された。

チームは、データサイエンティストや AI の専門家と協力して提案された 61 件の事例を精査し、36 件が現在の AI の能力の範囲内で実現可能であると判断した。これらの 36 件の内 16 件は、会議の議事録、文書、ウェブページの要約作成等の定型業務を AI を用いて自動化し、ワークフローやプロセスを改善することで、NRC スタッフの日常業務の多くを効率化するものであった。残る 20 件は、規制案に対する公衆コメントのレビューの自動化、地方局をまたがる検査官のスケジューリングや計画立案の支援に機械学習（ML）や自然言語処理等を活用するものであった。

今後、NRC は、新たに導入される会議体（AI governance board）と、IT ロードマップの開発・近代化・強化（DME）プロセスにより、これ等の潜在的な AI の活用事例の価値を評価し、その導入の優先順位を判断する見込みである。なお、提案された 61 件の内残りの 25 件は、データの分析やプロセスの自動化に関するもので AI を利用せずとも達成できるものであった。

NRC が、AI を組織全体で効果的に活用するためには、データ戦略及びデータ管理のプログラム、AI ガバナンス、AI の開発を支える IT インフラ、AI 人材の確保など、多岐にわたる基盤となる要素を整備する必要がある。これ等の課題に体系的に取り組むべく、NRC は以下の 2 つの戦略的なステップを設定した。

＜ステップ 1：AI の NRC 内での活用を促進すべく全組織的な AI 戦略を策定する。＞

全組織的な AI 戦略（Enterprisewide AI strategy）は、NRC 内での AI の導入に重点を置くことで既存の戦

略計画（NUREG-2261）を補完するものとして策定されるものである。本戦略には、以下の要素が含まれる。

- 責任ある信頼できる AI を実現すべく AI ガバナンスを準備する。
- データ管理プログラムを成熟化する。
- 既存の職員を戦略的にスキルアップさせるとともに、戦略的な雇用により AI 人材を強化する。
- IT インフラの一部として AI ツールの統合をサポートするためのリソースを割り当てる。

＜ステップ 2：AI の利用を促進するために基盤のツールへ投資する。＞

NRC スタッフは 2025 年度に、既存のアプリケーションと統合可能な生成 AI サービスの導入及び NRC の電子情報による文書管理システム（ADAMS）への AI の統合を計画している。これらのツールは、NRC スタッフが生成 AI 等の習得と理解を深めることに役立つと考えられ、即時に生産性の向上をもたらすことが期待される。

## 4. AI を活用した文書処理の自動化の事例

前述の通り、米国の原子力発電所は、厳しい市場環境にさらされている。運転期間が残っているにもかかわらず、経済性の観点から想定よりも早く閉鎖に追い込まれるプラントも現れており、O&M 費の削減が求められている。[17]このコスト削減の方法の一つとして、原子力発電所における AI を活用した文書処理の自動化の技術に注目が集まっている。

本節では、米国の原子力発電所で実施されている是正処置活動（CAP）で作成される状態報告書（CR）のスクリーニングの自動化について概説する。

CAP は、法令（10CFR50 付則 B 基準 XVI「是正処置」）に基づいて実施される活動で、事業者が原子力発電所の問題を特定し、その問題を是正するプロセスである。[18]これには、特定された問題の安全上の重要度を評価し、その問題を是正する優先順位を設定するスクリーニングのプロセスと、是正状況を追跡するプロセスが含まれる。[19]

CAP では、まず特定された問題が CR として起票される。米国の平均的な原子力発電所の場合、CR は年間 5 千件から 1 万件に上る。この CR を広範な経験を有する職員がレビューし、その内容に関係するコードをタグ付けすることで、プラントの問題のトレンドやパフォーマンスが劣化した分野の分析が試みられてきた。CAP は原子力安全にとって重要な取り組みであるものの、手作業による CR のレビューとスクリーニング、タグ付けのプロセスは、コストや人的資源の観点から事業者にとって大きな負担となっている。この問題を解決すべく、AI を利用した CR の処理の自動化が検討・実施されるようになった。

以下に、AI を活用した CR の処理に関する米国の事業者等の事例を紹介する。[20]

### 4.1 事業者 A

事業者 A は、Maintenance Rule Functional Failure（MRFF）の判定の自動化及び CR のスクリーニングの自動化の 2 つのプロジェクトに取り組んでいる。MRFF とは、保守規則（10CFR50.65）の対象となる系統、構築物及び機器（SSC）が、意図した機能を果たせなくなる事象を指す。これらのプロジェクトは、CR のスクリーニングに必要な労力を 80%削減することを目的とし、以下の 2 つのフェーズで構成されている。

- フェーズ 1:CR の重要度及び優先度を決定し、是正処置を自動的に生成する CAP 分類器（CAP classifier）を作る。
- フェーズ 2：フェーズ 1 を拡張し、CR の重要度と優先度をより詳細なカテゴリーで分類し、生成される是正処置にフィールドや属性を割り当てる。

MRFF の判定の自動化は 2019 年後半から実施されており、CR のスクリーニングの自動化は 2022 年第 1 四半期に試運用が開始されている。

### 4.2 事業者 B

事業者 B では、年間約 2 万件の CR が起票されている。事業者 B は、2017 年に専門のデータサイエンス部門を設立し、社内リソース及びオープンソースツールを活用して CAP の自動化システムを開発した。システ

ムの開発に当たり、CR のトレンドを分析するためのコードのタグ付けの自動化が進められ、その後、CR 及び MRFF のスクリーニングの自動化が行われた。2019 年の半ばから CR のコードのタグ付けは 100%自動化されている。また、CR のスクリーニングは 2021 年時点で約 20%が自動化され、MRFF のスクリーニングの自動化の検証が 2020 年後半から実施されている。

### 4.3 事業者 C

事業者 C の原子力発電所では、毎年約 9 千件の CR が起票され、Condition Review Group による CR のスクリーニング（週 4 回）と、その結果をレビューするための Management Review Meeting（週 3 回）が実施されていた。事業者 C は、「IBM Watson Cloud」を利用し、初期費用 25 万ドル（約 4,000 万円）、維持費用年間 12 万 5 千ドル（約 2,000 万円）をかけて CR のスクリーニングの結果を推奨するシステムを 2020 年半ばから利用している。このシステムの利用により、事業者 C では CR のスクリーニングに関する作業と会議体の一部が不要になった。最終的に CR のスクリーニングに関する作業の 85%を削減することを見込んでいる。

### 4.4 アイダホ国立研究所（INL）

INL では、CR の処理を自動化する MIRACLE（Machine Intelligence for Review and Analysis of Condition Logs and Entries）というツールを開発した。[21]MIRACLE は、CR のテキストの読み込み、その事象の安全上の重要度と対応の優先度の決定、キーワードの分類、プラントのパフォーマンス追跡が可能である。MIRACLE を利用することで、今までプラントの職員が手作業で行っていた CR のレビューに必要な時間を 1 件当たり数分から数ミリ秒に短縮出来るようになる。2022 年時点で初期の試運用は完了しており、その結果から、開発された AI モデルを実際に複数のサイトに適用できること及びより良いパフォーマンスを達成できることが示された。

### 4.5 NuclearN 社

NuclearN 社は米国 Palo Verde 発電所で CAP システムの自動化を主導した職員が 2021 年に設立した米国の企業であり、原子力産業向けの AI を活用した製品を提供している。以下に NuclearN 社の代表的な製品を示す。

CAP AI [22]

CR のスクリーニング及びタグ付けの自動化を行うソフトウェア。[23]このソフトウェアを導入したことで CR のスクリーニング及びタグ付けの約 80%が自動化でき、CR のスクリーニングに関する労働時間を年間 36,000 時間削減できた実績等を持つ。

AtomAssist [24]

世界初の原子力に特化した生成 AI モデル。ChatGPT のようなインターフェースを有し、情報の検索、ユーザーからの質問への応答、チャットアシスタント、文書作成の機能を通し原子力発電所における業務効率化をサポートする。

## 5. まとめ

本稿では、米国の原子力発電所における AI 活用の現状と展望について、特に文書処理の自動化に焦点を当てて概観した。米国の原子力発電所は長期運転が進む中、安価な天然ガスとの競争により経済性の課題に直面している。この状況下で、AI の活用による O&M 費の削減が注目されている。

NRC は、AI 技術の急速な発展に対応するため、2023 年に「AI 戦略計画」を策定し、規制上の意思決定や組織体制の確立などの目標を設定した。さらに、NRC 自身の業務効率化のための AI 活用も検討を進めている。

原子力発電所における具体的な AI 活用事例としては、CAP における CR の処理自動化が挙げられる。複数の事業者や INL、NuclearN 社等が、CR のスクリーニングやタグ付けの自動化のシステムを開発・導入を進めており、CR の処理に要する労力や時間の大幅な削減が実現されつつある。このような AI を活用した文書処

理の自動化は、O&M 費用の削減と人的資源の効率的な活用に大きく寄与することが期待される。

**参考資料**

[1] IAEA,"Ageing Management of Nuclear Power Plants: Publication Sums up Best Practices", Aug 27 2020.
[2] EIA,"FREQUENTLY ASKED QUESTIONS (FAQS)",2024
[3] IAEA,"Power Reactor information System", 2024.
[4] NRC,"Status of Initial License Renewal Applications and Industry Initiative ", 2024.
[5] NRC,"Status of Subsequent License Renewal Applications and Industry Initiative ", 2024.
[6] IAEA,"Seven Ways AI Will Change Nuclear Science and Technology",2022.
[7] DOE,"Advantages and Challenges of Nuclear Energy",March 29,2021.
[8] WNA,"Economics of Nuclear Power ",2023.
[9] NIH,"A review of the application of artificial intelligence to nuclear reactors: Where we are and what's next",2023.
[10] INL,"Operational Artificial Intelligence Improving asset operations by automating expensive and manual human activities."
[11] IAEA, "Artificial Intelligence for Accelerating Nuclear Applications, Science and Technology",2022.
[12] NRC,"Artificial Intelligence Strategic Plan, Fiscal Years 2023-2027(NUREG-2261)",May 2023.
[13] 86 FR 20744"Role of Artificial Intelligence Tools in U.S.Commercial Nuclear power Operations"
[14] NRC,"Exploring Advanced Computational Tools and Techniques with Artificial Intelligence and Machine Learning in Operating Nuclear Plants (NUREG/CR-7294, INL/EXT-21-61117)",Feb 2022.
[15] NRC,"Advancing the Use of Artificial Intelligence at the U.S. Nuclear Regulatory Commission (SECY-24-0035) ", April 25, 2024.
[16] Memorandum from Christopher T. Hanson, Chair, to Daniel H. Dorman, Executive Director for Operations, "Advancing Use of Artificial Intelligence at the U.S. Nuclear Regulatory Commission", October 30, 2023.
[17] Power and Resources,"Economics and Retirements of Existing Nuclear Power Reactors",Jan 24, 2022.
[18] NRC,"Corrective Action Program",March 9,2021.
[19] NUCLEARN,”Capitalizing on CAP Screening Automation”,April 12, 2022
[20] EPRI,"Automating Corrective Action Program in the Nuclear Industry"
[21] INL,"Miracle - Machine Intelligence Review Analysis Condition Logs Entries"
[22] NculearN,"CAP AI：Advanced Solutions for Nuclear Facility Management"
[23] NuclearN,"CAP AI Economic justification"
[24] NculearN,"ATOMASSIST Maximize Your Productivity. Minimize Your Effort."
[25] MORNINGSTAR,"NuclearN.ai Unveils SPARK-mini: First Open Nuclear AI Model",2024/5/23

---

*Yuta Konno[1]
[1]JAPAN NUS CO.,LTD.

Planning Lecture | Board and Committee：Standard Committie

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

## [1I_PL] The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

Chair:Takashi Takata(UTokyo)

[1I_PL01]

Significance and concept of a hierarchy of risk-related standards.

*Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

[1I_PL02]

Status of hierarchy of standards (Internal Event Level 1 PRA standard, Seismic PRA standard)

*Kazunori Hashimotoi[1], *Yoshiyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI, 2. KAJIMA)

[1I_PL03]

Extraction of Safety Improvement Measures based on Safety Improvement Assessment in Nuclear power plant

*Daigo Hiratsuka[1] (1. KYUDEN)

[1I_PL04]

The application of probabilistic risk assessment in nuclear regulation

*Gen Murakami[1] (1. NRA)

[1I_PL05]

Discussion

All Presenters

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

## （1）リスク関連規格の階層化の意義と考え方

(1) Significance and concept of a hierarchy of risk-related standards

*桐本 順広[1]

[1]電中研

### 1. リスク関連規格の階層化の背景

2017 年春の年会の標準委員会セッションにおいて、「なぜ標準は性能規定であるべきか −意見交換会」が開催され、今後の安全性向上への活用のための PRA の本格活用に備えて、リスク専門部会で策定されているリスク関連規格の性能規定化、構成と内容の見直し、これらに伴う問題点や利点が議論された。

PRA の使い方は、性能目標との比較で包括的な安全性を見ることだけではなく、今後はリスク情報の活用による意思決定（RIDM，Risk-Informed Decision Making）によって様々な安全対策、検査、保全、及び規制も含めた応用が期待されている。このためにはその用途に応じた PRA とその品質の確保として、行うべきこととそれに応じて工夫した方法論の妥当性を説明できることが求められる。このようなリスク活用の適用においては、リスク関連規格は、その規定内容に明確な性能(What to do)を記載することが有効である。

従来の原子力学会のリスク関連規格では部分的には性能的な規定文も含まれていたが、何を行うか、ではなく、どう行うかに力点を置いた仕様(How to do)規定が書かれており、明確に区分できなかった。一方で米国 ASME/ANS の策定している PRA Standard では、この What to do のみを規定し、 How to do は EPRI や OG （Owners Group）、 NEI などが整備しているガイドラインに依存している。これにより、技術の停滞や独占を避けるとともに、ユーザーが新しい方法論の選択または創出が可能となっている。

そこで、我が国のリスク関連規格においても、性能規定を明確にし、一方でユーザーにとって利用しやすい仕様規定も柔軟に対応できるようにするとともに、技術レポートで具体的な例示や外部文献のガイドラインを取り込めるようにする体系を「階層化」と呼び、この考え方を基に今後のリスク情報活用の本格化に備えた新しいリスク関連規格あり方の再構築を目指すこととなった。

リスク専門部会では、ASME/ANS PRA Standard を策定する JCNRM（Joint Committee on Nuclear Risk Management）への参加と、その傘下の国際 WG の一つとして設置された JIWG（Japan International Working Group）の運用を行うことで、PRA 標準に関する意見交換や技術交換などを行う連携を行っている。これらの実際の専門家との意見交換等によって得られた知見を基に、ASME/ANS PRA Standard の HLR（High Level Requirement : 高次要求事項）と SR（Support Requirement : サポート要求事項）の検討から性能規定化の意義・問題点を議論し、PRA 標準の性能規定化を検討してきた。この結果として、「内的事象レベル 1 PRA 標準」及び「地震 PRA 標準」での性能規定化を試み、要求事項等の再整理による「階層化」に取り組んできている。

### 2. 本セッションの目的

本セッションでは、これらのリスク関連規格の「階層化」の内容と、我が国でのリスク情報活用の高度化を目指すためのその意義、実際の標準規格での階層化の実例などに触れた上で、事業者における安全性向上評価を踏まえた対策抽出等での具体的な活用や、規制におけるリスク情報の活用などの実施例を紹介いただくことで、ピアレビューでの活用や国外の PRA 規格との位置づけ、安全性向上のためのリスク情報活用や規制での活用も含め、原子力学会のリスク関連規格の今後のあり方や活用について討論を行う。

---

*KIRIMOTO Yukihiro[1]

[1]CRIEPI

2024年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

## （2）標準規格の階層化の状況（内的事象レベル 1PRA 標準、地震 PRA 標準）

(2) Status of hierarchy of standards (Internal Event Level 1 PRA standard, Seismic PRA standard)

*橋本 和典[1]，*高橋 容之[2]

[1]電中研，[2]鹿島建設

### 1. 内的事象レベル 1PRA 標準の階層化

日本原子力学会 標準委員会 リスク専門部会では，従来の実施基準としてではなく，確率論的リスク評価が備えるべき性能に着目し，性能要求（What to do）と仕様要求（How to do）とを区分し，これらを階層化した標準構成にするべきとの方針を示している。

この方針に基づき，リスク専門部会 レベル 1PRA 分科会では，内的事象を起因としたレベル 1PRA を対象として，意思決定に適用できるリスク情報を得るための性能に関する要求について規定する基準（**AESJ-SC-RK010:2022** 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1 PRA 編）: 2022）（以下，「基準」）を独立した標準とし，これと合わせて従来の具体的な評価手法などについては，別途に指針（**AESJ-SC-RK011:2022** 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針（レベル 1 PRA 編）: 2022）（以下，「指針」）とすることで，内的事象を起因としたレベル 1PRA に関する標準の階層化を行なっている。この中で，評価技術の進展などに対応し易くするため，日本原子力学会以外から発行される個別の実施基準，評価手法の適用も積極的に行い，評価の向上に資していくこととした。

「基準」で対象とする確率論的リスク評価では，主に評価から得られるリスク情報を意思決定に反映していくことを目的とする。このように，一定の目的を有して確率論的リスク評価を行うことが前提となるため，「基準」ではその目的をまず明確にし，各箇条においても意図，目的を示した上で，そのために実施すべき事項及びその範囲，検討の深さなどの PRA の性能に関する要件を規定する構成としている。なお，従来は出力運転時と停止時に分かれていた内的事象レベル 1PRA 標準を本基準内で統合している。

「指針」では，「基準」で規定された PRA の性能要求（What to do）に対応する具体的な評価手法などの仕様要求（How to do）を規定している。基本的には，「基準」の箇条に対応する構成としており，「基準」の要件に対して実務上必要となる範囲の評価手法などを規定している。このため，各箇条に対応する「基準」の箇条を付記しており，内容の理解においては，対応する「基準」の箇条も合わせて参照することが望まれる。また，活用するリスク情報によって求められる PRA の性能が異なる場合もあることから，必要な場合には対応する評価手法を区分して規定している。

### 2. 今後の階層化検討

レベル 1PRA 分科会では，内的事象レベル 1PRA に関連する標準として，PRA 用パラメータ推定の実施基準（**AESJ-SC-RK001:2015** 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015）も所掌している。この実施基準の位置付けについても検討しており，規定内容から指針に相当するものとして整理している。これによって，現状 PRA 用パラメータに関しては，「指針」から同実施基準を直接引用している。また，今般レベル 1PRA 分科会では，同実施基準の定期改定に着手しており，この整理に基づき指針の位置づけで改定していくこととしている。

これによって，内的事象レベル 1PRA に関しては，PRA のあるべき性能を規定する「基準」を頂点とし，個別の評価方法等を規定する「指針」と PRA 用パラメータ推定の指針とで構成されることになる。なお，PRA 用パラメータ推定の指針としての図書のあり方は，定期改定の中で検討していくこととしている。

**3. 地震 PRA 標準**

地震 PRA 標準の階層化として、性能規定、仕様規定などを記載する「標準」と評価適用事例などを掲載する「技術レポート」の 2 冊構成とした。

「標準」では、基本的に箇条又は細分箇条の下に「一般事項」を設け、性能規定としての要求事項を規定し、以降に仕様規定としての要求事項を規定した。2015 年版で記載されていた具体的な評価手法は附属書へ移動し、本体では評価手法を可能な限り限定しない形とした。また、2015 年版では、使用済み燃料プール・ピットの燃料損傷、地震随伴事象、複数ユニット、免震型原子力施設・設備などに関する規定は各箇条（サイト・プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析、地震ハザード評価、建屋・機器フラジリティ評価、事故シーケンス評価）に分散して規定されており、評価手順が分かりにくかったため、新たに箇条を設けて項目ごとに要求事項を整理した。「標準」は、今後の改定においても大きな変更がないようなリスク評価の本質を規定していくものと考えている。

2015 年版の附属書のうち、本体の要求事項の理解を助ける資料を附属書として整理し、具体的な評価適用事例などは「技術レポート」として分冊化した。「技術レポート」は、新たな評価手法、適用事例などを素早く取り込み、リスク評価の活用のために適宜改定を進めていくものと考えている。

---

*HASHIMOTO Kazunori[1], *TAKAHASHI Yoshiyuki[2]

[1]CRIEPI, [2]Kajima Corporation

2024年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

## （3）原子力プラントの安全性向上評価を踏まえた安全性向上対策の抽出

(3) Extraction of Safety Improvement Measures based on Safety Improvement Assessment in Nuclear power plant

*平塚　大悟[1]，堺　光晴[1]

[1] 九州電力株式会社

### 1. はじめに

当社は原子力プラントの安全性向上を自主的・継続的に図る取組みとして、安全性向上評価（以下、「SAR」という。）において、確率論的リスク評価（PRA）を実施し、PRA から得られるリスク情報を活用して安全性向上対策の抽出を行っている。本稿では、原子力規制委員会に届け出た川内原子力発電所 1 号機（以下「川内 1 号機」という。）における PRA を活用した安全性向上対策の抽出について紹介する。

### 2. SAR における PRA の活用（川内 1 号機の例）

川内 1 号機については、2017 年 7 月に国内で初めて SAR の PRA を実施し届出を行い、評価結果を公表している。なお、至近の SAR では 2022 年 7 月第 5 回 SAR において、内的事象出力時レベル 1,2PRA、2023 年 11 月第 6 回 SAR において、内的事象停止時レベル 1PRA、外的事象地震レベル 1,2PRA 及び外的事象津波レベル 1,2PRA を実施し、今後取り組むべき安全性向上対策を抽出している。安全性向上対策の抽出方法については、SAM 標準[1]を参考としており、実施した各 PRA について炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析を行い、複数の事故シーケンスグループに分類した。さらに発生頻度を考慮した重要度分類を行い、リスク寄与が大きな重要シナリオに対して、更なる安全性向上のための安全性向上対策を抽出した。

表　PRA から抽出した主な安全性向上対策の例

| 実施した PRA | 主な安全性向上対策 | 期待される効果 |
|---|---|---|
| 出力時<br>レベル 1PRA | ECCS 再循環切替自動化設備の導入 | ・ECCS 再循環切替操作を実施するための時間余裕が短いことから、切替手順の自動化により切替操作失敗のリスク低減に期待できる。 |
| 地震<br>レベル 1 PRA | 地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を防止するための原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化の教育 | ・地震による原子炉補機冷却水の漏えいを早期発見し、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。 |
| 地震<br>レベル 2 PRA | 格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加 | ・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗に至るリスク低減に期待できる。 |

### 3.まとめ

PRA から得られるリスク情報活用により有効な安全性向上対策を抽出することができた。安全性向上対策の実施可否を判断するなど、リスク情報を活用した意思決定（RIDM，Risk-Informed Decision Making）を行うためには、PRA の品質確保が重要であり、PRA 標準の階層化において、PRA の高次要求事項に対する規定を「基準」として明確化し、サポート要求や具体的な実施方法に対する要求を「指針」として規定することが PRA の品質向上に寄与すると考える。また、安全性向上対策の抽出、検査、保全活動など、様々な分野においてリスク情報を活用していくために具体的な PRA の活用事例などを「技術レポート」として充実化せていくことも重要と考える。

### 参考文献

【1】「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」

* Daigo Hiratsuka[1] and Mitsuharu Sakai[1]

[1] .Kyushu Electric Power Co.,Inc.

2024年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

## （4）原子力規制における確率論的リスク評価の活用について

(4) The application of probabilistic risk assessment in nuclear regulation

*村上　玄[1]

[1]原子力規制庁

原子力規制委員会においては、その設立の後、新規制基準を策定し、それに基づく事業者による変更許可申請に関する審査を行ってきた。また、米国型のリスクインフォームド、パフォーマンスベースト、グレーデットアプローチの考え方を主体とした検査制度を導入、運用してきたところであり、それぞれの過程で確率論的リスク評価から得られる情報を活用することとなっている。

新規制基準においては、特に出力運転状態での炉心の著しい損傷又は格納容器破損に至る可能性がある事故シーケンスグループを整理し、それぞれの事故シーケンスに対する重大事故対策の有効性を評価することを求めている。設置許可基準の解釈では、必ず想定する事故シーケンスグループを示しているが、個別プラントの内部事象及び外部事象に関する確率論的リスク評価を実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見出された場合には、これを追加することとしている。

審査の過程では、確率論的リスク評価について、日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとった標準的な手法で行われていること等を確認しているところであり、プラントによっては、想定する事故シーケンスが追加された事例もある。

検査の過程では、原子力規制検査における検査指摘事項について、安全上の重要度（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の４区分によって事業者のパフォーマンス劣化を判定するが、スクリーニングの結果「白」以上となる場合には詳細なリスク評価を実施することとなる。炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）を用い、事業者のパフォーマンス劣化を評価する。

評価にあたっては、通常時とパフォーマンス劣化時との差分としてΔCDF 及びΔCFF を算出することとなるが、その際事業者の PRA モデルを用いるため、その検査評定への適用性を確認し、結果を原子力規制委員会に報告している。これは主に日本原子力学会の PRA に関する実施基準及び米国 ASME の PRA 標準をモデルとした確認項目を採用している

審査の過程では、主に事故シーケンスグループの抽出手法の観点から日本原子力学会の PRA に関する実施基準を参照し、検査の過程では解析ツールとしての算出性能の観点から同実施基準及び米国 ASME の PRA 標準を参考にしながら確認を行っているところであるが、PRA という評価手法がどうあるべきか、という姿について、規制側として明確なものがあるわけではない。

これは、規制において確率論的リスク評価の結果を参照するものの、直接行政判断の基準として用いるわけではないということと、PRA を活用する目的に応じて、確認の深さや項目が変化するためと思われる。現在、リスク情報の活用面の議論が種々なされているが、評価結果の公平性などを考慮すると、PRA という手法がどうあるべきか、手法としての限界や、結果解釈に際しての留意点など、活用実務の観点から参照できる文書体系が望まれるところである。

*GEN Murakami[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

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

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

# [1K_PL] Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project

Chair:Akira Kirishima(Tohoku Univ.)

[1K_PL01]
Importance of the International Joint Project in Horonobe Underground Research Project
*Kazuhei Aoyagi[1] (1. JAEA)

[1K_PL02]
Task A : Solute Transport Experiment with Model Testing
*Yusuke Ozaki[1] (1. JAEA)

[1K_PL03]
Task B : Systematic Integration of Repositry Technology Options
*Akira Hayano[1] (1. JAEA)

[1K_PL04]
Task C : Full-scale Engineering Barrier System (EBS) Dismantling Experiment
*Hirokazu Ohno[1] (1. JAEA)

[1K_PL05]
Discussion
Takeshi Ebashi[1], Minoru Emori[2], Kotaro Nakata[3] (1. NUMO, 2. RWMC, 3. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

バックエンド部会セッション

# 幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開
Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

## (1) 幌延深地層研究計画における国際共同プロジェクトの重要性

(1) Importance of the International Joint Project in Horonobe Underground Research Project

*青柳　和平[1]、舘　幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構　幌延深地層研究センター

### 1. 背景と目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分の実現は、原子力を利用するすべての国の共通課題である。そのため、地層処分に取り組む国々との国際協力が重要となり、地下研究施設を活用した研究協力等が進められてきた[1]。そこで、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の協力の下、2023 年 2 月に幌延国際共同プロジェクト（Horonobe International Project: HIP）を立ち上げ、日本をはじめオーストラリア、ブルガリア、ドイツ、韓国、ルーマニア、台湾、英国の 11 の機関の参加を得て研究協力を開始した。HIP の目的は、アジア地域の地層処分に関わる国際研究開発拠点として、幌延深地層研究センターの地下施設を利用した研究開発を国内外の機関で協力しながら推進し、我が国のみならず参加国における先進的な安全評価技術や工学技術に関わる研究開発の成果を最大化することや、次世代の研究者／技術者を育成し、知識を継承することである。

### 2. プロジェクトの実施内容と幌延深地層研究計画の関係

幌延深地層研究計画は、割れ目を有する新第三紀堆積軟岩と塩水系地下水を特徴とする深部地下環境を対象に、深度 350m の調査坑道での試験研究を実施してきており、現在は深度 500m の調査坑道の掘削・整備を進めている。また、原子力機構では、「令和 2 年度以降の幌延深地層研究計画」として、図 1 に示す「必須の課題」に取り組んでいる。HIP では、これらの課題のうち、国際的な関心が高く、国際協力によって成果の最大化が期待できる研究テーマとして、「タスク A：物質移行試験」、「タスク B：処分技術の実証と体系化」、「タスク C：実規模の人工バリアシステムの解体試験」の 3 つを設定した。研究期間は 2022～2028 年度であり、前半（フェーズ 1：2022～2024 年度）と後半（フェーズ 2：2025～2028 年度）に分け、前半は主に計画の具体化や予測解析を進め、後半は原位置試験やその結果の解釈を進めることとしている。各タスクにおいて、参加機関の知見を試験計画へ反映するとともに、各機関が開発してきた解析評価手法の比較による妥当性検証などを通じて、成果を最大化することを目指している。

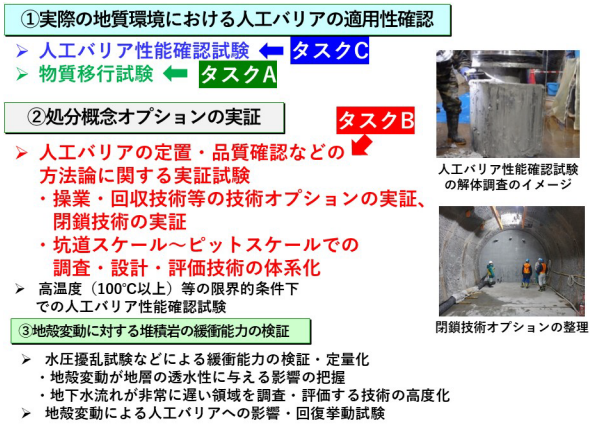



図 1　幌延深地層研究計画で掲げる必須の課題と HIP のタスクとの関連

### 3. 今後の展開

各タスクの協力を効果的に進めていくうえで、情報共有や議論の場が重要となる。これまでに、各タスクで定期的にオンライン形式でのタスク会合を開催するとともに、幌延深地層研究センターにおいて実際の試験現場を確認しながら議論する現地会合を実施した。今後は、フェーズ 1 の各タスクの成果をレポートとして取りまとめるとともに、参加機関と連携して学会発表や論文投稿などの成果発信に取り組んでいく。

謝辞：本発表は、幌延国際共同プロジェクト（HIP）の成果の一部である。

参考文献：[1] OECD/NEA: International Roundtable on the Final Disposal of High-Level Radioactive Waste and Spent Fuel Summary Report, 2020.

---

*Kazuhei Aoyagi[1], Yukio Tachi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

2024年秋の大会

バックエンド部会セッション

# 幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開
Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

## （2）タスク A：物質移行試験

(2) Task A: Solute Transport Experiment with Model Testing

*尾崎　裕介[1]

[1]日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

### 1. 背景・目的

高レベル放射性廃物の地層処分において岩盤中の物質移行の長期予測は安全評価において重要な課題の一つである。物質移行試験を実際の地層処分で想定される時間および空間スケールで実施することは不可能であるものの、地下研究施設における原位置試験を通じ、より現実に即した地下深部での物質移行挙動を再現可能なモデルの構築／検証方法を整備することにより、長期かつ大規模なスケールにおける物質移行挙動の予測精度の向上に貢献することが期待される。これらの目的を達成するために、タスク A では岩盤中の割れ目を対象とした物質移行試験を実施し、原位置の状況を詳細に反映した物質移行をモデリングする手法の構築を目的としている。また、これまで幌延深地層研究センターの地下施設（幌延 URL）では、主に深度 350m において物質移行試験を実施しているが、タスク A ではこれまで物質移行試験の実施例が少なく、より割れ目が高い頻度で存在する深度 250m の岩盤を対象とする。これまでの研究結果とタスク A で取得される試験結果や調査手順を比較することにより、深度や地質条件が異なる場合において調査手法の知見や既存のデータベースがどの程度活用可能かを検討することもタスク A の目的である。

### 2. 実施内容と現状

タスク A では、プロジェクトを通して物質移行データの取得及びモデルの構築と検証に取り組む。また、異なる条件下での原位置試験を実施し、モデル構築と検証に異なるデータを使用することで汎用的なモデリング手法の構築を目標としている。現在実施しているモデル構築では、数値解析、室内試験、原位置試験を参加機関が分担して実施している（図 1）。数値解析では、取得されたデータを用いたモデリングだけでなく、各機関が使用する解析ツールが異なることから深度 350m で実施した過去の試験を題材としたベンチマークテストを実施することにより、各々の解析ツールの特性を評価する。室内試験では、参加機関が同一および異なる種類のトレーサーを使用した試験を実施することで、データの信頼性を向上させるとともに効率的にデータを整備している。原位置試験では、オンライン形式で定期的に実施するタスク会合を通じて海外の参加機関の知見や意見を取り入れながら実施している。

### 3. 今後の展開

今年度は幌延 URL の深度 250m 周辺に分布する珪藻質泥岩を対象に原位置トレーサー試験を実施し、物質移行モデルの構築に必要なデータの取得を完了する予定である。モデルの検証段階においては、今後新たに取得される試験結果から、構築したモデルの妥当性や汎用性を確認することが課題の一つである。また、堆積岩を地層処分の対象としていない国からの参加機関もあることから、得られた成果を岩種によらないより汎用的な知見につなげることも課題の一つである。

謝辞：本発表は、幌延国際共同プロジェクト（HIP）の成果の一部である。

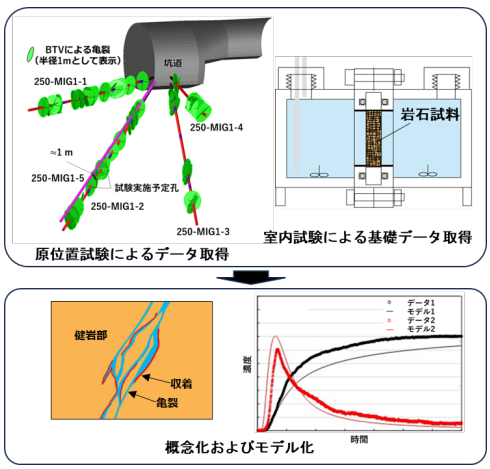



図 1　モデル構築段階での実施内容

*Yusuke Ozaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

2024年秋の大会

バックエンド部会セッション

# 幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開

Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project（HIP）

## （3）タスク B：処分技術の実証と体系化

(3) Task B: Systematic Integration of Repository Technology Options

*早野　明[1]

[1]日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

### 1. 背景・目的

高レベル放射性廃棄物処分場では、処分坑道や処分孔を配置する場所として好ましくない特性を有する地質構造を避け、適した岩盤領域にそれらが配置される。また、掘削される坑道やその周辺岩盤に発生する掘削損傷領域（EDZ）が水みちになることで地上と地下施設が直結する物質移行経路となることを防ぐために、坑道埋め戻しや止水プラグといった坑道シーリング技術による対策が考えられている。図 1 に示す通り、処分坑道や処分孔に交差する断層・割れ目の分布、それらの規模や水理特性などが放射性核種の移行および人工バリアの長期安定性に及ぼす影響とそれらに対する対策を考慮して配置を検討する必要がある。さらに、処分場における地質環境特性調査から処分坑道や処分孔を含む地下施設の設計・建設、人工バリアの定置、そして処分場の閉鎖までの各プロセスにおいて適用可能な技術オプションも考慮される。よって、一連のプロセスにおける技術オプションを体系的に統合しながら、処分坑道や処分孔の配置を合理的に判断できる指標を整備することが重要である。HIP のタスク B では、新第三紀堆積岩類を対象とした幌延深地層研究センターの地下施設（以下、幌延 URL）での調査・施工を事例に、処分坑道や処分孔を配置するための指標設定を試行するとともに、処分場の設計・施工・操業などに関連する技術オプションを体系的に例示する。

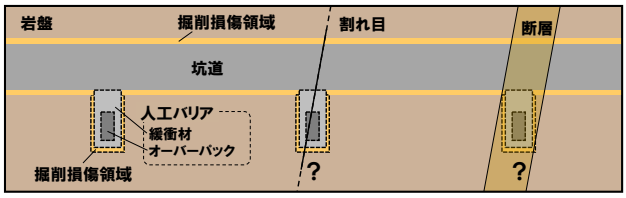



図 1　処分坑道や処分孔を配置する際に考慮する割れ目や断層の特徴を表す模式図

### 2. 実施内容と現状

既存文献の調査や HIP の参加機関からの情報提供により、処分坑道や処分孔の配置に必要な指標とその考え方を議論する上で必要な情報を収集するとともに、幌延 URL 周辺の地質環境を考慮して重点的に取り組むべき事象について議論を進めている。処分坑道や処分孔を配置する際の主な懸念事象は、岩盤の力学的強度低下による処分坑道・処分孔の崩落や、処分孔内への湧水による緩衝材の品質低下である。これらに対して配置を判断するための指標を設定するために、坑道や試験孔への湧水量や EDZ の発達を予測する解析に取り組んでいる。この解析結果の評価のみならず設定する指標の妥当性は、500m 試験坑道 8、9 における坑道掘削前および掘削中に実施する原位置調査（図 2）、坑道掘削、処分孔を模擬した試験孔掘削などを通じて議論する。また、処分場の操業や閉鎖に関連する技術開発の一環として、350m 試験坑道 6 において実規模スケールの坑道埋め戻しおよび止水プラグ設置を原位置で実証する。現在、これに先立ち、既に掘削された試験坑道 6 周辺における EDZ の割れ目を含む地質構造分布や水理特性を把握するための調査に取り組んでいる。その他、処分孔への緩衝材定置や廃棄体回収など処分場の詳細設計・施工に係る技術オプションを開発している。

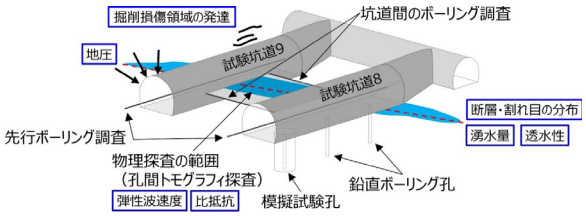



図 2　500m 試験坑道 8、9 における原位置調査を表す模式図

### 3. 今後の展開

今後、令和 6 年度末頃から 500m 試験坑道 8、9 の掘削に先立つボーリング調査を開始し、順次、各施工・調査・試験を実施する予定である。また、令和 8 年度から 350m 試験坑道 6 での坑道埋め戻しおよび止水プラグ設置の施工試験を行う予定である。

謝辞：本発表は HIP の成果の一部である。また、本研究の一部は、令和 5 年度より経済産業省資源エネルギー庁から受託している「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（地層処分施設施工・操業技術確証試験）」の成果を使用している。

*Akira HAYANO, Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

2024年秋の大会

バックエンド部会セッション

# 幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開
Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

## (4) タスク C：実規模の人工バリアシステムの解体試験

(4) Task C: Full-scale Engineering Barrier System (EBS) Dismantling Experiment

*大野 宏和[1]

[1]日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

### 1. 背景・目的

高レベル放射性廃物の地層処分において、人工バリア定置後のニアフィールドにおいては、廃棄体の放熱、地下水の浸潤とそれに伴う緩衝材の膨潤応力の発生、間隙水の化学的特性の変化、オーバーパックの腐食など複数の現象が相互に影響し合った複雑な系となることが予想される。地層処分の安全評価においては、このような熱－水－応力－化学連成現象（THMC 連成現象）を予測するための解析コードの整備が重要となる。幌延深地層研究センターの地下施設（幌延 URL）では、実規模大の人工バリアを堆積岩に定置し、坑道の一部を埋め戻した人工バリア性能確認試験を実施し、ニアフィールドの過渡期状態変遷の評価に必要なデータを緩衝材や埋め戻し材中に設置したセンサーで取得している。タスク C は、それらのデータに加えて、人工バリア性能確認試験の解体試験で取得されるデータを用いて、連成現象の理解や解析コードの検証を国際共同プロジェクトとして実施するものである。

### 2. 実施内容と現状

タスク C では、既設センサーによるデータ計測の継続、解体試験計画の策定、解体試験の実施および解体試験のデータを使用した解析コードの検証を予定している。現在は、計測されたデータを基に解体試験のサンプリング案などについて参加機関と議論している。解体試験では、緩衝材や埋め戻し材の飽和度、乾燥密度、間隙水組成などを分析するとともに、人工バリア（緩衝材、模擬オーバーパック）、埋め戻し材、コンクリート材料の界面現象を調査する予定である。解体試験のデータはセンサーで取得したデータとともに連成現象の理解や連成解析コードの検証データとして使用される。解析コードの検証に当たっては、参加機関が保有する解析コードの間の比較を行うことで、それぞれの解析コードの特性を把握するとともに、連成現象を説明するうえで重要となるプロセスを抽出する。

### 3. 今後の展開

人工バリア性能確認試験は、堆積岩・塩水系地下水が分布する幌延 URL の地質環境を一例とした、実規模大の原位置試験であり、2026 年度から開始する予定の解体試験で得られる情報は、塩水系地下水環境下におけるニアフィールドの連成現象を理解するうえで重要な情報となる。解体試験を含む原位置試験の解釈には様々な専門知識が必要とされるため、参加機関が保有する専門知識や解析評価結果を組み合わせることで、THMC 連成現象の理解と評価技術の高度化を目指す。

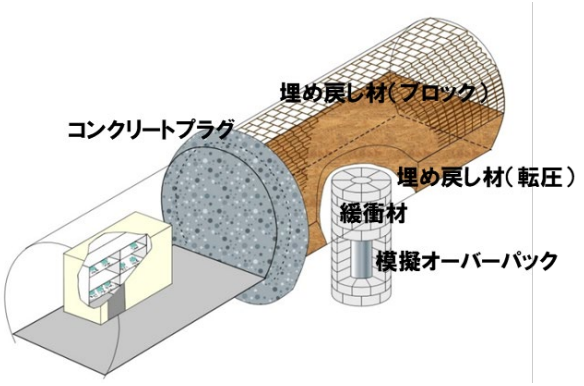



図 1 人工バリア性能確認試験の概要図

謝辞：本発表は、幌延国際共同プロジェクト（HIP）の成果の一部である。

*Hirokazu Ohno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

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

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

# [1K_PL] Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project

Chair:Akira Kirishima(Tohoku Univ.)

## [1K_PL05] Discussion

Takeshi Ebashi[1], Minoru Emori[2], Kotaro Nakata[3] (1. NUMO, 2. RWMC, 3. CRIEPI)

The Horonobe International Project (HIP) was started in 2023 with the participation of 11 organisations from 8 countries/regions. The HIP offers the Horonobe Underground Research Laboratory (URL) as a platform for international collaboration. The main objectives of the HIP are to develop and demonstrate advanced technologies to be used in repository design, operation and closure and a realistic safety assessment in deep geological disposal, and to encourage and train the next generation of engineers and researchers. In this session, JAEA will present the objectives of the HIP and the plans and current status of each task as an operating agent. Then, Japanese participating organizations, NUMO, CRIEPI, and RWMC, will present their opinions to the HIP, then comprehensive discussion will be held on expectations for the HIP in the future.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

# [1L_PL] Issues and corresponmdance in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

[1L_PL01]
Overview of the program
*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02]
Development of curriculum and production of open educational resources
*Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03]
Experiments and Practice Using Large Facilities
*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

[1L_PL04]
Current Issues and Correspondence
*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL05]
Nuclear Open Campus
*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1L_PL06]
Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

1L_PL01-05 は同予稿



教育委員会セッション

# 国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒﨑　健[1]，*小崎　完[2]，*若林源一郎[3]，*小原　徹[4]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]近畿大学，[4]東京工業大学

## (1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「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、英語表記（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society）の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議（とりまとめ：北大）、国際グループ会議（とりまとめ：東工大）、実験・実習グループ会議（とりまとめ：近大・京大）、産学連携グループ会議（とりまとめ：福井大）を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD（名大・山本章夫教授）、PO（京大・黒﨑）、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒﨑）

## (2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点とした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。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている（2024 年 3 月末現在）。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000～18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」（11 時間構成）、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座（MOOC）「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発（大間）・環境研の見学会、JAEA（幌延、NSRR、タンデム）での実習、北大（HUNS）での放射化実習、北海道電力（泊発電所）見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習･アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。（北大・小崎）

1L_PL01-05 は同予稿

### (3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉およ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」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

### (4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒﨑）

### (5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

1L_PL01-05 は同予稿

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

### (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、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Tamotsu KOZAKI[2], *Genichiro WAKABAYASHI[3], *Toru OBARA[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Kindai Univ., [4]Tokyo Tech.,

1L_PL01-05 は同予稿



教育委員会セッション

# 国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒﨑　健[1]，*小崎　完[2]，*若林源一郎[3]，*小原　徹[4]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]近畿大学，[4]東京工業大学

## (1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「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、英語表記（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society）の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議（とりまとめ：北大）、国際グループ会議（とりまとめ：東工大）、実験・実習グループ会議（とりまとめ：近大・京大）、産学連携グループ会議（とりまとめ：福井大）を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD（名大・山本章夫教授）、PO（京大・黒﨑）、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒﨑）

## (2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点とした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。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている（2024 年 3 月末現在）。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000～18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」（11 時間構成）、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座（MOOC）「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発（大間）・環境研の見学会、JAEA（幌延、NSRR、タンデム）での実習、北大（HUNS）での放射化実習、北海道電力（泊発電所）見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習･アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。（北大・小崎）

1L_PL01-05 は同予稿

### (3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉およ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」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

### (4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒﨑）

### (5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

1L_PL01-05 は同予稿



約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

### (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、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Tamotsu KOZAKI[2], *Genichiro WAKABAYASHI[3], *Toru OBARA[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Kindai Univ., [4]Tokyo Tech.,

1L_PL01-05 は同予稿



教育委員会セッション

# 国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒﨑　健[1]，*小崎　完[2]，*若林源一郎[3]，*小原　徹[4]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]近畿大学，[4]東京工業大学

## (1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「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、英語表記（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society）の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議（とりまとめ：北大）、国際グループ会議（とりまとめ：東工大）、実験・実習グループ会議（とりまとめ：近大・京大）、産学連携グループ会議（とりまとめ：福井大）を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD（名大・山本章夫教授）、PO（京大・黒﨑）、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒﨑）

## (2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点とした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。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている（2024 年 3 月末現在）。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000～18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」（11 時間構成）、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座（MOOC）「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発（大間）・環境研の見学会、JAEA（幌延、NSRR、タンデム）での実習、北大（HUNS）での放射化実習、北海道電力（泊発電所）見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習･アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。（北大・小崎）

1L_PL01-05 は同予稿

### (3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉およ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」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

### (4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒﨑）

### (5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

1L_PL01-05 は同予稿

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

### (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、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Tamotsu KOZAKI[2], *Genichiro WAKABAYASHI[3], *Toru OBARA[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Kindai Univ., [4]Tokyo Tech.,

1L_PL01-05 は同予稿



教育委員会セッション

# 国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒﨑　健[1]，*小崎　完[2]，*若林源一郎[3]，*小原　徹[4]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]近畿大学，[4]東京工業大学

## (1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「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、英語表記（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society）の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議（とりまとめ：北大）、国際グループ会議（とりまとめ：東工大）、実験・実習グループ会議（とりまとめ：近大・京大）、産学連携グループ会議（とりまとめ：福井大）を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD（名大・山本章夫教授）、PO（京大・黒﨑）、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒﨑）

## (2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点とした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。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている（2024 年 3 月末現在）。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000～18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」（11 時間構成）、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座（MOOC）「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発（大間）・環境研の見学会、JAEA（幌延、NSRR、タンデム）での実習、北大（HUNS）での放射化実習、北海道電力（泊発電所）見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習･アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。（北大・小崎）

1L_PL01-05 は同予稿

### (3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉およ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」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

### (4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒﨑）

### (5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

1L_PL01-05 は同予稿

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

### (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、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Tamotsu KOZAKI[2], *Genichiro WAKABAYASHI[3], *Toru OBARA[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Kindai Univ., [4]Tokyo Tech.,

1L_PL01-05 は同予稿



教育委員会セッション

# 国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒﨑　健[1]，*小崎　完[2]，*若林源一郎[3]，*小原　徹[4]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]近畿大学，[4]東京工業大学

## (1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「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、英語表記（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society）の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議（とりまとめ：北大）、国際グループ会議（とりまとめ：東工大）、実験・実習グループ会議（とりまとめ：近大・京大）、産学連携グループ会議（とりまとめ：福井大）を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD（名大・山本章夫教授）、PO（京大・黒﨑）、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。（京大・黒﨑）

## (2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点とした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。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている（2024 年 3 月末現在）。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000～18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」（11 時間構成）、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座（MOOC）「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発（大間）・環境研の見学会、JAEA（幌延、NSRR、タンデム）での実習、北大（HUNS）での放射化実習、北海道電力（泊発電所）見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習･アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。（北大・小崎）

1L_PL01-05 は同予稿

### (3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉およ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」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

### (4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒﨑）

### (5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

1L_PL01-05 は同予稿



約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

### (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、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

---

*Ken KUROSAKI[1], *Tamotsu KOZAKI[2], *Genichiro WAKABAYASHI[3], *Toru OBARA[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Kindai Univ., [4]Tokyo Tech.,

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room L(Recture RoomsB 2F B201)

# [1L_PL] Issues and corresponmdance in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

## [1L_PL06] Discussion

現在、文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業では、令和2年度に採択された6課題7機関を中心にANECと称するコンソーシアムを形成し、我が国全体として原子力分野の人材育成を推進している。本企画セッションでは、本事業を通じて見えてきた原子力人材育成の課題とその対応について討論する。特に、課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について、最後の総合討論の時間を使って会場参加者全員で討論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Space Nuclear Technologies

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

## [1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair:Jun Nishiyama(TCU)

[1M_PL01]

Establishment of Research Committee on Space Nuclear Technologies

*Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

[1M_PL02]

Past and future prospects for the use of nuclear energy in space

*Osamu Kawasaki[1] (1. JAXA)

[1M_PL03]

Panel discussion "Prospects for domestic space exploration and nuclear energy"

All Research Committee Members

[1M_PL04]

Free discussion

©Atomic Energy Society of Japan

1M_PL01-02 は同予稿

2024年秋の大会

総合講演・報告「宇宙原子力技術」研究専門委員会

# 原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望

Nuclear × Space :　Possibilities and prospects of space nuclear technology

*高木　直行[1]，*川崎　治[2]，西山　潤[1]

[1]東京都市大学、[2]JAXA

## 1. 背景

近年の科学技術の発展とともに、天体物理や宇宙化学分野における知の探究や人類の活動範囲拡大を目的として、太陽系外縁天体や地球外の生命の探査、有人火星探査などのプロジェクトが検討・実施されている。これら宇宙探査には機器の動力源としての電源が必須だが、木星以遠になると太陽光強度は 1/25 以下に減少するため、太陽パネルや蓄電池に依存する限りは探査範囲や観測内容に制約が生じる。従って、例えば太陽系外縁や生命の存在が期待されている木星の衛星エウロパや土星の衛星エンケラドスなどの探査、頻繁に砂嵐の吹き荒れ日光が遮断される火星表面への有人基地建設、月の極地や竪穴内の探査活動などには、原子力エネルギーが最有力な選択肢となる。

## 2. 原子力電池の活用実績

世界（特にアメリカやロシア）では、放射性同位体を用いた電源利用・熱源利用、宇宙基地用の小型原子炉、ロケット推進のための原子炉技術などの研究開発が長年進められてきており、中でも原子力電池(Radioisotope thermoelectric generator; RTG）は実際に宇宙探査に使われた多数の実績がある。

RTG はアメリカのボイジャー計画による外惑星探査をはじめ数多くの探査に使用されている。近年では火星探査車キュリオシティ、パーシビアランスによる火星探査や、探査機カッシーニによる土星探査があり、特に土星の衛星エンケラドスの探査では地下に液体の海が存在することを示す氷のプルーム噴出を発見する成果をあげている。図 1 にキュリオシティ計画に用いられた最新式の RTG の構成図を示す。これは Pu-238 ペレットを束ねてモジュール化した熱源(GPHS)の個数を調整することにより、様々な出力要請に対応できる多目的原子力電池(Multi-mission radioisotope thermoelectric generator; MMRTG)である。PbTe/TAGS ベースの熱電対を用い一つのモジュール出力は 100～125 W であり、電気への変換効率は 5～10%であるが、残りの熱は電子機器の保温加熱に有効活用されている。

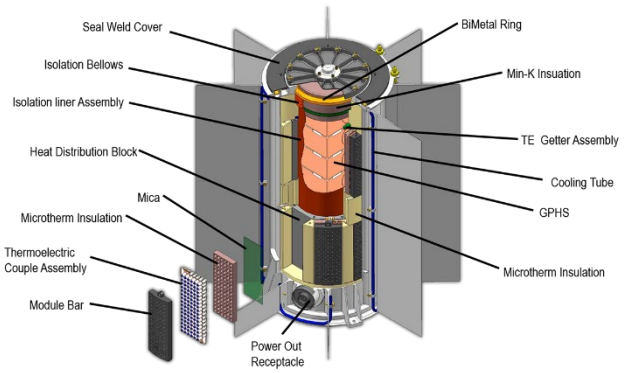



図1　キュリオシティ計画（2011 年打ち上げ）に搭載された多目的原子力電池 MMRTG（Image: NASA via Slideplayer）

こうした RTG は、熱源となる放射性同位元素や電池の構成は異なるものの欧州、中国、韓国でも開発が行われているが、日本では同分野の研究事例は少数ながら存在するものの取り組みの規模は小さく、組織間の連携も薄い状況にある。実際に探査に適用された事例は皆無である。一方で、日本には小惑星探査機「はやぶさ」に代表される無人探査の実績の他、電気推進技術や高性能宇宙用電池などの要素技術力が蓄積されており、原子力との組み合わせに適した宇宙用技術に強みがある。

## 2. 委員会の目的

本専門委員会では、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的として 2023 年 11 月から活動を開始した。二カ月に一度程度の頻度で委員会を催し、原子力技術の宇宙利用に関する世界の最新動向調査や、原子力技術応用に適した具体的な宇宙探査ミッションに要求される性能、技術的制限や規制、現状の技術レベルについて取り

1M_PL01-02 は同予稿

まとめていく予定である。

こうした原子力と宇宙技術の両分野の専門家から構成される委員会活動は、宇宙分野と原子力分野の連携を強化し、我が国の基幹科学技術分野における研究開発の活性化に資するものと期待される。

**3. 総合講演「原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望」**

本企画セッションでは、はじめに本委員会の設立趣旨および活動の概要について説明を行う。次に、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。続いて、宇宙探査などに適用する原子力技術について、国内における研究開発実績や状況についてパネリスト（各所属組織、主に委員）から紹介し、今後の宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてパネル討論を行う。引き続きセッション参加者を交えて自由討論を行う。

１.「宇宙原子力技術」研究専門委員会設立について

２．これまでの原子力の宇宙利用と将来展望

３．パネル討論「国内の宇宙開発と原子力の展望」

４．自由討論

本セッションは､「宇宙原子力技術」研究専門員会の活動をまずは原子力学会内で知っていただくとともに、参加者、特に原子力に関わる多分野の専門家から、今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開、逆に極限環境における宇宙技術の地上や社会へ還元する応用方法等について広く意見をいただきたいと考えている。

---

*Naoyuki Takaki[1], *Osamu Kawasaki[2], Jun Nishiyama[1]

[1]Tokyo City University, [2]JAXA

1M_PL01-02 は同予稿

2024年秋の大会

総合講演・報告「宇宙原子力技術」研究専門委員会

# 原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望

Nuclear × Space :　Possibilities and prospects of space nuclear technology

*高木　直行[1]，*川崎　治[2]，西山　潤[1]

[1]東京都市大学、[2]JAXA

## 1. 背景

近年の科学技術の発展とともに、天体物理や宇宙化学分野における知の探究や人類の活動範囲拡大を目的として、太陽系外縁天体や地球外の生命の探査、有人火星探査などのプロジェクトが検討・実施されている。これら宇宙探査には機器の動力源としての電源が必須だが、木星以遠になると太陽光強度は 1/25 以下に減少するため、太陽パネルや蓄電池に依存する限りは探査範囲や観測内容に制約が生じる。従って、例えば太陽系外縁や生命の存在が期待されている木星の衛星エウロパや土星の衛星エンケラドスなどの探査、頻繁に砂嵐の吹き荒れ日光が遮断される火星表面への有人基地建設、月の極地や竪穴内の探査活動などには、原子力エネルギーが最有力な選択肢となる。

## 2. 原子力電池の活用実績

世界（特にアメリカやロシア）では、放射性同位体を用いた電源利用・熱源利用、宇宙基地用の小型原子炉、ロケット推進のための原子炉技術などの研究開発が長年進められてきており、中でも原子力電池(Radioisotope thermoelectric generator; RTG）は実際に宇宙探査に使われた多数の実績がある。

RTG はアメリカのボイジャー計画による外惑星探査をはじめ数多くの探査に使用されている。近年では火星探査車キュリオシティ、パーシビアランスによる火星探査や、探査機カッシーニによる土星探査があり、特に土星の衛星エンケラドスの探査では地下に液体の海が存在することを示す氷のプルーム噴出を発見する成果をあげている。図 1 にキュリオシティ計画に用いられた最新式の RTG の構成図を示す。これは Pu-238 ペレットを束ねてモジュール化した熱源(GPHS)の個数を調整することにより、様々な出力要請に対応できる多目的原子力電池(Multi-mission radioisotope thermoelectric generator; MMRTG)である。PbTe/TAGS ベースの熱電対を用い一つのモジュール出力は 100～125 W であり、電気への変換効率は 5～10%であるが、残りの熱は電子機器の保温加熱に有効活用されている。

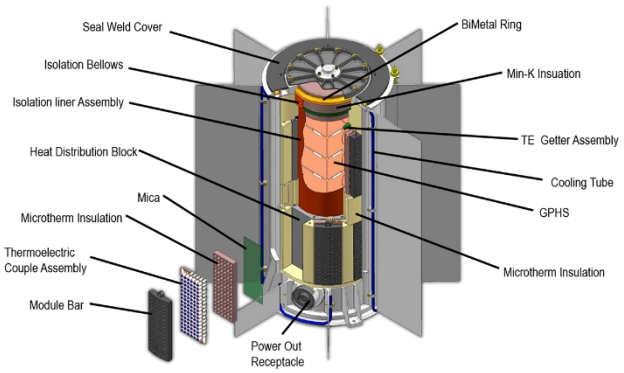



図1　キュリオシティ計画（2011 年打ち上げ）に搭載された多目的原子力電池 MMRTG（Image: NASA via Slideplayer）

こうした RTG は、熱源となる放射性同位元素や電池の構成は異なるものの欧州、中国、韓国でも開発が行われているが、日本では同分野の研究事例は少数ながら存在するものの取り組みの規模は小さく、組織間の連携も薄い状況にある。実際に探査に適用された事例は皆無である。一方で、日本には小惑星探査機「はやぶさ」に代表される無人探査の実績の他、電気推進技術や高性能宇宙用電池などの要素技術力が蓄積されており、原子力との組み合わせに適した宇宙用技術に強みがある。

## 2. 委員会の目的

本専門委員会では、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的として 2023 年 11 月から活動を開始した。二カ月に一度程度の頻度で委員会を催し、原子力技術の宇宙利用に関する世界の最新動向調査や、原子力技術応用に適した具体的な宇宙探査ミッションに要求される性能、技術的制限や規制、現状の技術レベルについて取り

1M_PL01-02 は同予稿

まとめていく予定である。

こうした原子力と宇宙技術の両分野の専門家から構成される委員会活動は、宇宙分野と原子力分野の連携を強化し、我が国の基幹科学技術分野における研究開発の活性化に資するものと期待される。

**3. 総合講演「原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望」**

本企画セッションでは、はじめに本委員会の設立趣旨および活動の概要について説明を行う。次に、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。続いて、宇宙探査などに適用する原子力技術について、国内における研究開発実績や状況についてパネリスト（各所属組織、主に委員）から紹介し、今後の宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてパネル討論を行う。引き続きセッション参加者を交えて自由討論を行う。

１.「宇宙原子力技術」研究専門委員会設立について

２．これまでの原子力の宇宙利用と将来展望

３．パネル討論「国内の宇宙開発と原子力の展望」

４．自由討論

本セッションは､「宇宙原子力技術」研究専門員会の活動をまずは原子力学会内で知っていただくとともに、参加者、特に原子力に関わる多分野の専門家から、今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開、逆に極限環境における宇宙技術の地上や社会へ還元する応用方法等について広く意見をいただきたいと考えている。

---

*Naoyuki Takaki[1], *Osamu Kawasaki[2], Jun Nishiyama[1]

[1]Tokyo City University, [2]JAXA

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Space Nuclear Technologies

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

# [1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair:Jun Nishiyama(TCU)

## [1M_PL03] Panel discussion "Prospects for domestic space exploration and nuclear energy"

All Research Committee Members

本研究専門委員会は、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的としている。本セッションでは委員会の設立趣旨および活動概要の説明を行い、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。宇宙探査に適用する原子力技術について、研究開発実績や状況をパネリストから紹介し、宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてのパネル討論とセッション参加者を交えた自由討論を行う。原子力に関わる多分野の専門家から今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開について広く意見をいただくことを目的とする。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Space Nuclear Technologies

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

# [1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair:Jun Nishiyama(TCU)

## [1M_PL04] Free discussion

本研究専門委員会は、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的としている。本セッションでは委員会の設立趣旨および活動概要の説明を行い、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。宇宙探査に適用する原子力技術について、研究開発実績や状況をパネリストから紹介し、宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてのパネル討論とセッション参加者を交えた自由討論を行う。原子力に関わる多分野の専門家から今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開について広く意見をいただくことを目的とする。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

# [1N_PL] Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

Chair:Takashi Shimada(MFBR)

[1N_PL01]
Significance of Fuel Cycle Analysis and Purpose of Establishment of the Committee

*Kenji Takaeshita[1] (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02]
Domestic and International Activities of Fuel Cycle Analysis

*Tomohiro Okamura[1] (1. Tokyo Tech)

[1N_PL03]
Current status and Issues of Fuel Cycle Analysis Technique

*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

[1N_PL04]
Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*Naoto Aizawa[1] (1. Tohoku Univ.)

[1N_PL05]
Considerations for Benchmark of Future Nuclear Fuel Cycle Technologies

*Masahiko Nakase[1] (1. Tokyo Tech)

[1N_PL06]
Panel Discussion on the Update of Fuel Cycle Analysis

Members in Research Committee

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

# 原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

## （1）諸量評価の意義と委員会の設立趣旨

(1) Significance of Fuel Cycle Analysis and Purpose of Establishment of the Committee

*竹下 健二[1]，岡村 知拓[1]，相澤 直人[2]，中瀬 正彦[1]，島田 隆[3]，西原 健司[4]

[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]三菱 FBR システムズ，[4]日本原子力研究開発機構

### 1. 背景

日本国政府における GX 推進法案が成立し、次世代軽水炉、高速炉、ガス炉、小型モジュール炉など次世代革新炉を中心に将来の原子力利用に関する議論が行われている。また、核燃料サイクルについては現行軽水炉の使用済燃料を対象とした六ケ所再処理工場の稼働が間近であり、プルサーマル使用済燃料の再処理などプルトニウムの更なる利用を目指す研究も行われている。社会の支持を受けて着実にこれらの研究開発を進めるためには、原子炉並びに核燃料サイクル、高レベル廃棄物処分の原子力将来シナリオ（以下「シナリオ」という）をより具体的に示す必要性がある。

### 2. 諸量評価の意義

諸量評価とは、原子炉および核燃料サイクルの各プロセスの規模や物流（諸量）を定量化することを指す。諸量評価の目的は様々であるが、以下 3 点に集約される。

1. 長期の政策や研究開発方針の根拠となる情報の取得
   国策に位置づけられている核燃料サイクルに関する政策方針は、長期にわたる投資、地域社会への影響、国際関係等の政治的・社会的な非常に大きな影響を与える。より効果的な原子力政策や研究開発に関する意思決定には、将来起こりうる多様なシナリオの綿密な予測および、分析が必要不可欠である。そのため将来シナリオや技術オプションの導入効果を定量化することができる諸量評価は、原子力政策や研究開発方針の根拠となる予測・分析に大きな役割を果たす。
2. 使用済み燃料の管理計画や原子力関連施設の整備計画の立案
   使用済み燃料の再処理を含む管理計画の検討には長期の物量評価が不可欠である。原子力施設は計画、設計、許認可、建設を経て運転を行うまでの期間が非常に長く、また、国内外の様々な外部要因を考慮する必要があるため、長期の施設計画を立案するために諸量評価を行うことが不可欠である。
3. 一般社会とのコミュニケーションに必要な情報の取得
   放射性物質を取り扱う原子力利用、特にウランやプルトニウムなどの核拡散上の影響が大きい核物質を取扱い、また、高レベル放射性廃棄物などの扱いが難しい廃棄物が発生する核燃料サイクルを維持・発展させるためには、社会への透明性のある情報発信が不可欠である。仏国では、政府方針に基づく将来シナリオの諸量評価を行い、それを社会とのコミュニケーションのツールの 1 つとして活用している。

### 3. 日本国内での諸量評価技術の整備状況

諸量評価を行うための解析システムを「核燃料サイクルシミュレータ」と呼ぶ。これまで原子力機構の FAMILY-21[1]をはじめ、東芝 ESS の ATRUNCYS[2]、MHI の MISA[3]などの様々な機関が独自のシミュレータを開発してきている。近年では、国内で汎用性に優れた NMB4.0[4]がオープンソースで公開されるなど研究開発が活発化している。しかしながら、各機関で開発されているシミュレータの多くは公開されておらず、それぞれのシミュレータで採用されているモデルやデータベースに明確化されていない不確かさが存在する。

上述の通り、今後の原子力政策や次世代技術の導入における議論や意思決定、原子力施設の利用計画、更には社会とのコミュニケーションの様々な面において諸量評価は重要な役割を担う。そのため各機関で開発されているそれぞれのシミュレータの特性を詳細に把握し、信頼性向上を目指した諸量評価の国内基盤の整備が必要である。

**4. 委員会の設立趣旨と活動内容**

これらの状況を受け、核燃料サイクルシミュレータの信頼性を高め、将来の原子力利用の在り方やシナリオ設定の議論に不可欠なツール、インフラの一つとして活用される基盤整備を行うための「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会を日本原子力学会に 2023 年 12 月に設立した。核燃料サイクルシミュレータの信頼性向上には分野横断的な議論が必要であり、燃料、原子炉、再処理、放射性廃棄物、地層処分、経済、社会科学、エネルギー政策などに精通する 52 名（2024 年 7 月末現在）の専門家が参画を得て、以下の項目①～④を実施する計画である。現在は②、③に関する検討を、委員会参加者を 15 個のワーキンググループに分かれて実施している（図 1）。なお、現在当委員会でベンチマークを実施する核燃料サイクルシミュレータは ATRANCYS、MISA、NMB の 3 つである。

① 国内外の核燃料サイクルシミュレータおよび、それらを用いた諸量評価研究を調査する。
② 今後利用が想定される原子炉技術や核燃料サイクル技術に関連するシナリオ評価に必要なデータセット（標準ライブラリ）を、専門家委員の最新知見に基づいて作成する。
③ ベンチマークを目的としたシナリオ例を設定し、①②を反映した各核燃料サイクルシミュレータを用いた諸量評価の比較・考察を行う。その結果を基に、核燃料サイクルシミュレータが備えるべき信頼性確保の要件を研究する。
④ ①～③の研究成果について、学会の企画セッションでの議論も通じてまとめ、報告する。

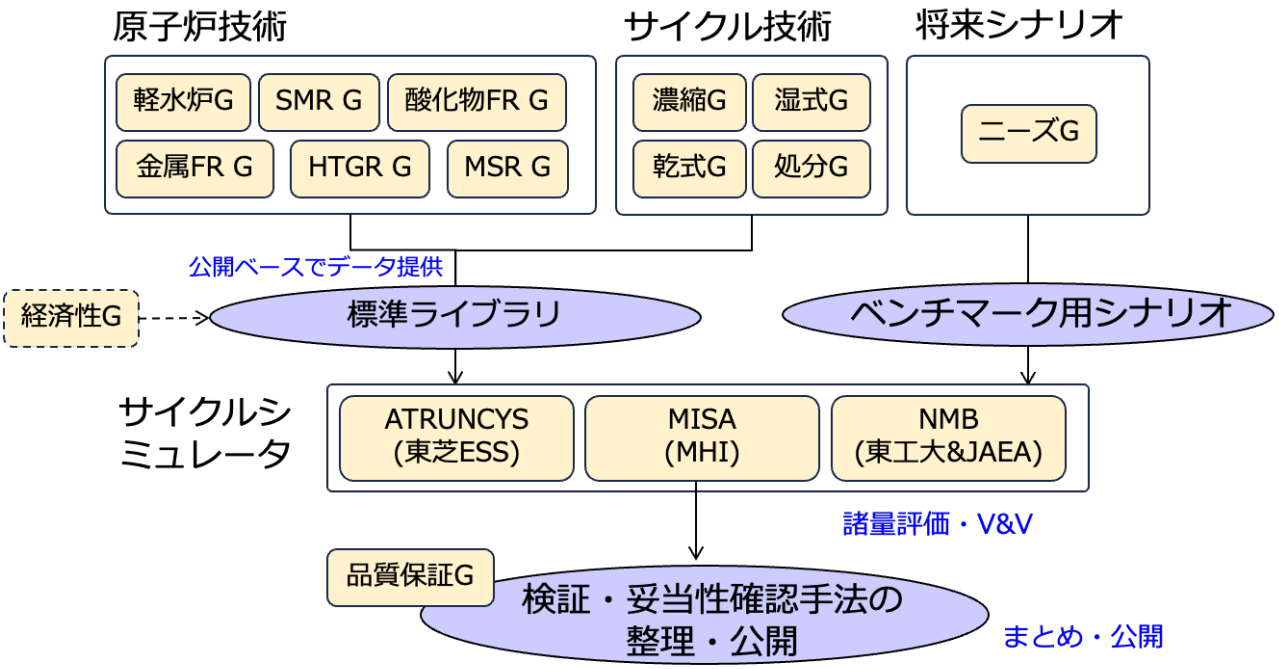



図 1 委員会におけるタスクとワーキンググループ編成

**参考文献**

[1]大滝 明, 小野 清, 佐藤 良樹, 核燃料サイクル諸量解析コード FAMILY-21 の機能拡張, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, 2010.
[2] Satoshi Wada, Tsukasa Sugita, Kenichi Yoshioka, Shungo Sakurai, Rei Kimura, Kouji Hiraiwa, and Rie Aizawa, NUCLEAR FUEL CYCLE SIMULATION CODE; ATRUNCYS, Proceedings of PHYSOR 2018, Apr. 22-26, Cancun, Mexico, 2018.
[3] 島田 隆, 松井 嶺迪, 西村 正史, 石田 安弘, 森 行秀, 黒田 一彦, 軽水炉から高速増殖炉への移行期に適した再処理施設の検討：プルトニウム需要面から見た第二再処理工場検討への提案, 日本原子

力学会和文論文誌 **10**(4), 310-322, 2011. doi:10.3327/taesj.J10.028.
[3] Tomohiro Okamura, Ryota Katano, Akito Oizumi, Kenji Nishihara, Masahiko Nakase, Hidekazu Asano and Kenji Takeshita, NMB4.0: development of integrated nuclear fuel cycle simulator from the front to back-end, EPJ Nuclear Science and Technology. **7**(19), 2021. DOI: https://doi.org/10.1051/epjn/2021019

---

*Kenji Takeshita[1], Tomohiro Okamura[1], Naoto Aizawa[2], Masahiko Nakase[1], Takashi Shimada[3] and Kenji Nishihara[4]
[1]TokyoTech, [2]Tohoku Univ., [3]MFBR and [4]JAEA

2024年秋の大会

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

# 原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

## （2）国内外における諸量評価の利用

(2) Domestic and International Activities of Fuel Cycle Analysis

*岡村 知拓[1]

[1]東京工業大学

### 1. 背景

諸量評価とは、原子炉および核燃料サイクルの各プロセスの規模や物量（諸量）を定量化することを指し、長期の原子力発電シナリオの分析や原子力関連施設の整備計画等に活用されている。諸量評価の方法は様々あるものの、時間因子の考慮の違いによって大きく Static（静的）と Dynamic（動的）の２種類に分類される。静的な諸量評価は、主に ORIGEN[1]等を用いた単一・平衡炉心の燃焼・崩壊・再処理計算に基づいたシナリオを分析しており、例えば、高燃焼度化やプルサーマル燃料の再処理、核種分離等が高レベル廃棄物や地層処分に与える影響を明らかにするために活用されている[2-4]。また、実際の再処理や地層処分事業においても使用済燃料や放射性廃棄物の組成の分析や施設の設計にも使用されている[5-6]。

一方で、動的な諸量評価は、静的諸量評価における計算スキームに加えて、時間依存や複数の原子力施設の並列稼働、核燃料のリサイクル、それらに基づく同位体組成の変動などを考慮した、より現実に近い核燃料サイクル施設の運転シナリオを定量的に評価ために用いられている。複雑なシナリオを考慮する動的な諸量評価においては、各機関が独自に開発した解析システム（核燃料サイクルシミュレータ）が用いられている。本報告では、国内外で実施されている動的な諸量評価に関する主要な研究および、核燃料サイクルシミュレータ開発についてまとめる。

### 2. 国内における諸量評価研究

#### 2-1. 国内機関で開発されている核燃料サイクルシミュレータ

国内機関で開発されている 4 つの核燃料サイクルシミュレータを以下にまとめる。

- ATLANCYS（東芝 ESS）[7]

  ATLANCYS（Advanced TRU Nuclear fuel Cycle Simulator）は、新型炉や新燃料概念を検討するにあたり、その概念が核燃料サイクルに与える影響や貢献を定量的に評価するために開発された。ATRUNCYS では、任意のスペクトルの炉型の燃焼テーブルをユーザが作ることが可能で、様々な核燃料サイクル評価が可能である。解析精度については、ノミナルケースや OECD/NEA Benchmark により検証を行っている。

- FAMILY-21 [8]

  FAMILY-21 は、将来の原子力政策と技術的なリスク管理を目的に開発されている。FAMILY-21 は FAMILY コードシリーズの最新版であり、使いやすさと、核燃料の同位体蘇生の変化を考慮することができる特徴を有している。2003 年以降の日本における原子力政策の議論や原子力機構の FaCT プロジェクト等で大きな役割りを果たし、OECD/NEA Benchmark の報告書[9]に掲載されている日本の代表的なシミュレータである。

- MISA（MHI）[10]

  MISA（MItsubishi Scenario Analysis）は、燃料サイクルの運用期間全体における物流計算（諸量評価）を高い自由度で実現したシミュレータである。燃料サイクルの主要プロセスを計算対象としており、各プロセスの物質収支について、ORIGEN を用いた原子炉内の燃焼や貯蔵時の崩壊を考慮しつつ、高機能ソルバーも併用することで高度な諸量評価を実現している。

- NMB4.0（東工大&JAEA）[11]

NMB4.0（Nuclear Material Balance analysis code version 4.0）は、Fuel Cycle Integrator：核燃料サイクルの全工程のモデル化・定量化を実現し、諸量評価における標準化を目標に掲げた国内唯一公開されているシミュレータである。NMB4.0 は汎用性に優れており、多様な炉型や核燃料サイクルシナリオに対応している。現在のダウンロード者数は 200 名以上となり国内外で最大規模のユーザ数を有している。

### 2-2. 研究事例

上記の 4 シミュレータを中心に、国内での主要な諸量評価研究事例を表 1 にまとめる。諸量評価研究は、経産省・文科省・原子力委員会・日本原子力学会の委員会などで行われる政策議論時に行われている。また、諸量評価は公募研究における新技術の導入効果の分析にも活用されている。

表 1　日本国内での主要な諸量評価研究事例

| シミュレータ | 主要な研究 |
|---|---|
| ATLANCYS | ✧ 環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクル概念の構築，文科省原子力システム公募 2016-2019 |
| FAMILY-21 | ✧ 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 2001-2005 JAEA-Evaluation 2006-002<br>✧ 原子力委員会 新計画策定会議 2004-2005（第 9 回会合資料）<br>✧ 原子力委員会 分離変換技術検討会 2008-2009（資料第 2-3）<br>✧ 日本原子力学会 原子力アゴラ 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会 2022-2023 |
| MISA | ✧ 日本原子力学会「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会 2013-2017<br>✧ 日本原子力学会 新型炉部会 高速炉戦略ロードマップ検討会 資料集 2019 |
| NMB4.0 | ✧ 日本原子力学会「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会 2017-2022<br>✧ 文部科学省 群分離・核変換技術評価タスクフォース 2021（第 2 回会合資料）<br>✧ 資源エネルギー庁 原子力小委員会 革新炉ワーキンググループ 2022-2023（第 2 回会合資料） |
| その他 | ✧ 日立製作所，FBR の円滑な導入のための柔軟な燃料サイクルに関する研究開発，文科省原子力システム公募 2006-2008 |

### 2-3. 研究コミュニティ

国内における諸量評価に関する唯一の研究コミュニティとして Nuclear Material Balance Analysis Community（NuMBAC：ナムバック）がある。このコミュニティは、将来の原子力利用に向けた諸量評価研究の発展を目的に 2023 年に発足した。当コミュニティは NMB4.0 開発チームを中心に運営されており、毎年、研究会や講習会を開催し、諸量評価研究に関する提言も公開している[12]。2024 年 2 月に開催された研究会では、IAEA の NFCSS、東芝 ESS の ATRANCYS、日立 GE の諸量評価などの NMB4.0 以外の研究発表も行われている。




図 1 諸量評価研究研究会 NuMBAC（2024 年 2 月 16 日@東工大）

## 3. 海外における諸量評価研究

### 3-1. 海外機関で開発されている核燃料サイクルシミュレータ

海外機関で開発されている主要な核燃料サイクルシミュレータを表 2 に示す。これらのシミュレータに実装されているモデルやデータベースは、それぞれの開発元のニーズに基づいており、その精度検証として OECD NEA で国際的なベンチマークが行われている。そこに参加したシミュレータは FAMILY21、COSI6（現在の COSI7）、TR_EVOL、VISION、DESAE であり、その後に開発されたシミュレータの多くで、この国際ベンチマークの結果を用いた精度検証を行っている。なお、CLASS、CYCLUS、NFCSS は一般公開されているシミュレータである。

表 2 海外機関で開発されている核燃料サイクルシミュレータ

| コード名 | 機関 | コード名 | 機関 |
|---|---|---|---|
| ANICCA | SCK・CEN | DYAMOND | ANL |
| CAFCA | MIT | NFCSim | Los Alamos |
| CLASS | CNRS | NFCSS | IAEA |
| COSI7 | CEA | ORION | NNL |
| CYCLUS | Univ. Winsonsin Madison | SITON | Budapest Univ. of Technology |
| DANESS | Nuclear21 | TR_EVOL | CIEMAT |
| DESAE | Russian Kurchatov Institute | VISION | INL |

### 3-2. 研究コミュニティ

諸量評価に関連する国際的な研究コミュニティに関して、国際学会と OECD NEA の専門家会議を示す。

■ 国際的な諸量評価研究の国際会議 TWoFCS WORKSHOP

TECHNICAL WORKSHOP ON NUCLEAR FUEL CYCLE SIMULATION（TWoFCS WORKSHOP）は、核燃料サイクルシミュレータの開発者と、ユーザー、利害関係者を結び付けた国際協力の促進を目的に 2015 年以降隔年で開催されている諸量評価に特化した唯一の国際会議である。この国際会議は、主に北米と欧州で諸量評価研究および、核燃料サイクルシミュレータを開発している専門家が参加している。

■ WPFC Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios (EGAFCS)

WPFC Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios (EGAFCS)は、OECD NEA に設置されている諸量評価および、核燃料サイクルシミュレーション開発の専門家委員会である。EGAFCS は、先進的核燃料サイクル技術の情報を収集・整理・理解し、その技術的なサポートを行うことと、加盟国における先進的燃料サイクルの実施に関連する特定の国家ニーズを評価するための枠組みを提供することを目的としている。主なこれまでの活動としては、特定テーマの解析、核燃料サイクルシミュレータのベンチマーク、解析技術開発、情報収集 等である。日本からは、FAMILY-21 と NMB4.0 の開発グループが参加している。

## 4. まとめ

諸量評価研究は、原子力政策の議論や新規技術の導入効果の分析に活用され、国内外の研究コミュニティでは核燃料サイクルシミュレータ開発が盛んに行われている。国内外には様々なニーズに対応する核燃料サイクルシミュレータが 30 件以上存在し、国際会議や国際機関での専門家会議も開催されている。

## 参考文献

[1] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002 [2] *J. Nucl. Sci. Technol.***58**(10), 2021 [3] *J. Nucl. Sci. Technol.***46**(7), 2009 [4] *J. Nucl. Sci. Technol.***55**(10), 2018 [5] NUMO-TR-20-03, 2021 [6] JNC TN1400 99-020, 1999 [7] S. Wada et al., Proceedings of PHYSOR 2018, 2018. [8] 大滝 他, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, 2010 [9] NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, 2012 [10] 日本原子力学会和文論文誌 **10**(4), 2011 [11] EPJ Nucl. Sci. Technol. **7**(19), 2021 [12] https://nmb-code.jp/workshop2024-report

* Tomohiro Okamura[1] [1]TokyoTech

2024年秋の大会

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

# 原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

## （3）諸量評価コードの現状と課題

(3) Current status and Issues of Fuel Cycle Analysis Technique

*西原 健司[1]

[1]日本原子力研究開発機構

### 1. 諸量評価コードの現状

諸量評価コードは、少数または多数の原子炉を時系列に沿って運転し、そこにフロントエンド・バックエンドの処理を加えて、原子力発電全体の物流を明らかにするために用いられる。国内外に多くのコードが存在し、簡易なモデルで軽快に動作するもの、モンテカルロの炉心計算コードを内包し精度の高い解を出すもの、Microsoft EXCEL®や AnyLogic などをプラットフォームにしたもの、ユーザーが原子炉基数などを与えるもの、コストなどに着目して炉戦略を最適化するもの、など非常に多様である。

国内においては 4 つのコード（NMB, FAMILY-21, MISA, ATRUNCYS）が認知されているが、その他にも複数の組織がコード開発を行っているものと考えられる。これらのコードは、組織内部での評価に用いるためにインハウスコードとして整備されていることがほとんどであり、これまで、コードが公開されることや、相互の比較が行われることはなかった。

近年、東工大と JAEA によって NMB4.0 がオープンソースで公開され、多くのユーザーにより研究の基盤ツールとして用いられるようになった。また、資源エネルギー庁・高速炉開発会議における戦略ワーキンググループでの高速炉導入シナリオの検討や､文部科学省群分離･核変換技術評価タスクフォースにおける ADS 導入シナリオの検討では、諸量評価コードが議論に不可欠な情報を提供した。日本原子力学会の持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会最終報告書でも、定量的な検討のために諸量評価コードが重要な役割を担っている。このように、諸量評価コードは組織内部の検討にとどまらず、国内での基盤技術として用いられ始め、また、政策立案など我が国にとって重大な情報を提供する目的に用いられている。

### 2. 諸量評価コードのベンチマークにおける課題

上記のような重要性の高まりに比して、諸量評価コードは長くインハウスコードとして整備されてきたため、モデル情報・精度検証の有無などの品質保証の観点で重要な情報の多くがコード保有組織の内部に留まっており、国内で多組織による検証は行われていない。

同一問題を複数のコードで解いて比較するベンチマークは諸量評価コード検証の有望な方法である。OECD/NEA では 5 つのコード間でベンチマークが行われ[1]、PWR 1 種類、FBR 1 種類の単調なベンチマーク問題で相互比較を行った。しかしこのような問題でも、シナリオの複雑さが増すにつれて不一致は増大し、整合する結果を得るには、各コードに対して「チューニング」が不可欠であると結論された。このようなベンチマーク活動は必ずしも解の精度を保証するものではないが、品質保証の観点で、実用に耐える複雑さを持った問題に対して複数コードが整合する結果を与えることは、最低限必要なものであろう。そのため、諸量評価委員会では、3 つのコード(ATRANCYS、MISA、NMB)の参加を得て、将来の革新技術を含むベンチマーク活動を実施することとした。

諸量評価コードのベンチマークには、大きく 3 つの課題があると考えられる。一つ目は、有効性のあるベンチマーク問題の設定が必要であること、二つ目はコード間でモデル・データベースが多様であること、三つめは燃焼計算の精度が悪いことである。

ベンチマーク問題として、NEA の例のように単純化された問題は、各コードの差異の原因を特定し、チューニングを実施するために不可欠なものである。その一方で、単純化された問題での整合性は、より実用性

の高い複雑な将来シナリオの結果の整合性を保証しない。現在、政策立案などの検討では、日本の原子炉を個別に取り扱う詳細な条件が用いられているため、詳細なシナリオでコード間の差を明らかにすることが必要である。また、将来技術についても、革新軽水炉・高速炉・ガス炉・SMR、先進湿式再処理・乾式再処理など多様なものが考えられているため、それぞれに対して、（あるいは組み合わせて、）将来シナリオを設定する必要がある。

二つ目の課題に関して、諸量評価コードは、フロントエンド～原子炉～バックエンドの多数の工程を扱うため、内包しているモデル数が多く、コード間で多様である。更に、モデルが異なるため、入出力パラメータの定義が一致しない。そのため、各コードに可能な限り整合するデータを供給する必要がある。諸量評価委員会では、これまでに 3 つのコードのモデルの整理を行った。今後、共通的なデータベースの整備を行う。

三つ目の課題に関して、PWR-MOX の燃焼計算ベンチマークを用いた検証[2]により、新燃料の Pu 同位体組成が想定より大きく異なる場合に、NMB コードの結果は誤差が大きいことがわかっている。これは諸量評価コード一般に起こるため、チューニングで誤差を小さくすることは困難である。そのため、ベンチマークによって、コード間の差異がどの程度あるかを定量化するに留めることになる。

## 3. まとめ

諸量評価コードのベンチマークは品質保証の一部として有力な方法である。その一方で、日本の将来を想定した炉型ごとのシナリオ設定の必要性、多様なモデルに対応したデータベース、そして、燃焼計算の精度、に課題があり、研究専門委員会で取り組んでいるところである。この活動により、ベンチマーク問題を整備し、今後の諸量評価品質保証の基礎としたい。

## 参考文献

[1] NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16
[2] 2024 春の年会 3L06

* Kenji Nishihara[1]
[1]JAEA

2024年秋の大会

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

# 原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

## （4）将来原子炉技術の諸量評価ベンチマークに向けた留意点

(4) Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*相澤 直人
東北大学

### 1. 背景および検討する原子炉タイプの選定

「原子力の将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会の目的としては、将来技術に関する最新知見を含む核燃料サイクルシナリオの標準ライブラリモデルを作成し、諸量評価における核燃料サイクルシミュレータの信頼性の検証、および将来の原子力利用の在り方やシナリオ設定の議論に資する核燃料シミュレータの整備を行うことである。

将来的な核燃料サイクルシナリオとしては、現在確立している軽水炉はもとより、世界各国で研究開発が進められている第 4 世代原子力システム、安全性が高く小規模分散型電源としても期待が高まる小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）等の将来原子炉技術の活用が考えられる。そこで、研究専門委員会では、以下に示す 6 つの原子炉タイプを選定するとともに、それぞれの原子炉技術概念に関して有識者によるワーキンググループ(WG)を構成し、核燃料サイクルシミュレーションを実施するために必要となるデータの調査および集約を行い、ベンチマークシナリオとして適用可能な標準ライブラリモデルの作成を実施している。

- 軽水炉
- 酸化物燃料高速炉
- 金属燃料高速炉
- 高温ガス炉
- 溶融塩炉
- 小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）

### 2. 選定した原子炉概念における標準ライブラリモデルの検討

以下では、上記の 6 つの原子炉タイプに関して、標準ライブラリモデルに使用する原子炉モデルの仕様諸元を簡潔に示す。なお、詳細については、発表にて説明する予定である。

#### 2-1. 軽水炉

軽水炉として我が国で広く使われているタイプとしては、加圧水型軽水炉(PWR)と沸騰水型軽水炉(BWR)の 2 つがあり、燃料としては主に $UO_2$ 燃料が使用されているが、一部で MOX 燃料が使用されているほか、電源開発(株)にてフル MOX ABWR の建設が進められている。このような状況を踏まえて、軽水炉モデルとしては PWR と BWR の 2 つの炉型に対して、$UO_2$ 燃料炉心および MOX 燃料混在炉心/全 MOX 燃料炉心を検討する。Table 1 に仕様諸元を示す。

#### 2-2. 酸化物燃料高速炉

酸化物燃料高速炉としては、「高速増殖炉サイクルの実用化調査研究」（以下、「FS」）および「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」（以下 FaCT）にて検討及び報告された文献[4,5 等]を元に、熱出力 3530MW、電気出力 1500MW のナトリウム冷却大型炉を選定した。また、高速炉の活用の前提としては、Pu 増殖を含む高速炉核燃料サイクルの稼働が考えられるが、時期によって必要となる増殖性能が異なることから、原子炉モデ

ルとしては低増殖炉心(増殖比: ~1.1)および高増殖炉心(増殖比: 1.2)の 2 つの炉心を選定し、燃料中の TRU 含有量については多重リサイクル組成を考慮する。Table 2 に原子炉モデルの情報を示す。

Table 1: 原子炉モデルの仕様諸元―軽水炉 [1-3]

| 原子炉名称<br>・位置づけ | PWR(4 ループ),<br>ウラン炉心 | PWR(4 ループ),<br>MOX 混在炉心 | ABWR<br>ウラン炉心 | ABWR<br>フル MOX 炉心 |
|---|---|---|---|---|
| 熱出力 [MW] | 3423 | 3423 | 3926 | 3926 |
| 燃料・組成情報 | 17×17 $UO_2$ 燃料 | 17×17 $UO_2$ 燃料,<br>17×17 MOX 燃料 | 9×9 $UO_2$ 燃料 | 8×8 MOX 燃料 |
| 濃縮度・<br>富化度等 | $^{235}U$: 約 4.8 wt%<br>以下 | $^{235}U$: 約 4.1 wt%<br>以下 ($UO_2$),<br>Put: ペレット最大<br>13 wt% (MOX) | $^{235}U$: 集合体平均<br>約 3.8 wt% | Put: 集合体平均<br>約 4.3 wt% |
| 炉心直径 [m] | 約 3.89 | | 5.2 | |
| 炉心高さ [m] | 約 3.66 | | 3.7 | |
| その他 | - | - | - | - |

Table 2: 原子炉モデルの仕様諸元―酸化物燃料高速炉 [4,5]

| 原子炉名称<br>・位置づけ | FaCT 低増殖炉心,<br>大型炉 | FaCT 高増殖炉心,<br>大型炉 |
|---|---|---|
| 熱出力 [MW] | 3530 | 3530 |
| 燃料・組成情報 | 高速炉マルチ<br>リサイクル組成 | 高速炉マルチ<br>リサイクル組成 |
| 濃縮度・<br>富化度等 | Pu: 18/21 wt%<br>(内側/外側)<br>炉心平均 MA 含有率:<br>1.1 wt% | Pu: 22/24 wt%<br>(内側/外側)<br>炉心平均 MA 含有率:<br>1.2 wt% |
| 冷却材 | Na | |
| 炉心直径 | 約 5.40 | 約 5.40 |
| 炉心高さ | 1.00 | 0.75 |
| その他 | 増殖比: ~1.1 | 増殖比: 1.2,<br>低増殖炉心から<br>軸ブランケット長延長 |

**2-3. 金属燃料高速炉**

金属燃料高速炉については、FS および FaCT において酸化物燃料高速炉とともに様々な出力規模の炉心の検討が行われているうえ、日立 GE においても米国で検討された小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM[6]を参照して国内導入向けの炉心[7]の開発が行われている。金属燃料高速炉 WG では、熱出力 840MW の小型ナトリウム冷却高速炉 [6,7]、大型炉として FS にて検討が行われた熱出力 3570MW のナトリウム冷却高速炉[8,9]を選定した。小型炉については、国内軽水炉使用済燃料由来の組成(LWR-SF)に基づく燃料からなる炉心ならびに MA 燃焼炉心、大型炉については増殖比の異なる 2 つの炉心を選定した。原子炉モデルの情報を Table 3 に示す。

Table 3: 原子炉モデルの仕様諸元―金属燃料高速炉 [6-9]

| 原子炉名称<br>・位置づけ | 小型炉-MA 無し<br>LWR-SF 由来<br>燃料炉心 | 小型炉<br>-MA 燃料炉心, | 高出口温度型炉心,<br>導入期炉心,<br>大型炉 | 高出口温度型炉心,<br>平衡期炉心,<br>大型炉 |
|---|---|---|---|---|
| 熱出力 [MW] | 840 | | 3570 | |
| 燃料・組成情報 | 金属燃料 | 金属燃料 | 金属燃料,<br>U-TRU-Zr 合金 | 金属燃料,<br>U-TRU-Zr 合金 |
| 濃縮度・<br>富化度等 | Pu+Np: 23.7 wt% | Pu+Np: 24.2 wt%,<br>MA 含有率: 4.2 wt% | Pu: 12.1/12.1 wt%<br>Zr: 10.0/6.0 wt%<br>(内側/外側) | Pu: 12.4/12.4 wt%<br>Zr: 10.0/6.0 wt%<br>(内側/外側) |
| 冷却材 | Na | | Na | |
| 炉心直径 [m] | 約 2.20 | | 4.70 | 4.70 |
| 炉心高さ [m] | 約 1.02 | | 0.95 | 0.95 |
| その他 | - | - | 増殖比: 1.1 | 増殖比: 1.03<br>導入期炉心から軸ブランケット除去 |

**2-4. 高温ガス炉**

高温ガス炉の原子炉モデルとして、過去に日本原子力研究所にて検討が行われた高温ガス炉タービン発電システム(GTHTR300) [10]を選定した。GTHTR300 は熱出力 600MW の黒鉛減速ヘリウム冷却高温ガス炉であり、原子炉出口より高温のヘリウムを得ることができることから、発電用途だけでなく水素製造に対しての適用も可能である。その他の諸元については、Table 4 に示す。

**2-5. 溶融塩炉**

溶融塩炉は大きく分けて、フッ化物溶融塩炉と塩化物溶融塩炉の 2 種類があり、減速材の有無によって熱中性子炉・高速炉の両方の設計が存在する。溶融塩炉 WG では、フッ化物溶融塩熱中性子炉と塩化物溶融塩高速炉の 2 つを原子炉モデルとして選定した。前者については $72LiF\text{-}16BeF_2\text{-}12(UF_4\text{-}TRUF_3)$ (数値は mol%)を燃料塩とする熱出力 2500 MW の黒鉛減速フッ化物溶融塩熱中性子炉[11]を、後者については次世代エネルギー研究・開発機構が提案する $35NaCl\text{-}35CaCl_2\text{-}30(UCl_3\text{- -}TRUCl_3)$を燃料塩とする熱出力 700MW の塩化物溶融塩高速炉[12]を選定した。仕様諸元を Table 4 に示すが、一部の仕様については現在検討中である。

**2-6. 小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）**

SMR については、最も計画が進捗している米国 NuScale 社の熱出力 160 MW の Standard Plant モデル[13]を候補として検討中である。しかしながら、NuScale 社の原子炉モデルについては、輸出規制等の観点から諸量評価コードに必要な情報が収集できない可能性があることから、国内メーカー提案の SMR の採用可否についても並行して検討中である。

Table 4: 原子炉モデルの仕様諸元―高温ガス炉・溶融塩炉・SMR [10-13]

| 原子炉タイプ | 高温ガス炉 | 溶融塩炉 | | SMR |
|---|---|---|---|---|
| 原子炉名称<br>・位置づけ | GTHTR300・<br>実用炉 | フッ化物溶融塩<br>熱中性子炉 | 塩化物溶融塩<br>高速炉 | NuScale Standard<br>Plant |
| 熱出力 [MW] | 600 | 2500 | 700 | 160 |
| 燃料・組成情報 | $UO_2$ 被覆粒子燃料<br>(直径 1010μm),<br>Pin-in-block 型<br>集合体 | 72LiF-16$BeF_2$-<br>12($UF_4$-$TRUF_3$) | 35NaCl-35$CaCl_2$-<br>30($UCl_3$-$TRUCl_3$) | $UO_2$ 燃料,<br>NuFuel-HTP2™-<br>17×17 燃料集合体 |
| 濃縮度・<br>富化度等 | $^{235}$U: 14 wt% | $^{235}$U: 5 wt% | TRU: 6.7 mol% | $^{235}$U: ≤4.95% |
| 減速材 | 黒鉛 | 黒鉛 | - | 軽水 |
| 冷却材 | ヘリウム | 溶融塩 | 溶融塩 | 軽水 |
| 炉心直径 [m] | 8.00 | 6.00 | 2.3 | 1.50 m |
| 炉心高さ [m] | 7.00 | 4.80 | 2.4 | 1.99 m |
| その他 | 水素製造への<br>適用可能 | TRU 変換 | TRU 核変換・転換 | |

謝辞：原子炉タイプの標準ライブラリモデルの作成にあたり、ご尽力いただいた各原子炉タイプの WG メンバーに深く御礼申し上げます。

**参考文献**

[1] 炉物理教科書：中級編 原子炉物理 (シリーズ：現代核科学の基礎), 第 10 章, 日本原子力学会, (2008).
[2] JAEA, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40,” JAEA-Data-Code-2012-032, (2012).
[3] 小林, “ABWR における MOX 燃料の全炉心利用技術 フル MOX の技術的バックグラウンドは何か？,” 日本原子力学会誌, 56:6, 378-383, (2014).
[4] JAEA, 日本原子力発電(株), ”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-Research-2006-002 (2006).
[5] JAEA, 日本原子力発電(株), “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).
[6] Triplett, et al., "PRISM: a competitive small modular sodium-cooled reactor." *Nucl. Technol.*, 178:2, 186-200, (2012).
[7] Fuchita, et al., “Core Concept of Innovative Small SFR with Metal Fuel for Deployment in Japan,” Energy Reports," in press.
[8] JAEA, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書−(1) 原子炉プラントシステム−,” JAEA-Research-2006-042, (2006).
[9] JAEA, “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討(金属燃料炉心)−2005 年度報告−,“ JAEA-Research-2006-077, (2006).
[10] 中田ら, “高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の核熱流動設計,” 日本原子力学会和文論文誌, 2:4,478-489, (2003).
[11] Fujikura, “NEUTRONICS DESIGN OF MOLTEN SALT REACTOR FOR TRANSMUTATION OF VARIOUS RADIOACTIVE NUCLIDES,” Proc. of ICONE31, (2024).
[12] 山脇, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 新型炉部会セッション 溶融塩炉の国内外開発動向と基盤技術 (1) 溶融塩炉の特徴、塩化物溶融塩高速炉の開発状況と研究課題, (2023).
[13] Application Documents for the NuScale US600 Design, available on U.S.NRC website, (2020).

* Naoto Aizawa
Tohoku Univ.

2024年秋の大会

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

# 原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

## （5）将来核燃料サイクル技術の諸量評価ベンチマークに向けた留意点

(5) Considerations for Benchmark of Future Nuclear Fuel Cycle Technologies

*中瀬 正彦[1]

[1]東京工業大学

### 1. 緒論

核燃料サイクル技術の諸量評価では、核燃料サイクルに含まれる多様な工程の条件設定が必要である。工程には、フロントエンドとバックエンドがあるが、特にバックエンド技術の設定は与えるパラメータが多く、技術的成立性や、結節性に留意する必要がある。結節性を考慮せずに各工程の数値だけを設定すると、本来成立していないシナリオが成立していることとなり、計算精度もさることながら、諸量評価に用いる技術選定やシナリオ解析結果が非現実的なものになるおそれがある。結節点の妥当性の判断は、高度な専門性と、異分野間の議論による調整が必要となる。更に、諸量評価の目的によっても標準ライブラリの仕様は変わる可能性があり、少なくとも、結節点の設定とともにその前提条件を明示し、ロジックをたどることができるようにすることが品質保証上も重要である。諸量評価においてバックエンド技術のパラメータは極めて多く、その設定には背後の化学、工学的な知見が必要である。また、諸量解析の目的にもよるが、実際には処理量によって用いる装置が変わり、これに伴い性能が変化すること一般的であり、原子力化学工学の知見も重要となる。バックエンドの専門家ではなくても安心してバックエンド条件を設定し、目的に応じた諸量解析が行えるようにすることが肝要であるので、この難しさの中でも、諸量解析上のニーズも考慮した大枠を捉えた前提条件の設定による評価を可能とすることが求められる。

本発表は、研究専門委員会に設置した各工程を検討するサブグループの中で、濃縮、湿式再処理、乾式再処理、処分での議論点を提示し、これから標準ライブラリを設定する方針や留意点の提示を目的としている。

### 2. 諸量評価における各技術のパラメータ設定における留意点

標準ライブラリの設定においては、当該技術の成立性のみならず上流と下流、全体との整合性、目的に応じた条件設定が必要となる。諸量解析コードに組み込む際は、1.実際の工程を諸量解析コード上で計算する方法、2.固定したパラメータを与える方法 の 2 通りに大別される。各サブグループで議論した概要を以下にまとめる。諸量どこにどのような因子があるのか、その量的な物の把握と、各工程との結節性が重要である。

#### 2-1. 濃縮

ウラン濃縮に関しては、簡単な 2 同位体系（$^{235}$U および $^{238}$U）モデルでは、議論の余地は殆どないが、回収ランの再濃縮など 3 同位体以上の濃縮を取り扱う場合には、濃縮技術の設定が必要になる。ウラン濃縮に関する技術は、幅広に公開文献をベースに設定することとしたが、濃縮データ(実験、検証)の入手性を考慮して、基本的には経験豊富である日本の技術を中心に検討し、遠心分離を基軸に据える。その他、重要技術であるレーザー濃縮を考慮する。濃縮前後の具体的な組成データをカスケードモデル式で算出し、その結果をライブラリとして設定する方針とした。NMB では既報文献が充実しているためにガス拡散法に適した数式を搭載しているが、これを遠心分離によるカスケード計算に置き換える作業を実施する必要がある。

#### 2-2. 湿式再処理

再処理工程を詳細に計算する際には、各元素の抽出率(分配比)に対する硝酸濃度依存性や、抽出剤濃度依存性、抽出プロセス概要(抽出装置や運転条件等)が必要であり、国内外に多数の抽出プロセスのシュミレータが

整備されている。基本方針として、濃縮 Gr と同様に現在扱えるデータで議論することとした。再処理対象の燃料は酸化物燃料の $UO_2$ と MOX、ガス炉からの TRISO 燃料とする。湿式再処理による U、Pu 分離は、PUREX 法を中心にその改良版、抽出剤をリン酸系からモノアミドに置き換えたもの(SELECT プロセスの 1 段目)等が報告されている。U、Pu の共抽出(単離しない)、Np の随伴有無などについても幅広に標準モデルを検討する。データが充実している $UO_2$ 燃料に比して、MOX は情報が少ない。しかし、これまでの高速炉開発と関連して JAEA の研究としていくつかの文献情報が存在する。ガス炉燃料の再処理についても研究報告がみられ、機械的に粉砕、溶解後に湿式分離で分離可能とされている。大量 TRISO 燃料を溶解させて湿式再処理に供する場合は、化学的見地からは Si 成分の濃度制限が存在する可能性があり、ベンチマーク実施者が独自に分離率を入力できるようにするのが望ましい。標準ライブラルとして、1. 通常の六カ所での PUREX 法、2. 日本の研究所などで開発されてきた改良 PUREX 法、3. モノアミド(TBP の代替)をベースとした再処理 等を設定することする。再処理後のマイナーアクチノイド分離や FP 元素の分離は後段の処分場面積削減等に効果があり、古くより諸量評価シナリオとして需要が大きい。そこで、U、Pu 分離以外の分離技術についても主要なものを選定し、標準モデルを準備する。ただし、これらは研究開発段階にあるため、ベンチマーク実施者が、オプション選択や独自に分離率を設定できるようにするのが望ましい。現状の NMB コードではプロセスの結節性は考慮せず、数値上分離率を設定することが既にできるようになっている。

更に、再処理プロセスは廃棄物製造ともリンクしている。高レベル廃液は我が国ではホウケイ酸ガラスと選定されているが、ユーザーが任意に設定できるとシナリオ評価の幅が広がる。再処理で発生する廃棄物は、FS、FaCT プロジェクトにおける評価値があり、これをエビデンスとしたリファレンス設定も可能である。

以上を要するに、諸量評価コードへの実装としては、上流燃料組成が変わったとしても、U と Pu の回収率として設定し、そのエビデンスを付す形とする。マイナーアクチノイドやその他の FP 元素の分離率も準備し使用を推奨するが、研究開発中の技術もあるため、ベンチマーク実施者が変更可能なものとする。再処理による廃棄物についても、可能な限り情報を集めるが、ベンチマーク実施者が変更できるものとする。

**2-3. 乾式再処理**

乾式再処理においても、公開文献ベースでの標準モデルを構築する。電力中央研究所において乾式再処理プロセスの物量評価コードが整備されており、分離以外の工程を含めてモデル化されている。一方、諸量解析コードの中で再処理計算を実施するのは現実的ではなく、湿式再処理と同様に、分離率として設定することとした。燃料としては諸量評価ニーズも想定し、再処理対象の使用済み燃料と製品の新燃料の燃料タイプを考え、酸化物($UO_2$、L-MOX)から金属、金属から金属、金属から溶融塩、溶融塩から溶融塩への転換を想定し乾式再処理を検討することとした。これに合わせて、炉心は、軽水炉、金属燃料高速炉、溶融塩炉とした。

フッ化物系溶融塩再処理のプロセスについても文献調査した範囲では技術開発段階が低いと判断されたため、近年世界的に研究開発が加速している塩化物系溶融塩を用いた再処理を主として検討することとした。

既往研究では酸化物から乾式再処理を行い、再度酸化物に転換する検討もなされたことがあるが、乾式再処理からの金属燃料製造が射出成形法で経済的合理性高く実施できることが明らかにされているため諸量解析上のニーズはさほど高くないと判断される。ただし、多様なシナリオを検討できることは重要であるため、検討自体は実施する。なお、乾式再処理は耐放射線性が高く、湿式再処理のように長い冷却期間をとらなくても再処理可能であるなど、再処理側の制限はあまりないとされている。燃料が変わっても、効率はさておき、電解設備は変化しないと考えられる。このように、再処理とその前後をつなぐ条件設定についても結節点の整理と、エビデンスを付与する。一方で酸化物から金属への電解還元工程など、分離以外の工程も検討する必要がある。これらは電力中央研究所の情報をベースとすることとした。乾式再処理やそれに付帯する工程の情報は、電力中央研究所が整備している乾式処理評価コードで示すことが現状可能だが、実装方法については更に議論を実施して決定する。いずれにせよ、再処理側で柔軟に対応が可能な見通しがある。

他にも乾式的なプロセスとして、日立のフッ化物揮発法によるウランの回収方法が研究開発されている。上流の対象炉心は酸化物燃料、製造燃料は MOX が想定されており、最終的にはフッ化物から酸化物に転換し、湿式再処理に結節させることが想定されており、PUREX 法の前段階で用いられる。特に回収ウランの取

り扱い時など重要であり、幅広なシナリオ解析をできるようにするという点でも重要であるため、モデル化とロジック整理を検討する。

乾式再処理からの廃棄物については、ガラス(希土類ガラス、ソーダライト結合ガラス)、鉄リン酸ガラス(アルカリ土類金属や、塩廃棄物と結節)、金属廃棄物等を想定したマテリアルフローが電力中央研究所で既に検討されている。乾式再処理においても多様な廃棄体マトリクスについて検討できるように既報文献を調査する。ただし、各工程のマテルアルフローにおいては精度にばらつきがある点には留意を促す。他にも湿式再処理からの酸化物燃料と、乾式再処理からの金属燃料などは保管方法や場所が若干異なる可能性があり、諸量評価コード上は分けて認識できるのが望ましい。

**2-4. 処分**

処分事業については、選定されたサイトにおけるテーラーメイドな処分場となるのが現実的であるため、NUMO 等の報告書はリファレンス的な処分場設定であることに留意する必要がある。一方で諸量評価上は処分場面積の評価などのニーズが存在する。このとき、標準モデル設定時のロジックを二つに分けることを検討している。一つは詳細なシナリオを検討する目的、もう一つは新たな技術を導入する際のタイミングや規模感、それに伴うサイクル全体への影響の見積もる目的である。後者では、感度解析的な評価が重要となる。目的に応じて、どこまで詳細に設定するかという点を考えるべきである。基礎研究としての諸文献等詳細を詰めていくことに意義があるが、将来シナリオなどを検討するのであればそれに必要な精度については議論を深めておく必要がある。

これまでに日本で構築されてきた処分概念に照らし合わせれば、基本的にはどのような廃棄物が来ても、受け入れることができると想定される。一方で放射能の埋設濃度限度など既に決定したパラメータなどについては拘束値として設定することは重要である。

また、多数の諸量評価コードでは高レベル廃棄物に焦点が当てられているが、実際は TRU 廃棄物、低レベル廃棄物なども諸量評価上のニーズが大きい。そこで、まだ日本として決まっていない TRU 廃棄物の処分概要についても報告書を参考にロジックを組み、その前提の下で処分概要を設定することには意義がある。その際は既に決定している埋設方法､安全評価､L1 までの学会基準は拘束値として設定することは重要である。

処分後の核種移行、安全評価についてはあくまで仮定の上での評価であり、結果の提示方法は慎重であるべき側面もある。核種移行計算について、廃棄体の浸出特性や長期安定性について報告値を収集し、コードに実装すること自体の技術的困難性は低い(現状でも NMB に試験的に実装されている)。従って、処分 Gr としては、実質的には標準モデル作りにおける必要な情報をまとめることから開始し、解析のニーズなども想定しながら幅広な処分概念を取り入れられるように、可能な範囲で標準モデルを設定するころを目標とする。

**3. 結論**

将来の核燃料サイクル技術における諸量評価ベンチマークに向け、各専門家からなる濃縮、湿式、乾式、処分の各グループにおいて議論された内容を整理し、標準モデル策定の方針を提示した。バックエンド技術における設定は諸量評価において極めて重要であり、各グループ内での議論を一層密にし、各工程の結節点に関する議論を深める必要があることが確認された。議論を通じ、諸量解析のニーズに基づき、標準モデルを設定する必要性も示されてた。諸量評価の目的、例えば詳細な物量の解析や、技術導入時のシナリオ評価を行うための感度解析を目的とする場合には､標準モデルのロジックを調整することも必要となる｡今後は、サブグループとの緊密な連携を図り、分野の垣根を越えた議論を進めていくことが重要である。このような議論は、核燃料サイクル全体を俯瞰した広い視座を持つ専門家の育成にもつながり極めて有効である。世界の速い動きと比べて我が国では遅れがちな原子力分野におけるイノベーションの促進と意思決定の迅速化に資するものであり、今後の原子力産業の振興、学術界の活性化にもつながるだろう。

*Masahiko Nakase[1]
[1]Tokyo Tech

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

# [1N_PL] Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

Chair:Takashi Shimada(MFBR)

## [1N_PL06] Panel Discussion on the Update of Fuel Cycle Analysis

Members in Research Committee

The Bridge to the Future: Fuel Cycle Simulation for Forecasting the Future of Nuclear Energy
As we are approaching the mid-21st century, the energy environment is undergoing a significant transformation towards the realization of Green Transformation (GX). In this context, the further utilization of nuclear energy is anticipated. Policy decisions, business planning, and research and development strategies related to nuclear energy increasingly rely on fuel cycle simulation that predict the future logistics of nuclear materials and other related factors. However, how should the verification of these simulations be conducted? The establishment of reliable verification methods is urgently needed to facilitate rational and transparent discussions and decision-making processes moving forward. In response to this need, the Research Committee on "Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios" is actively working on establishing a foundation to ensure the quality of domestic fuel cycle simulators in line with the current status of nuclear energy in Japan

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network, Student Network

Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room O(Recture RoomsB 2F B204)

# [1O_PL] Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

Chair:Yoshiki Yamashita(Nagoya Univ.)

[1O_PL01]
Concept of nuclear safety (Safety) and its implementation

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1O_PL02]
Concept of nuclear non-proliferation (safeguards) and its implementation

*Masato Hori[1] (1. JAEA)

[1O_PL03]
Concept of nuclear security and its implementation

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

[1O_PL04]
Open discussion

*Haruki Tsukada[1] (1. APU)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会　合同セッション

# 将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議
Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

## （1）原子力安全(Safety)の概念とその実装

(1) Concept of nuclear safety (Safety) and its implementation

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

### 1. 安全とは

「安全・安心」とよく言われるが、安全は定義が難しい概念である。危険は具体的に示すことが出来るのに対し、安全は「危険がないこと」という間接的かつ否定形で表さざるを得ないためである。一般的に「～がないこと」を証明することは非常に難しく、従って安全であることを示すのも難しい行為であると言える。

「絶対安全」は証明することが出来ないため、科学技術の分野では「人への危害または損傷の可能性が許容可能な水準に抑えられている状態」あるいは「受け入れ不可能な危険性(リスク)が存在しないこと」という定義が一般的に用いられている。

### 2. 原子力安全の目的

原子力施設に関連する安全では、一般的に原子力安全という言葉が使われる。原子力安全の目的は、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」である。すなわち、原子力利用の大きなリスクである放射線に着目し、その有害な影響から人と環境を防護することが原子力安全の目的になっている。なお、原子力施設の安全そのものは、原子力安全のみでは確保出来ないことに留意が必要である。これは、原子力安全は、放射線に関連する安全のみをカバーしているためである。安全という観点からは、原子力発電所をはじめとする原子力施設においても、放射線に起因しない産業安全・労働安全について確保される必要がある。

### 3. How safe is safe enough?

安全の定義は、「受け入れ不可能な危険性(リスク)が存在しないこと」であった。では、どれぐらいのリスクであれば受け入れ不可能、あるいは受け入れ可能になるのだろうか。これは、”How safe is safe enough?”(どれぐらい安全であれば十分に安全と言えるのか?)として、原子力開発の初期から問われ続けている。実は、この問いには、科学技術だけで答えることは出来ず、社会との対話の中で答えを模索することが必要になる。このように科学技術で「問う」ことはできるが科学技術だけで答えることが出来ず、社会との相互作用が不可避に発生する課題は「トランス・サイエンス」と呼ばれている。原子力分野においては、原子力安全を含め、高レベル廃棄物処理などトランス・サイエンスに分類される課題が多い。

さて、”How safe is safe enough?”に答えようとする取り組みの一つが安全目標である。安全目標に係わる様々な議論は本稿で紹介することは出来ないが、平成 15 年に旧原子力安全委員会において、以下の中間とりまとめがなされている。

定性的安全目標案：原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。

---

*Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

定量的安全目標案：①原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の１程度を超えないように抑制されるべきである。② 原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の１程度を超えないように抑制されるべきである。

福島第一原子力発電所事故では、放射性物質による汚染で長期にわたって住居出来ない土地が生じたことが大きな問題となっている。旧原子力安全委員会の安全目標は、人の健康に着目した形となっているが、大規模な土地汚染に対する直接的な言及はない。原子力規制委員会で議論された「安全の目標」では、大規模な土地汚染の観点から、放射性物質の放出量に関する性能目標が示されているが、安全目標についてはさらなる議論が必要である。

**4. 深層防護と安全設計・安全評価**

深層防護は、安全確保のためにリスクを伴う工学システムに取り入れられている概念である。例えば、車であれば、①異常発生の防止(例：シフトレバーを P にしないとエンジンが掛からない)、②異常事態の緩和、事故への進展防止(例：アンチスキッドブレーキ)、③人的被害の防止(例：シートベルト、エアバッグ)、④人的被害の緩和(例：救急搬送)という深層防護がなされている。

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体として防護の信頼性をできるだけ向上させる概念である。仮に、世の中に不確かさが全くなければ(我々の知識に欠けがなく完全であれば)、想定出来る全ての事故シーケンスに対応することが可能となり、深層防護は不要になるであろうと考えられる。つまり、深層防護は不確かさへの備えであり、従って、①完璧な単一の防護策は存在せず必ず何らかの弱点があると考え、②多様な防護策を複数組み合わせることでシステム全体としての信頼性を向上させる、といった考え方が極めて重要である。原子力発電所においては、以下に示す五層の深層防護が採用されている。

第 1 層：異常状態の防止(安全文化、保守的設計、建設・運転・保守の高い品質)
第 2 層：異常運転の検知と制御、異常状態の緩和(計装系、制御系、安全保護系)
第 3 層：設計基準事故の緩和、過酷事故の防止(工学的安全施設、主として恒設機器による自動対応)
第 4 層：過酷事故の緩和(過酷事故対応機器(恒設および可搬)、過酷事故マネージメント)
第 5 層：周辺における放射線影響緩和(敷地外緊急時対応)

深層防護の考え方を具現化するため、原子力発電所の安全設計においては、異常状態を運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、重大事故に区分し、それぞれにおいて異なる防止策と緩和策をとることで放射性物質の閉じ込め障壁である被覆管、原子炉容器、格納容器の閉じ込め機能を維持する設計としている。また、仮にこれらの閉じ込め機能が失われた場合でも、その影響を緩和する対策がなされる。

安全評価においては、このような安全設計がプラント全体として適切に機能するかどうかを解析により確認する。運転時の異常な過渡変化と設計基準事故については、炉型毎に選定された代表的な事故シーケンスを解析し、被覆管最高温度や冷却材の最高圧力などの安全上のパラメータが制限値を満足することを確認する。また、設計基準事故を超える重大事故においては、多重故障を含む事故シーケンスが確率論的リスク評価の結果を用いて選定され、この事故シーケンスの解析を行うことにより、過酷事故の対策が有効であり、大規模な射性物質の放出に至らないことを確認している。なお、これらの安全設計・安全評価は福島第一原子力発電所事故の教訓などを反映した規制基準に則って行われている。

**5. 「欠け」と想定外事象への対応**

深層防護で述べたように、我々の知識は完全ではあり得ず、必ず「欠け」が存在する。いわゆる想定外事象も、知識に関する何らかの欠けが原因となって発生すると考えて良い。従って、原子力安全の観点からは、この「欠け」をできるだけ少なくする継続的な取り組みが必要となる。

欠けの一つとして、”unknown unknowns”という言葉がよく使われる。我々が「知らない存在」(unknowns)があること自体を認識していない(unknown)事項、という意味である。Unknown unknows の領域はそもそも知らないことさえ認識していないので、直接対応を取ることは難しい。従って、周辺領域である”unknown knowns”、”known unknowns”、”known knowns”の領域を新知見により継続的に拡充し、これらの領域の事象に対して対応をしっかり取ることが重要になる。ちなみに、”unknown knowns”は(原子力界では)認識されていないが世の中の知識としては存在する項目、”known unknowns”は、「知らないと言うことが分かっている」つまり「欠け」として認識できている領域、”known knowns”は認識できており、その知識もある事項に対応すると思われる。”known unknowns”については、研究開発などにより欠けを補うことが出来るため、対応の方向性は明確であると言える。一方、”unknown knowns”への対応はややハードルが高いが、原子力に閉じた形ではなく、他の学協会を含めた形で、原子力施設の安全性に係わる新知見を積極的に探しに行く姿勢が重要になろう。

なお、本セッションの 3S についても、Safety, Security, Safeguards の間の交流はあまり多いとは言えず、Safety(あるいは security, safeguards)の観点から、他の分野における重要事項が”unknown knowns”とならないよう留意が必要であり、従って、3S のインターフェースが重要になる。

**6. 3S のインターフェース**

Safety, Security, Safeguards の最終的な目的は、いずれも人、社会、環境を放射線リスクから防護することであり、共通である。いずれも基本的に深層防護の方針にそって対応がなされる。最近よく話題になるサイバーセキュリティもまさに深層防護に基づいて防護がなされている。

例えば，偶発的な故障により墜落する航空機が原子力施設にぶつかった場合と核テロとして原子力施設に衝突する航空機を考える。「航空機が原子力施設に衝突する」と言う現象は同じであり、航空機衝突により発生する原子力事故の発生の防止と事故の影響の緩和は、事故だけでなく核テロに対しても有効に機能する可能性がある。これは、米国 9.11 テロの対応策として制定されたいわゆる B.5.b Phase 2 & 3 のガイダンスがシビアアクシデントマネジメントとしても有効であったと考えられることからも明らかである。

一方、Safety, Security, Safeguards には、相反する要素もある。そもそも、原子力施設への攻撃や核物質の盗取又は破壊行為、放射性物質の意図的な環境への拡散など、Security や Safeguards に係る事象は、故意に行われる‘知的な’又は‘計画的な’行為に基づくものである。このように意図を持って故意に行われる悪意のある行為（核テロ）によるリスクへの対策には、自然現象や施設・設備の故障、人的過誤などによって引き起こされる意図しない事象から生じるリスクに対応する原子力安全の対策とは異なるアプローチが必要である。また、Security や Safeguards の観点からはアクセス制限が有効であるが、このようなアクセス制限は迅速な事故対応の妨げとなる可能性がある。また、Safety を確保する定期検査の際には、機器の電源を停止する必要があるが、セキュリティ目的の機器に電源供給ができないことはあってはならない。また、Safety の観点からは、透明性・公開性・第三者も含めた品質保証活動が重要であるが、機密情報管理が重要となる Security や Safeguards の対応とは必ずしも相容れない。

以上のように、Safety, Security, Safeguards には相補的及び相反的な側面がある。従って、重要なことは 3S のインターフェースを計画段階からよく検討し、相補的な側面を最大に、そして相反的な側面を最小にすることが重要である。これが、Safety, Security, Safeguards の目的である「放射線リスクから人、環境、社会を防護する」ことにつながる。また、Safety, Security, Safeguards は着目する観点が異なるため、例えば Safety の観点からは影響はないが、Security や Safeguards の観点からは問題になり得ることもある。従って、これら三分野を俯瞰できる知識を素養として身につけるとともに、これらの分野を所掌する組織や部門が独立性を担保しつつ孤立せず情報共有や意見交換を行う必要がある。

## 7. まとめ

本稿では、Safety の基礎事項から出発し、「欠け」の探索の観点から重要となる 3S のインターフェースについて述べた。Safety, Security, Safeguard いずれの分野も、単独でも学習・習得は容易でないボリュームがあるが、他分野とのインターフェースはおろそかに出来ない。概略の知識だけでも最低限身につけておく必要があり、その意味から本セッションのような取り組みは評価されるべきであろう。

## 参考文献

[1] 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の構築 ：原子力安全工学 第 4 回、第 5 回 (2022)：https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nuclear-safety-engineering

[2] IAEA, SF-1 Fundamental Safety Principles (2006): https://www.nra.go.jp/activity/kokusai/honyaku_01.html

[3] 小林、トランス・サイエンスの時代：科学技術と社会をつなぐ、NTT 出版、(2007).

[4] 原子力規制委員会 継続的な安全性向上に関する検討チーム報告書(2021)：https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA007000045

[5] 玉井、原子力安全と核セキュリティのインターフェース (2021)、DOI: 10.3327/jaesjb.63.9_677

[6] IAEA, The Nuclear Safety and Nuclear Security Interface: Approaches and National Experiences, TRS No.1000 (2021).

[7] 原子力規制委員会、保障措置実施に係る連絡会(令和 6 年 3 月 26 日)：https://www.nra.go.jp/activity/hoshousochi/news/hoshou.html

[8] 原子力安全部会 新検査制度の効果的な実施に関する検討 WG、検討ペーパー「核セキュリティコーナーストーン評価の在り方とそこから見えてきた検査制度の課題」、(2021)：http://www.aesj.or.jp/~safety/pdf/other/SecurityCS_Paper2021__v1.0.pdf

2024年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会　合同セッション

# 将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議
Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

## （2）保障措置(核不拡散)(Safeguards)の概念とその実装

(1) Concept of nuclear non-proliferation (safeguards) and its implementation

*堀　雅人[1]
[1]JAEA

### 1. 保障措置の背景

1938 年にマイトナー、ハーンによって核分裂が発見され、それが、強力な爆弾になりうることがアインシュタイン、シラード等の米大統領宛ての書簡により明らかになった（1939 年）。第 2 次大戦下で核兵器の開発は急速に進み、1945 年、原子力は、核兵器として軍事目的で使用された。一方、平和的な原子力開発も進められ、1951 年、米国において最初の原子力発電所が運転を開始した。

原子力には、核兵器として軍事目的での利用と、高密度・高出力のエネルギー源として平和目的の利用の両面があることから、核兵器の拡散防止と原子力平和利用の両立を目指すことを目的に開発されたのが、保障措置制度である。保障措置制度は、核不拡散の強化と原子力の平和利用の担保の両面で重要な枠割を果たしている。

### 2. 保障措置の目的

保障措置を一言でいうと、「保障措置協定に基づく各国の約束（undertakings）を IAEA が検認すること」である。IAEA による独立した検認は、各国が原子力の平和利用に関するコミットメントを履行していることを国際社会に保証し、早期発見のリスクを通じて、保障措置の対象となる核物質、施設等が軍事目的のために使用されることを抑止する。絶対的な保証を提供することは不可能であるが、IAEA は、国際社会に対して、各国が保障措置協定に基づく保障措置義務を遵守しているという信頼できる保証を提供する。

核不拡散条約（NPT）の発効（1970 年）以降、保障措置協定は以下の 3 つのタイプに分類される。

① 包括的保障措置協定 Comprehensive Safeguards Agreement (CSA)（INFCIRC/153）

NPT 第 3 条 1 、非核兵器地帯条約に基づき締結国の原子力の平和利用にかかるすべての核物質が対象。2023 年 12 月末現在 181 か国がこの協定を発効

② 対象物特定保障措置協定　Item Specific Safeguards Agreement (INFCIRC/66)

NPT 未締約のインド、パキスタン、イスラエルのみが発効。二国間原子力協定に基づき、受領した核物質や原子力資機材のみが対象。

③ 自発的提供協定, Voluntary Offer Agreement (VOA)

NPT 下の核兵器国（米、露、英、仏、中）が自発的に IAEA 保障措置の適用を受けるために締結。選択された施設のみが対象。

また、これらの協定の議定書として、以下の 2 つがある。

① 追加議定書 Additional Protocol （AP）（INFCIRC/540、1997 年）

保障措置の実効性を強化し及び効率を改善するための議定書。保障措置の適用範囲の拡大、補完的なアクセス等新たな IAEA の権限を付与。CSA 発効国のうち 136 か国が発効。

② 少量議定書 Small Quantity Protocol (SQP) (Original SQP 1974 年、Revised SQP 2005 年)

核物質を保有しない又は微量のみ保有する国の保障措置協定締結促進のため作成された議定書。CSA

*Masato Hori[1]
[1]JAEA

に規定されている報告・活動を免除。

保障措置の目標は、その国が IAEA と結んでいる協定及び議定書により異なるが、CSA 及び AP 発効国における保障措置の目標は以下のとおりである。

① 申告された施設の申告された核物質の転用の検知
② 申告された施設における未申告の生産・処理（ミスユース）の検知
③ 未申告の核物質及び活動の検知

**3. 保障措置の実施と結論**

IAEA、国及び事業者は、保障措置協定及び議定書に基づく義務及び権限を履行し、上記の目標の達成を目指して保障措置活動を実施する。

保障措置の重要な手段は、計量管理である。物質収支区域（Material Balance Area: MBA）を規定し、その区域に出入りする核物質の量及びある時点の在庫量を事業者が測定等を通じて計量し、計量の結果を記録し、IAEA に報告する。IAEA はその報告に対して査察を実施する。加えて、IAEA は、補完的な手段として、封じ込め/監視を適用し、保障措置の効果と効率を高めている。AP に基づく、拡大申告や補完的なアクセスも行われる。

保障措置の結果は、毎年、IAEA 事務局から理事会に報告される保障措置実施報告書（SIR）に記載される。IAEA の結論として、「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しない旨の結論は、「拡大結論（Broader Conclusion)」と言われており、拡大結論が得られた国に対しては、「統合保障措置」が適用され、CSA と AP に記載される活動の最適な組み合わせによって効率化された保障措置が適用される。日本に対しては、2004 年より、統合保障措置が適用されている。

**4. 保障措置対象の増加と国レベルの保障措置アプローチ（SLA）**

保障措置協定及び議定書に基づき検認活動等を実施する IAEA のリソースは限られている。IAEA の予算は、他の多くの国際機関と同様に、据え置かれており、物価上昇分のみの増額となっている。2024 年の IAEA の保障措置予算は、167.7M ユーロ（約 270 億円）であり、IAEA 全体の予算 426.7M ユーロの 39%程度を占めている。

一方で、保障措置の対象の核物質は年々増加しており、更なる保障措置の効率化が求められている。加えて、現在、各国において SMR の導入計画が進んでおり、将来、保障措置予算がひっ迫することが懸念されている。

このような状況下で、IAEA は、2014 年頃より、SLA の開発・導入を進めている。SLA は、その国の核燃料サイクルの技術的能力、保障措置の結論、IAEA の保障措置適用の経験、国内保障措置制度の技術的能力等の 6 つの国固有の要素を考慮し、保障措置の更なる最適化を図るものである。IAEA は、2023 年 12 月の時点で、135 か国に SLA を導入済みで、保障措置対象の核物質の 97%に SLA が適用されているとしている。今後さらに、SLA の下で、保障措置の効率化が進むことが予想される。

**5. 日本の保障措置**

日本は、原子力基本法に基づき、原子力は平和利用に限定し、原子炉等規制法等に基づいて、CSA や AP の要件を担保するとともに、国内保障御措置制度を維持している。拡大結論を 2003 年以降毎年得ており、保障措置の模範国の一つである。加えて、日米原子力協定等の 2 国間原子力協定に基づく義務も履行している。

一方で、再処理施設を始め多様な核燃料サイクル施設を保有するため、IAEA が最も査察業務を費やしている国でもある。日本では、多くの非立会検認装置、遠隔監視装置等を開発・導入し、査察の効率化に貢献しているが、更なる効率化のための取り組みが、国際的な保障措置体制の強化のために重要である。

## 6. 保障措置の課題と対応

以下に保障措置の課題と今後必要な対応についてまとめた。

(1) AP の普遍化

保障措置を強化・効率化することを目的に AP が作成されたが、依然として 45 か国が未発効である。これらの国への政治的、外交的な働きかけとともに、各国の保障措置従事者の人材育成が重要である。

(2) 更なる保障措置の効率化

IAEA の保障措置予算の増額が見込めないことから、更なる保障措置の効率化を進める必要がある。SLA による保障措置の最適化を進めるとともに、AI,、ロボティックス等の新技術による査察の効率化の検討も行われており、更に、これらの技術開発を進める必要である。また、新しい施設に対する Safeguards By Design（SBD）の適用による査察の省力化を進めることが重要あるが、安全、核セキュリティを加えて、3S By Design いった 3 つの S の強化と効率化を実現できるコンセプトの開発も、今後の検討テーマであると考える。

(3) その他の課題の対応

イランの核合意（JCPOA）、AUKUS に基づく原子力潜水艦への保障措置の適用といった課題対応を円滑に進める必要がある。

## 7. まとめ

保障措置制度は、核不拡散の強化と原子力の平和利用の促進の両面で重要な枠割を担っているが、如何にして効率化を進めるかが大きな課題となっている。そのための AI、ロボティックスといった技術開発や SBD の導入が進められているが、今後、そのような検討のスコープに、安全、核セキュリティを加えることにより 3S の相乗効果が期待できるかもしれない。

## 参考文献

[1] Supplementary Document to the Report on The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level (GOV/2013/38) GOV/2014/41, August 2014

[2] Safeguards Statement for 2023:
https://www.iaea.org/sites/default/files/24/06/20240607_sir_2024_part_ab.pdf

[3] The Agency’s Programme and Budget 2024–2025, GC(67)/5:
https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc67-5.pdf

2024年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会　合同セッション

# 将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議
Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

## （2）核セキュリティの概念とその実装

(1) Concept of Nuclear Security and its implementation

*相楽　洋 [1]
[1] 東工大

### 1.　核セキュリティとは

「核セキュリティ」のワードそのものは多種多様な使われ方をしているが、本稿では国際原子力機関(IAEA)の定義である、「核物質、 その他の放射性物質 又はその関連施設が関わる盗取、妨害破壊行為、無許可立入、不法移転又はその他の悪意のある行為の防止、検知及び対応」に基づいて解説する [1]。具体的には、テロリストや非国家主体等が、(1)核兵器そのものを盗むこと、(2)核物質を盗み核爆発装置を造ること、(3)放射性物質を盗み汚い爆弾等を造ること、(4)施設や輸送を妨害したり破壊すること（妨害破壊行為）、以上の脅威への防止、検知及び対応である。ここで核物質とは、プルトニウム(Pu-238 80%未満のもの)、U-233、U-235 (天然ウラン同位体比を超えるもの)の内決められた量を超えるものであり [2,3]、その他の放射性物質とは、放射性同位元素であってその放射線が発散された場合において人の健康に重大な影響を及ぼすおそれのあるものとして定められたものである [4,5,6]。

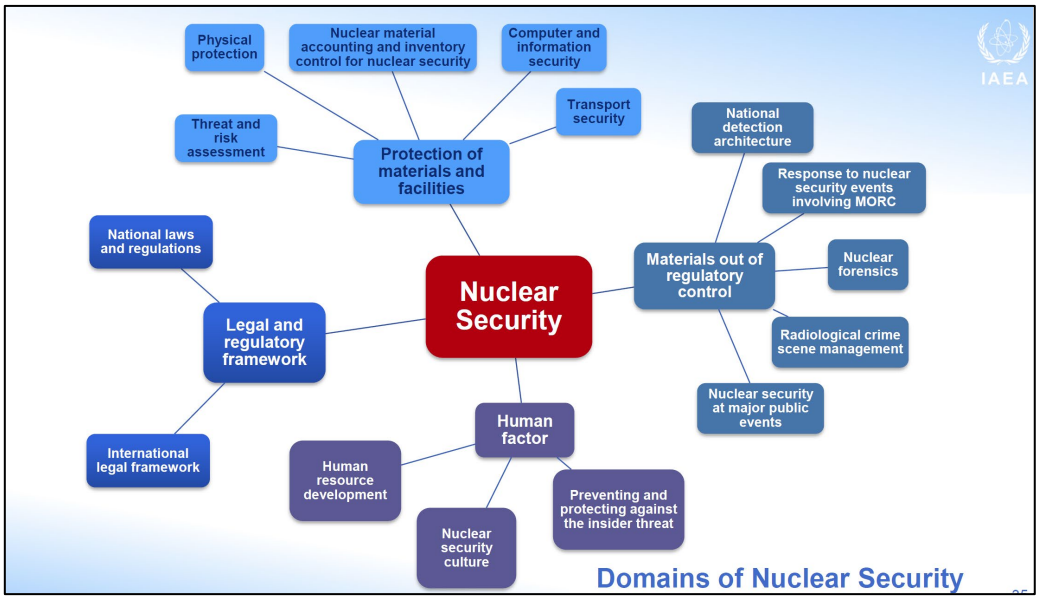



**図 1　核セキュリティの重要な要素と展開図** [7]

**図 1** に核セキュリティの重要な要素と展開図を示す。一般的に抱かれるイメージとしては、厳重な警備や検知システムなどから成る「**物理的防護**」[8]ではないかと思われるが、不法行為により持ち出された核・放射性物質の探査・回収や証拠試料の科学的鑑定（核鑑識）、湧きだし線源や核・放射線テロ事案発生後の対応といった「**管理を外れた核物質及びその他の放射性物質への対応**」、内部犯行者対策や核セキュリティ文化醸成といった「**人的要因**」、国内規制や国際条約および枠組等の「**法的枠組**」と多岐に渡る。近年ではサイバーセキュリティも重要な物理的防護要素に含められている。関連事業者は原子力事業者に限らず一定量

*Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

以上の放射性同位元素を扱う病院や製造業等幅広く、また関連省庁も原子力規制委員会、外務省、国土交通省、厚生労働省、警察庁、都道府県公安委員会、農林水産省、海上保安庁、内閣官房、防衛相、消防庁へと広く跨り、さらに研究・専門機関も関連している。

## 2. 核セキュリティにおける深層防護

原子力安全同様に核セキュリティにおいても深層防護の考え方が取り入れられている。原子力施設における核物質盗取に対する深層防護概念(**図 2**)を例に説明する。なお、妨害破壊行為に対する深層防護については、原子力安全と共通概念を用いて学会標準委員会 SS 分科会において詳しく検討されているためそちらを参照されたい[9]。

最も基礎的な物質障壁は物性に基づいた重要度に基づく障壁である。IAEA 核セキュリティ勧告文書 No.13 や日本の原子炉等規制法では、核物質の場合には U-235 濃縮度毎の量、U-233 量、および Pu 量(Pu-238 80%未満のもの)、照射の有無により、物質の *Attractiveness*(*不正利用価値*)[10]に応じ 3 区分に分けた等級別手法がとられている(**表 1**)。米国エネルギー省の管轄する核物質に対する規制においては、*Attractiveness*(*不正利用価値*)は化学形態や濃度にまで更に細分化され、メリハリが一層つけられた等級別手法がとられている。

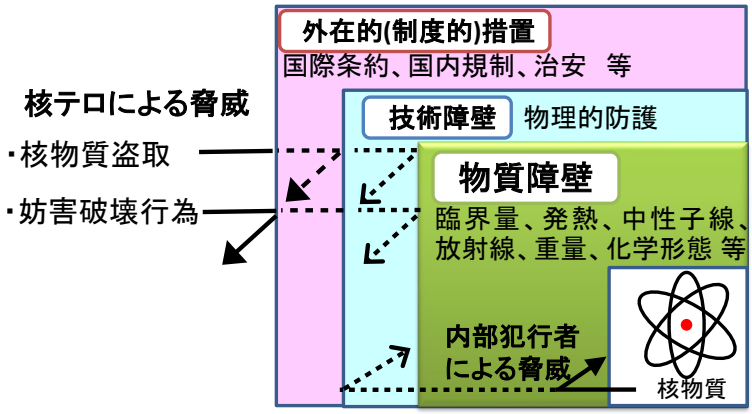



図 2 核物質盗取に対する深層防護[11]

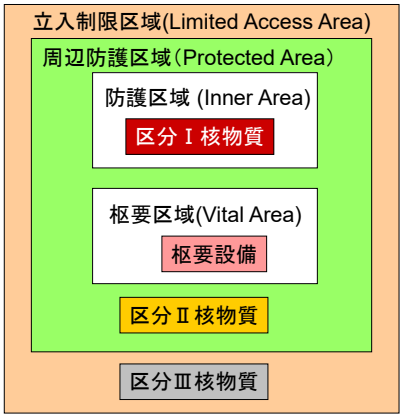



図 3 物理的防護区分

表 1 核物質の区分

| (未照射) | 防護区分 | Ⅰ | Ⅱ | Ⅲ |
|---|---|---|---|---|
| プルトニウム 注1 | | 2kg以上 | 500gを超え2kg未満 | 15gを超え500g以下 |
| ウラン235 | 濃縮度 20%以上 | 5kg以上 | 1kgを超え5kg未満 | 15gを超え1kg以下 |
| | 濃縮度 10%以上 20%未満 | | 10kg以上 | 1kgを超え10kg未満 |
| | 天然ウランの比率を超え 10%未満 | | | 10kg以上 |
| ウラン233 | | 2kg以上 | 500gを超え2kg未満 | 15gを超え500g以下 |

| (照射済) | 核物質の種類 | 防護区分 |
|---|---|---|
| | 核物質を照射して、1m離れた地点での空気吸収線量率が1グレイ毎時以下のもの | 未照射の区分 |
| | 核物質を照射して、1m離れた地点での空気吸収線量率が1グレイ毎時を超えるもの(濃縮度が10%未満の濃縮ウランを除く)(ガラス固化体に含まれるものは除く)注2 | 未照射の区分から1ランク下げることが可能 |
| | 天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮度が10%未満の天然ウラン等を照射して、1m離れた地点での空気吸収線量率が照射直後において1グレイ毎時を超えるもの | Ⅱ |

注1 Pu238>80% を除く
注2 核物質を照射して1m離れた地点の空気吸収線量率が1グレイ、毎時を超えるガラス固化体に含まれる核物質は、防護区分Ⅲ

次の階層である技術障壁として、物理的防護措置が用いられる。IAEA 核セキュリティ勧告 No.13 によれば、区分分けされた核物質に応じ、立入制限区域、周辺防護区域、防護区域の設定が求められ、区分に応じた出入管理や侵入検知および対応が求められる(**図 3**)。また、妨害破壊行為により核物質や放射性物質が敷地外に放出され重大放射線影響(HRC)を与え得る設備は、枢要設備として枢要区域を設定し防護が求められ

る。福島第一原子力発電所事故の教訓を受けた改正省令により追加された措置であり、防護区域内外を問わず防護が求められる。

最後の階層である外在的(制度的)措置として、管理を外れた核物質及びその他の放射性物質への対応として警察や海上保安庁といった治安部隊を始め多くの関連省庁による対応や、国際条約の履行や枠組みなどの法的措置がある。

### 3. 3S と核セキュリティ

原子力安全(Nuclear Safety)・核セキュリティ(Nuclear Security)・核不拡散/保障措置保障措置(Nuclear Non-proliferation/Safeguards)の 3 つの S から成る「3S」は、原子力エネルギー平和利用の根本原則として関係者には認識されてきた概念だが、2008 年に開催された北海道洞爺湖サミットにおいて日本の提案により 3S に立脚した原子力エネルギーに関する国際イニシアチブが首脳宣言に盛り込まれ、国際政治的にも重要な概念として認知された。

**図 4** に 3S の各要素と範囲を示す。原子力安全は、人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することを目的としており、原子力システムの故障、自然災害や人的要因（人的過誤等）を起因事象としている。

核セキュリティは非国家主体・テロリスト等による核爆発装置の使用、人為的な放射性物質の拡散や放射線影響事象の発生を防ぐことを目的とており、核物質やその他放射性物質の盗取、施設の妨害破壊行為、核爆発装置や Radiological Dispersal Device(RDD)、Radiological Exposure Device(RED)などの装置の不法所持や製造を起因事象としている。原子力安全との大きな違いは、同じ人的要因であっても原子力安全の場合は悪意を伴った意図によるものではないのに対し、核セキュリティでは意図的なものを起因としており、異なる防護アプローチが求められる。

核不拡散は国家による核兵器の拡散防止を目的としており、保障措置はそのための最も重要で実効的な制度措置の一つである。核物質の不法転用や施設の不正使用に加え、核不拡散体制からの脱退や条約等の不履行によるブレイクアウト、核兵器の製造や核実験実施等を起因事象としている。核セキュリティとは核爆発装置の製造および使用を防止する点で共通項はあるが、対象が国家であり、非国家主体やテロリストを対象とした核セキュリティとは異なる。また、核不拡散/保障措置では核兵器として核爆発装置を想定しているが、核セキュリティが想定する RDD や RED 等は想定されていない。

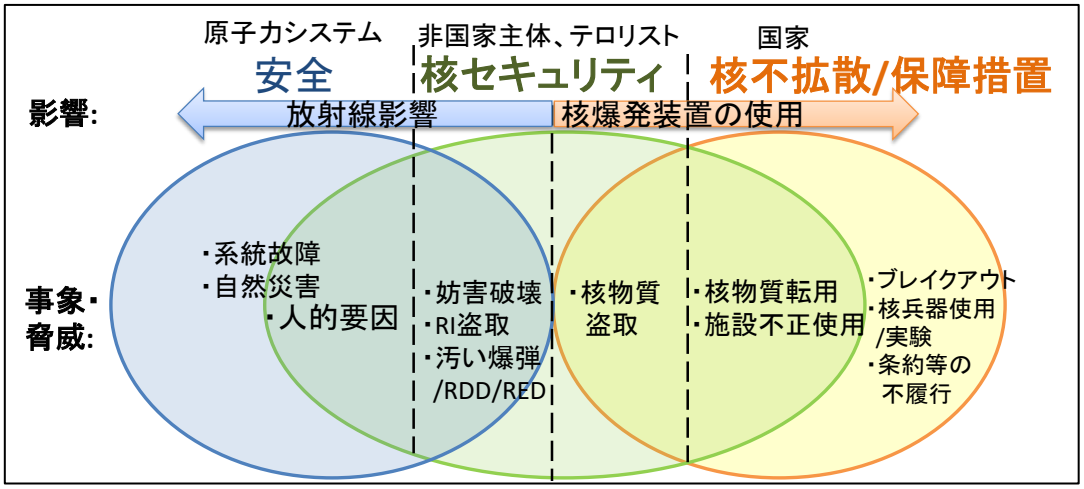



**図 4　3S の各要素と範囲(Choi (2011)[12]を参考に作成)**

### 4. 3S インターフェースと 3S by Design

核セキュリティの妨害破壊行為に対する枢要区域選定と原子力安全のインターフェースについては、原子力安全における深層防護概念を用い、敵対者の侵入を許した後、影響緩和、避難防災のそれぞれに対して多くの接点があることが指摘されている [9]。また、核物質盗取に対しても臨界安全と放射線防護、核セキュリ

ティおよび核不拡散に共通インターフェースが存在し、燃料設計段階から考慮することにより合理化が図れる可能性がある。

安全性については既に原子力システム設計の初期段階から取り入れられ、効率的かつ効果的な設計がなされており、日本の原子力発電所の許認可等に係る法規制体系において、安全性は設置許可段階から求められている。一方で核セキュリティや保障措置については、詳細設計建設段階になって初めて検討が開始されている。3S には重複する共通要素が多くあり、また同時に矛盾する要素も含まれている。核セキュリティおよび保障措置についても、原子力安全同様、原子力システム設計の初期段階から統合的に取り入れ、効率的かつ効果的な設計を行うことが強く推奨されている (例えば宇根崎(2019)[13], (2023) [14]、出町(2020)[9]、IAEA(2014) [15]、IAEA(2022) [16])。特に、強い固有安全性を有し開発が進められている小型モジュール炉や次世代革新炉については、核セキュリティの枢要区域設定の簡略化可能性や、炉心長寿命化による燃料取り換え頻度低減に伴う規制側による保障措置上の検認負担軽減など、事業者、規制者双方にとって多くの 3S 相乗効果が期待される。

## 5. まとめ

本稿では核セキュリティについて、3S を広く概観しながらその位置づけを解説し、3S by design 等の今後の展望を述べた。本企画セッションをきっかけに、3S 全体を俯瞰する重要性の気付きに繋がれば幸いである。さらに詳細に関心があれば、日本原子力学会誌 ATOMΣ連載講座「核セキュリティ入門」[9,17,18,19,20]を読むことを勧めたい。また、手前味噌で恐縮だが、東京工業大学原子力規制人材育成事業において他大学生も参加可能な講義「核セキュリティスクール」および実習「原子力災害対応実習」を 2025 年春期および夏期集中開催を予定しており [21]、こちらへの参加も勧めたい。

## 参考文献

[1] Nuclear Security – Measures to Protect Against Nuclear Terrorism, IAEA GC(47)/17 (2005).
[2] Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13 (2011).
[3] 日本においては「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」における「特定核燃料物質」が相当する
[4] CODE OF CONDUCT ON THE SAFETY AND SECURITY OF RADIOACTIVE SOURCES, IAEA/CODEOC/2004, (2004).
[5] Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities, IAEA Nuclear Security Series No. 14 (2011).
[6] 日本においては「放射性同位元素等の規制に関する法律」における「特定放射性同位元素」が相当する
[7] Nikonov, Nakamura, Nuclear Security School Tokyo Tech 2019.
[8] 「内閣府政策統括官, 核物質および原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC225Rev.5) 仮訳(2012)」に基づき、本稿では核物質およびその他の放射性物質に対する防護(Physical Protection)をまとめて「物理的防護」と記載する
[9] 出町, “原子力安全と核セキュリティ(SS)のインターフェイス”連載講座核セキュリティ入門第 5 回,日本原子力学会誌, Vol. 62, No. 12, p. 741-744 (2020).
[10]不法移転及び妨害破壊行為に伴う潜在的な影響。直訳により「魅力度」と和訳されることが多いが、不要な誤解を招かないために、本稿では「内閣府政策統括官, 核物質および原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC225Rev.5) 仮訳(2012)」に基づき、「*Attractiveness*(*不正利用価値*)」と記載する
[11] 相楽洋, “核セキュリティの基礎・核テロ対策”,平成 25 年度第 1 回原子力道場 TV セミナー(2014)
[12] Jor-Shan Choi, “An integrated approach to nuclear safety and security: in the context of 3S” JAEA Int. Forum on Peaceful Use of Nuclear Energy and Nuclear Security (2011)
[13]宇根崎, “3S の協働プラットフォームとしての原子力学会への期待,” 日本原子力学会誌, 2019 年 4 月号 (2019).
[14]宇根崎, “1F 事故と 3S：核セキュリティの観点から,” 日本原子力学会誌, Vol. 65, No. 5, p.302, (2023).
[15] IAEA, “International Safeguards in the Design of Nuclear Reactors,” IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.9, 2014.
[16] Francisco P. Iturria, Weirong Li, “Time to Act: Integrating Safety, Security and Safeguards in the Design of Innovative Reactors,” Technical Meeting on Safety, Security and Safeguards by Design for Small Modular Reactors, Vienna, 18-21 Oct. 2022.
[17]宇根崎, “核セキュリティ入門　第 1 回核セキュリティとは何か？,” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.4 (2020).
[18]須田,木村(隆) “核セキュリティ入門　第 2 回核セキュリティ強化に向けた取組み” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.6 (2020).
[19]高橋,小泉, “核セキュリティ入門　第 3 回核セキュリティのための核物質検知技術,” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.8 (2020).
[20]木村(祥), “核セキュリティ入門　第 4 回核セキュリティを支える核鑑識技術,” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.10 (2020).
[21]東京工業大学原子力規制人材育成事業「フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成」https://anset-cp.zc.iir.titech.ac.jp/jp/index.html

2024年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会　合同セッション

# 将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議
Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

## （4）全体討議

(4) Open Discussion

*塚田　東城[1], 山下　芳輝[2]
[1]立命館アジア太平洋大学, [2]名古屋大学

### 1. はじめに

近年の世界情勢の変化を契機として、エネルギーや安全保障など多面的な観点から原子力に関する議論が活発化している。日本国内に目を転じれば、福島第一原発（1F）廃炉や再処理、最終処分の問題など、原子力に係る問題が山積している状況である。本セッションは、かかる社会的状況において、学生や若手社会人を含む「将来世代」が、原子力業界における将来的課題について認識を深め、協働するための基盤を提供することを試みる。初の開催となる今回のセッションでは、ターゲットである「将来世代」の実際の興味関心に鑑み、原子力安全（Safety）、核不拡散（保障措置、Safeguards）、核セキュリティ（Security）からなる「原子力平和利用における 3S」を取り上げることとした。

### 2. セッションの概要

本セッションは、以下の構成をとる。まず、原子力の平和利用における 3S について、(1) 原子力安全について山本章夫氏（名古屋大学）、(2) 核不拡散について堀雅人氏（日本原子力研究開発機構）、(3) 核セキュリティ（Security）について相楽洋氏（東京工業大学）より、それぞれ講義を受ける。その後、(4) 全体討議と題し、3 名の講師と筆者とをパネリストとし、聴衆との対話も交えつつ、原子力が抱える中期的・長期的課題に対して、3S を通して解決してゆくための方策について意見交換を行う。

### 3. 全体討議の内容

3 氏による講義ののち、以下の議題に沿って、40 分間の全体討議を行う。

#### 3-1. 原子力技術の発展と 3S の役割

今後本格的な導入が目される SMR や革新炉といった新規性の高い原子力技術に対しても、原子力安全・核不拡散・核セキュリティを高水準かつ効果的に運用することが肝要である。各々の炉型や規模に応じて最適な安全基準の策定、高い核不拡散性の追求、核セキュリティの確保のための設計等がなされているというのが、門外漢の筆者の大まかな理解である。ここでは、発展的な原子力技術と 3S との対応という観点から、最近の研究動向や今後の課題等について、自由闊達に情報・意見交換を行う。

#### 3-2. 3S における人的要因について

S の水準向上・維持における人的要因について、大学や企業等における人材育成の現状や将来の展望に着目して議論を行う。特に安全文化・セキュリティ文化の醸成ということが言われて久しいが、不拡散に通暁した人材の育成もまた重要であることは言を俟たない。原子力業界における人材育成の一層の加速は本セッションの狙いとするところでもあり、大学等において長きにわたり人材育成に携わってこられた講師の方々から、有益な意見を頂戴できればと思う。

---

*Haruki Tsukada[1] and Yoshiki Yamashita[2]
[1] Ritsumeikan Asia Pacific Univ., [2] Nagoya Univ.

**3-3. 結びにかえて**

本セッションにおける講義や討議を通して、「将来世代」の学生・社会人を中心に、何らかの示唆を提供できれば幸いである。末筆ではあるが、本セッションの開催にあたりご尽力いただいた全ての方々、特に講師をご快諾いただいた山本章夫・堀雅人・相楽洋の 3 氏、およびロジスティクスの面で多々お骨折りいただいた日本原子力研究開発機構の木村祥紀氏には、記して深謝申し上げる。

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

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

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

Chair:Jun Kawarabayashi(TCU)

[2A_PL01]

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

[2A_PL02]

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

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

[2A_PL03]

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

[2A_PL04]

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

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

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開

Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

# レーザーによる同位体レベルでの運動制御による展開

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*長谷川 秀一[1]

[1]東京大学

## 1. 背景

光と物質の相互作用において、光は２つの性質を持っている。1 つ目はエネルギーであり、もう１つは運動量である。次の 2 式でそれぞれ表すことができる。

$$E = \frac{hc}{\lambda}, \qquad p = \frac{h}{\lambda}$$

通常、相互作用において、光は物質にエネルギーを付与する形となる。レーザー分光の優れている点は、光のもつエネルギーをきわめて精密に制御することが可能であることを利用して、物質との相互作用をエネルギー選択的に「きれいに」誘起することで、その構造を高精度で明らかにできることである。これにより、原子・分子を同位体レベルの精度で選択的に励起することが可能であり、広くレーザー分光分析[1)]として応用が進んでいる。

一方、光にはもう１つの性質として、運動量がある。放射線でのコンプトン効果など量子力学の発展においても、大きな役割を果たした。レーザー光の波長領域では、この運動量は極めて小さいことから、その利用については、原子ビーム偏向[2)]など提案としても限られていたが、レーザー冷却の実現により、今や原子・イオンだけなく、分子へも広がりを見せている。ここでは、レーザー冷却を用いた同位体分析を中心に紹介する。

## 2. レーザー冷却を利用した同位体分析

同位体分析に用途を絞った場合、原子を対象にしたレーザー冷却の原理（磁気光学トラップ：Magneto-Optical Trap）を用いて、希ガスを対象にした ATTA（Atom Trap Trace Analysis）[3)]がすでに実用化の域に達している。近年ではさらに、$^{41}$Ca を対象とした極微量同位体分析[4)]にも成功しており、その範囲を広げている。

これに対して、我々のグループではイオンを対象にしたレーザー冷却を検出部分に利用することで同様に極微量同位体分析への応用[5)]を目指している。中性原子と比較して、イオンの場合は電磁場による制御を利用できることから優位性があると考えているが、逆にイオンは外場に対して非常に敏感であることから、電磁場の設定が非常に重要である。

本講演では、我々の研究室で行っているイオンのレーザー冷却を用いた研究について紹介する。

**参考文献：**

1) 長谷川秀一，レーザー共鳴励起を利用した同位体制御による極微量同位体分析手法の開発 RADIOISOTOPES **72,** 197（2023）

2) Nellessen, J., et al., Large-angle beam deflection of a laser cooled sodium beam, J. Opt. Soc. Am., B **6**, 2149 (1989)

3) Chen, C. Y., et al., Ultrasensitive isotope trace analyses with magneto-optical trap, Science, **286**, 1139 (1999)

4) T.-Y. Xia, et al., Atom-trap trace analysis of $^{41}$Ca/Ca down to the $10^{-17}$ level, Nature Phys. **19**, 904 (2023)

5) Jung, K., et al., Laser cooling and imaging of individual radioactive $^{90}Sr^{+}$ ions, Phys. Rev. A, **96,** 043424 (2017)

*Shuichi Hasegawa[1]

[1]Utokyo

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers
and their applications to nuclear engineering

# レーザー共鳴イオン化質量顕微鏡の開発

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*坂本　哲夫[1]
[1]工学院大学

福島第一原発の廃炉において、建屋内のダストや燃料デブリの性状把握は喫緊の課題である。元素や同位体の分析には ICP-MS などのバルク分析が用いられることが多いが、マイクロメートルレベルの微小粒子や微小部位には適用できない。我々は PM2.5 を１粒子ずつ分析できる高い面分解能の飛行時間型二次イオン質量分析(TOF-SIMS)装置を開発した[1]。面分解能 40 nm は TOF-SIMS として世界記録であり、また、狙った粒子を断面加工し、内部分析もできることが特長である。

一方、廃炉工程に関連するダスト・デブリの分析は簡単ではない。一つの大きな問題は質量ピークが重なり、識別ができなくなる「同重体干渉」である。とくにダストやデブリは放射性同位元素や核分裂生成物が多種混在しており、同重体干渉の問題は避けては通れない。

そこで、我々は、TOF-SIMS 分析においてイオンビーム照射した際に同時に表面から放出されるスパッタ中性原子に着目し、特定の元素に固有の励起エネルギーに相当するレーザー光を照射し、イオン化させるレーザー共鳴イオン化法を TOF-SIMS 装置に組み込んだ。これをレーザー共鳴イオン化質量顕微鏡と呼んでいる。同重体干渉の例として、$^{137}$Cs と $^{137}$Ba があり、それぞれ、質量は 136.9070895、136.9058274 であり、高い質量分解能の質量分析計を用いても分離が難しい。しかしながら、Cs と Ba はそれぞれ固有の内部励起準位を持っているため、Cs の励起準位に正確に波長を合わせたレーザーにより共鳴イオン化させれば Cs のみが検出されるため、同重体干渉が回避できる。実際に、原発敷地外で採取した放射性 Cs を含有する微粒子において、$^{133}$Cs, $^{134}$Cs, $^{135}$Cs, $^{137}$Cs それぞれを検出・イメージングすることに成功した[2]。同重体干渉がないため、それぞれの質量ピーク強度が同位体比を表しており、同位体比パターンはシミュレーション結果と一致した。

本手法には波長可変のレーザーが必要であるが、従来であれば色素レーザーが用いられるが、繰り返し率が低く、イメージング分析のためには 10 kHz が必要であり、また、劣化のない全固体レーザーが望ましい。そこで、名古屋大学と共同で波長可変 Ti:Sapphire レーザーを 2 台備えた共鳴イオン化イメージング用レーザーシステムを開発した。その技術があればこそ、前述の Cs イメージングができたと言える。

本装置は現在、建屋内ダストの元素・同位体イメージングに活用されているが、分析のスループット向上のためには、レーザーシステムの遠隔操作、自動調整機構が必要である。また、元素ごとに最適なイオン化スキーム（基底状態からイオン化に至るまで、2 台のレーザーの波長をどのように選定するのか）をデータベース化する必要もあり、現在もその開発を進めている。これらの詳細について当日報告する。

**参考文献**

[1] T. Sakamoto et al., Appl. Surf. Sci., 255(4), 1617-1620, (2008).
[2] T. Sakamoto et al., Anal. Sci., 34(11), 1265-1270, (2018).

**謝辞** 本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21465814 の助成を受けたものです。

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

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

# レーザー誘起ブレークダウン分光法を用いた過酷環境下における遠隔その場分析

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*若井田 育夫[1]，大場 弘則[1]，赤岡 克昭[1]，狩野 貴宏[1]，
坂本 寛[2]，中西 隆造[3]，柏倉 俊介[4]，平等 拓範[5]，池田 裕二[6]，出口 祥啓[7]
[1]JAEA，[2]NFD，[3]QST，[4]立命館大，[5]分子研，[6]i-Lab. Inc.，[7]SL&PS Co.

## 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（１F）の廃炉においては、過酷事故炉内から溶融燃料デブリ等を取り出すという世界的に類例のない作業を安全かつ円滑、迅速に実行することが求められている。このためには、まず、圧力容器や格納容器内に存在する燃料デブリがどのような状態なのか、どんな組成構成となっているかを事前に知り、これを取り出し計画に反映させることが重要となる。また、中、長期的展望に立てば、取り出し作業時におけるデブリや構造材などの現場スクリーニングとそれに基づく分別採取、作業自身のモニタリング、そして最終的には、燃料デブリ等の取り出し完了確認のための炉内残存核燃料物質等のサーベランス等が不可欠であり、遠隔でのその場分析技術は、廃炉工程において重要な役割を持つものと考えられる。

レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）は、非接触・その場・迅速分析が可能な手法の一つであり、光ファイバーによる伝送を組み合わせることで（図１）、遠隔その場分析を可能とする技術として耐放射線性等を含む基礎的な性能実証を重ね、実機適用に向けた技術開発に発展させてきた。本報告では、LIBS によるレーザーモニタリング分析手法開発の一連の取り組みと、１F への適用を目指した技術開発の現状について紹介する。

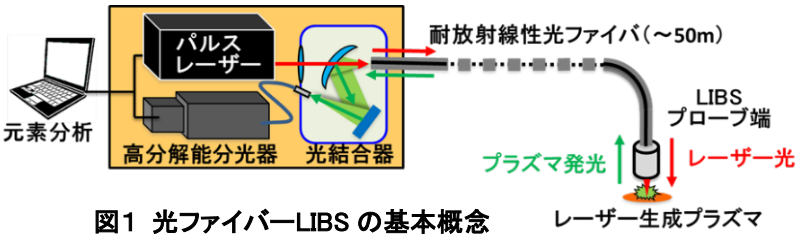



**図１ 光ファイバーLIBS の基本概念**

## 2. 技術開発の現状

### 2.1 光ファイバーLIBS の特性

高線量率環境での利用を前提に、耐放射線性光ファイバーを利用した可搬型 LIBS 装置を開発し[1] 光ファイバー長さ 50 m、線量率 10 kG/h、積算線量数 2 MGy の耐放射線性を有すること、図２に示すように、線量率 0 ～ 10 kGy/h の環境でも、検量線に変化がなく、原理的に LIBS 法自体が放射線の影響を受けにくいことを実証した[2]。なお、水没試料に対しても、プローブ部からのガスによるバブリングにより、明瞭なスペクトル取得と気中同様の検量線が取得でき、定性・定量分析が可能であることも確認されている。

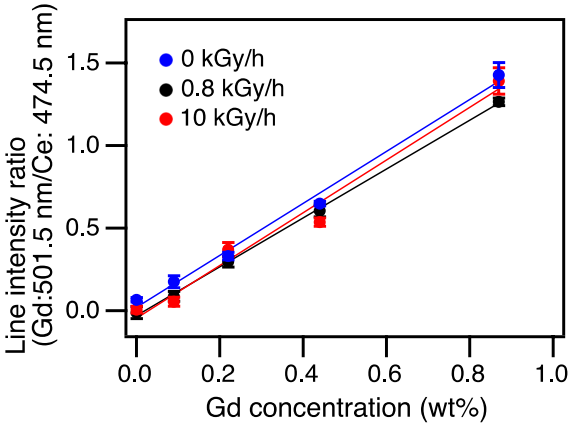



**図２ ガンマ線照射下での Ce 酸化物中の Gd 濃度に対する発光強度比（Gd/Ce）の検量線例**

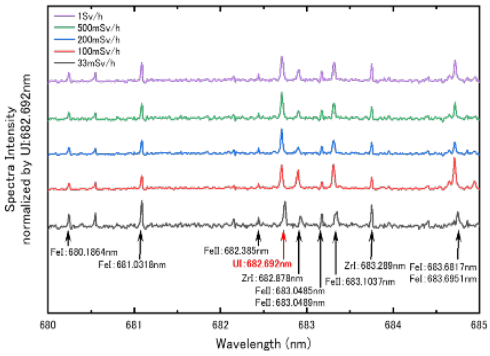
さらに、より現実的な燃料デブリへの適用性を実証するために、LIBS プローブのみをホットセルに導入し、使用済み燃料を含有した模擬燃料デブリを対象とした実証試験を行った。試験の様子を図３に、取得されたスペクトル例を図４に示す。使用済み燃料と Zr、Fe の

*Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1], Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1], Kan Sakamoto[2], Ryuzo Nakanishi[3], Shunsuke Kashiwakura[4], Takunori Taira[5], Yuji Ikuda[6], Yoshihiro Deguchi[7]
[1]JAEA, [2]NFD, [3]QST, 4Ritsumeikan Univ., [5]IMS, [6]i-Lab., Inc., [7]SL&PS Co.

酸化物混合試料に対し、雰囲気の線量率を 33 mSv/h～1.0 Sv/h に変化させた。その結果、スペクトル形状も、評価される混合比も、線量率に依らず計測・評価が可能であった。この結果は、実際の燃料デブリにおいても分析できる可能性が高いことを示している。なお、簡易分析手法として比較される携帯型 XRF では、15 mSV/h を超える試料に対して計測が困難となっており、光ファイバーLIBS の有用性が示されている[3]。




**図3 使用済み燃料での試験[3]**




典型的なU、Fe、Zrスペクトル（U:682.692nmで規格化）

線量率：33mSv/h～1.0Sv/h での分析評価値の比較

| | LIBSでの計測 | 実際の混合比 |
|---|---|---|
| U/Zr | 1.25 | 1.43 |
| U/Fe | 2.28 | 2.29 |

線量率に依存しない

**図4 Zr、Fe,酸化物混合使用済み燃料での計測例[3]**

## 2-2. マイクロチップレーザーの導入

光ファイバーLIBS では、パルスレーザー光を光ファイバーに入射することから、光ファイバーの長さとして 50 m 程度の制限がある。一方、1F での適用を考えると、100 m 級の超遠隔分析も求められてくる。そこで、発想を転換し、近年、その開発が目覚ましい手のひらサイズのマイクロチップレーザーを利用し、レーザー光源そのものを光ファイバーの先端に位置するマイクロチップレーザーLIBS の導入を図った。分析性能はファイバーLIBS とほぼ同様以上であり、耐放射線性も 1 kGy/h、1 MGy と十分であること、光ファイバー長さ 100 m であっても、問題なくスペクトルが取得できることが確認され、超遠隔分析の実現性が示された。実機適用に向け、より過酷な環境での利用実現を図る。

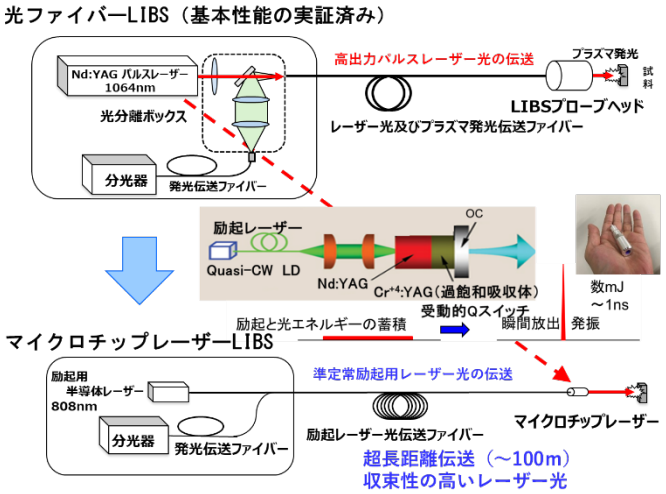



**図5 マイクロチップレーザーLIBS の導入**

## 3-3 LIBS システムの拡張

光ファイバーLIBS、マイクロチップレーザーLIBS を基本とし、可搬型で使いやすい従来システム、超長尺対応のマイクロチップレーザーLIBS、プラズマ寿命の延長に伴う信号強度の増倍を図るマイクロ波重畳 LIBS、そして水没試料、含水試料対応のレーザー二重照射 LIBS 等、適用場面に応じたシステムの拡張を図る計画である。

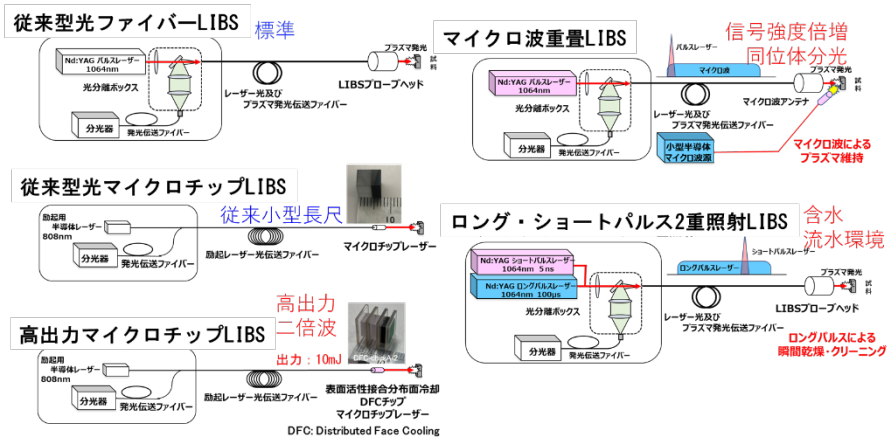



**図6 拡張していく各種光ファイバーLIBS システムの概要[3]**

[1] Morihisa Saeki, et.al, J. Nucl. Sci. Technol. 2014, 51, 930–938
[2] Ryuzo Nakanishi, et. al., Appl. Sci. 2020, 10, 8985
[3] https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20231117_JAEA.pdf

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁「令和３年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発））」[3] および文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA20P20337946 の成果の一部が含まれます。

2024年秋の大会

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers
and their applications to nuclear engineering

# 共振器増強レーザー吸収分光による微量同位体分析とその応用

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*富田　英生[1]
[1]名古屋大学

トリチウムと放射性炭素同位体（$^{14}C$）は共にβ壊変核種であり、かつ、放出されるβ粒子のエネルギーが低いため、液体シンチレーションカウンティングなどの放射線計測に基づく定量分析が広く行われている。一方、極めて高いアバンダンス感度が必要とされる $^{14}C$ 分析においては、加速器質量分析を用いるのが一般的である。トリチウムや $^{14}C$ の生体・環境トレーサーとしての応用や放射性廃棄物分析などにおける分析においては、前処理が簡便で、測定による有機廃棄物が生じない迅速・簡便かつ高感度な分析システムが求められている。

近年、迅速かつ高感度な $^{14}C$ 分析法として、レーザー吸収分光に基づく手法が開発され[1]、注目が集まっている。本手法は、分子のエネルギー準位がその分子を構成する同位体により異なることを利用し、炭素を含む試料を燃焼酸化して $CO_2$ ガスを発生させ、$^{14}C$ を含む $CO_2$ 分子の光吸収量を狭帯域なレーザーにより選択的に測定することで、$^{14}C$ を定量するものである。$^{14}C$ 同位体比が低くごくわずかにしか $^{14}CO_2$ 分子が存在しない試料の分析には、$CO_2$ の基本音吸収のある中赤外領域と光共振器で増強したレーザー吸収分光（キャビティーリングダウン分光： CRDS）を用いる必要がある。

これまでに、講演者らは $^{14}C$ を含む $CO_2$ を ppt レベルで分析する装置の開発と薬物動態分析などへの応用などを進めてきた[2]。また、本手法のトリチウム分析への適用に向けた開発にも着手している[3]。本講演では、共振器増強レーザー吸収分光による $^{14}C$ およびトリチウム分析法の開発状況について説明するとともに、カーボンニュートラル社会の実現に向けた有機資源分析・環境計測への応用などへの展望についても紹介する予定である。

**参考文献**

[1] I. Galli *et al.* : Phys. Rev. Lett., 107, 270802 (2011).
[2] R. Terabayashi *et al.* : *J. Appl. Phys.,* **132**, 083102 (2022).
[3] K. Iwamoto *et al.* : *Jpn. J. Appl. Phys*., **62** 036001 (2023).

**謝辞** 本研究の一部は、JST さきがけ「量子生体」JPMJPR19G7、CREST JPMJCR2104、JSPS 科研費・学術変革領域研究 B 22H05021 の支援を受けて行われたものです。

*Hideki Tomita
[1]Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

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

## [2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL01]

Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

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

[2B_PL02]

Status of Research Advisory Committee in AESJ

*Takumi Hayashi[1] (1. QST)

[2B_PL03]

Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*Yoji Someya[1] (1. QST)

[2B_PL04]

Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

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

[2B_PL05]

Potential risks on laser fusion facilities

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

[2B_PL06]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

# (1)フュージョンエネルギー安全確保検討 TF の状況

(1) Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*近藤　寛子[1],
[1]マトリクス K

## 1. はじめに

フュージョンエネルギーに関する国内外における急速な変化を背景に、日本では、2023 年 4 月にフュージョンエネルギー分野初の国家戦略である「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を策定した。続く、2024 年 3 月には、安全規制の検討の前提となり得る「安全確保の基本的な考え方」を検討するためのタスクフォース（以下.TF）が、内閣府の核融合戦略有識者会議の下に設置された。

本稿では、同 TF における検討状況を扱う。

## 2. 国内におけるフュージョンエネルギー関係の規制の現状について

原子力基本法において、「原子力」とは「原子核変換の過程において原子核から放出されるすべてのエネルギー」と規定されており、原子核変換には、核分裂反応や核融合反応が含まれる。また、「原子炉」とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質(核燃料物質)を燃料として使用する装置とされている。

同法の精神に則り、原子炉等による災害を防止するための 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)」 と、放射性同位元素等による放射線障害を防止するための放射性同位元素等の規制に関する法律(RI 法) 」 が制定されている。

原子力規制委員会設置法に基づき、「原子力利用における安全の確保に関すること」については、原子力規制委員会の所掌事務である。(原子炉等規制法、RI 法等に基づき、原子力規制委員会が規制を実施。)

国内の重水素(DD)運転を行う装置(QST の JT-60SA、NIFS の LHD)については、RI 法に基づく放射線発生装置として規制されている。一方、重水素-三重水素(DT)運転を行う装置については規制対象がまだ存在していないため、規制基準がない。なお、LHD(大型ヘリカル装置)については、重水素運転の終了に伴い、2023 年、RI 法に基づく重水素(DD)運転を行う装置としての規制から除外された他、放射性同位元素である三重水素(T)の取扱いや、中性子線等の放射線による放射性汚染物の廃棄その他の取扱いは、RI 法に基づく。

## 3. フュージョンエネルギーをめぐる海外の状況

フュージョンエネルギーを巡っては、各国の動きが活発化している。2023 年 10 月には、参加政府間の革新的な規制の実践に関する協力を促進することを目的とした政府間規制協力ネットワークである Agile Nations Fusion Energy ワーキンググループが、フュージョンエネルギーの規制枠組み構築に関する共同勧告を行った。同ワーキンググループの構成は、メンバー国が英国、日本、カナダ、オブザーバー国がシンガポール、バーレーンである。フュージョンエネルギー施設に関する規制枠組みをどのように構築するかについて、5 つの勧告と、それを裏付ける 2 つのケーススタディをまとめた。

**表. 5 つの勧告**

1. フュージョンエネルギーが気候変動とエネルギー安全保障という世界的な課題に対して重要な貢献ができることを認識すること。
2. フュージョンエネルギー技術とは無関係に、フュージョンエネルギー施設に適用される規制の枠組みについて、すべての国が明確化に向けた取組を開始すること。
3. フュージョンエネルギーの規制に対する調和されたアプローチが、複数の国で採用されることの利点を各国が認識すること。

4. **透明性を保ち、イノベーションを促進しながら、フュージョンエネルギーの危険性に見合った、人々と環境に対する適切な保護を維持するフュージョンエネルギーの規制枠組みを策定すること。**
5. **防護レベルが適切であることを国民に保証することの重要性を各国が認識し、これを達成する方法を検討すること。**

最近の動きとして、2024 年 4 月には、イタリア・トリノで開催された、G7 気候・エネルギー・環境大臣会合の成果文書において、フュージョンエネルギーに関する記載が盛り込まれ、将来的に気候変動とエネルギー安全保障上の課題に対して永続的な解決策を提供する可能性があることを認識し、開発と実証に向けた国際協調を促進することや、研究開発協力を強化する G7 作業部会を設立するとともに、規制に対する一貫したアプローチを推進するための情報交換を実施していくことが謳われた。

## 4. TF における検討の現状と今後

日本国内に目を向けると、TF が 2024 年度より、安全規制の検討の前提となり得る「安全確保の基本的な考え方」の検討を開始し、設備・装置の安全規制の検討に向けて、その前提となりうる、「安全確保の基本的な考え方」の策定を目指している。その方針は、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的な考え方を産業化に乗り遅れないように検討することにある。TF では、国内、海外(米国・英国等)の状況や、設備・装置の特徴について当事者に直接ヒアリングし、変化する情勢や課題に関する的確な情報把握に努めると共に、検討方針に関する議論を重ねてきた。

2024 年 8 月現時点における最近の議論は、TF の検討対象に関わるもので、これまでの 4 か月弱の検討や情勢変化を踏まえ案をまとめた。

○　将来想定される、フュージョンの様々な炉型、出力、放射性物質のインベントリ、使用燃料等にも対応できるよう、「技術中立的」な安全確保フレームワークの在り方を検討していく。
○　その際は、米国・英国等の方針も参考に、想定されるハザードや、設計の熟度に応じて、段階的に規制の在り方を検討していくアプローチの採用可否についても議論する。

TF では、より具体的なイメージを持った上で議論を行うため、今後、現在検討されている原型炉や国内スタートアップが構想する核融合装置についてもヒアリングを行っていく予定である。さらに、今後の検討は、日本原子力学会に発足した研究専門委員会「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」をはじめ、各学会との連携を図りながら効果的な検討を進める。

## 6. おわりに

今後のフュージョンエネルギー安全確保に関する検討は、持続可能なエネルギー供給と気候変動への対応という観点から極めて重要である。本稿で示した TF の活動や国際的な動向は、規制枠組みの策定において大きな指針となる。日本としても、これらの議論を踏まえつつ、安全性の確保と技術革新の促進を検討し、国際的な連携を強化しながら、フュージョンエネルギーの実用化に向けた取り組みを進める必要がある。今後も、TF として多角的な視点からの検討を継続し、フュージョンエネルギーの安全かつ効率的な利用に向けて、実践的な規制の在り方を追求していく所存である。

*Hiroko Kondo[1]
[1]Matrix-K.

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

## （2）原子力学会での研究専門委員会の状況

(2) Status of Research Advisory Committee in AESJ

*林　巧[1]
[1]量子科学技術研究開発機構　六ヶ所フュージョンエネルギー研究所

**1. 委員会設立の趣旨（背景と目的）**

日本政府において、内閣府統合イノベーション戦略推進会議が「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略（令和 5 年 4 月 14 日）」を決定し、フュージョンエネルギーを新たな産業として捉えるとともに、実用化に向けて加速する方針が提示されている。この戦略の中で社会実装に向けた研究開発や産業育成の考え方が示されており、「内閣府に技術者や規制の専門家、一般市民を構成員とするタスクフォースを設置し、関係省庁の協力を得ながら、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的考え方を産業化に乗り遅れないように検討する。なお、その際に、核融合は核分裂とは原理が異なることから、規制を検討する体制も含めて議論を行う」とされている。

本研究専門委員会では、政府における上記の議論と並行し、原子力研究者の立場から、核融合炉の潜在的リスクを、既存の核融合原型炉概念や既設の核融合関連施設を例にして再確認するとともに、社会に受容される核融合炉の「安全や安心」のあり方、その評価手法の考え方などについて議論し、専門家の知見を集約してエネルギー利用としての核融合の安全指針を示すことを目的とする。

**2. 研究活動項目**

**2-1. 委員構成**

日本原子力学会の核融合工学部会を中心として、原子力安全部会や社会環境部会からも参画いただき、大学、研究機関、産業界など幅広い層の方々のご意見をいただけるよう配慮した委員構成（26 名）とした。

**2-2. スケジュール**

2024年度中に、4回程度の委員会(Web会合)を設定し、各専門家から以下の情報を提供いただき議論する。2025年度にも4回程度のWeb会合を開催し、可能な限り諸外国の検討状況も反映して報告書（中間及び最終報告）を作成し、ホームページで公開するほか、年会・大会における企画セッション等で報告する。

**2-3. 研究内容**

以下の項目について、具体的確認、議論を行い、上記の目的に沿った報告書をまとめる。

① 既設の核融合研究関連施設等（JT-60, TPL, ITER）における潜在的リスクとその対応
② 日本の核融合原型炉の基本概念（JA DEMO）と潜在的リスク及びその対応
③ 諸外国（特に英国、米国など）での検討例
④ 原子炉施設と核融合の安全確保策の比較
⑤ 大型施設における、安全・安心のあり方と社会的受容性

**3. これまでの検討結果**

本委員会は R6/6/1 付で設立され、既に 2 回の Web 会合（6/25, 7/19）を開催し、委員会の趣旨及び核融合炉（磁場閉じ込め方式）の概念を確認して上記の①について議論した。総じて、過去の議論を参考に核融合炉の安全上の特徴を考慮しつつも、現状の原型炉の概念設計における具体的なリスクの違いを確認していくことが重要との意見が出されている。なお、8/19 には②の議論を予定しており、当日は合わせて報告する。

---

*Takumi Hayashi[1]
[1]QST, Rokkasho Institute for Fusion Energy

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

## （3）磁場閉じ込め核融合施設のリスクと対応検討

(3) Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*染谷　洋二[1]
[1]六ヶ所フュージョンエネルギー研究所

原型炉設計合同特別チームの安全設計グループでは、トカマク型磁場閉じ込め核融合原型炉プラント（JA DEMO）の安全確保方針の策定に向けて、主にソースタームの同定、重要な想定起因事象に対する事故防止・緩和方策の構築、並びに安全要件を策定すると共に原型炉で発生する放射化物の埋設区分の同定と廃止措置計画の策定を進めている。講演では JA DEMO の安全上のリスクと対策案について報告する。

JA DEMO における主なソースタームは燃料である三重水素、プラズマ対向壁の材料であるタングステンの損耗により発生する放射化ダスト、冷却配管内での腐食によって発生する放射性腐食生成物（ＡＣＰ）、及びダイバータターゲット部での熱負荷低減のために注入する不純物ガス（アルゴン）の放射化ガスである。原型炉の安全確保はこれら放射性物質を閉じ込めることに尽き、負圧管理した一次障壁である真空容器や二次障壁である建屋によって閉じ込める方針である。

次に JA DEMO の想定起因事象の同定に向けて、実験炉イーターや設置される増殖ブランケットを対象に機能故障モード影響解析（FFMEA）を実施し、プラズマ制御異常による出力過大やポンプ・電源異常による冷却能力の低下/喪失などの 17 つのシステム異常やブランケットやダイバータなどの冷却配管の大規模破断などの想定される 5 つの最大事象が抽出された。原型炉では加圧水型軽水炉（PWR）と同等の運転条件（水温：343℃、圧力：15.5 MPa）で発電実証することを想定しており、これら冷却配管が破断した際に障壁を加圧することが障壁破損の最大の脅威である。これより、抽出された起因事象の大部分が冷却配管破断事象（LOCA）時の加圧影響に帰着する。従って、原型炉の安全設計では LOCA 時に各障壁を守るために圧力緩衝システムを備えている。さらに、JA DEMO を対象とした安全解析から得られた安全上の特徴に基づき、抽出された最大事象の備えとして、保護リミターの導入、冷却系統内への逆止弁の設置、及び配管破断した際に発生する大量の蒸気の移行経路を工夫することにより、環境への漏洩を大幅に抑えられる見通しである。

最後に講演当日には、具体的な安全解析の結果を通して、JA DEMO の安全上の特徴を整理すると共に想定される起因事象に対して対策を進めた安全システムについて報告する。

---

*SOMEYA Youji[1]
[1]Rokkasho Institute for Fusion Energy

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

## （4）施設外でのＲＩの環境動態

(4) Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*横山 須美[1]
[1]長崎大学

核融合発電は、二酸化炭素排出量を低減できる点で、環境への負荷が比較的小さく、実現すれば地球温暖化へ貢献も大きいものと考えられる。また、長半減期の放射性同位元素が生成されないことから廃棄物管理の面でも原子力発電よりも安全性が高いといえる。しかしながら、燃料として水素の放射線同位元素であるトリチウム（三重水素）を使用する。また、核融合反応で生成される中性子による構造体の放射化等により $^{41}Ar$ や $^{13}N$ 等の短半減期の放射性同位元素の生成は避けられない。これらの環境放出をできるだけ低減するため、放出低減と閉じ込め対策が必要である。中でも、燃料に使用されるトリチウム量は、これまで研究等で利用されてきたレベルを大きく上回ることが予想される。トリチウムの放射性同位元素としての特徴は、$\beta$線放出核種であること、その最大エネルギーは 18.6 keV であること、そして物理学的半減期が 12.3 年と比較的長いことである。エネルギーが低い$\beta$線放出核種であることから、体内での飛程は平均 0.6 μm、最大でも 6 μm である。このため、他の核種を同量摂取した場合に比べ線量は低い。たとえ環境中に放出された場合でも環境やヒトへの影響は小さいと考えられるが、核融合発電の早期実現に向けて、社会に受容してもらえるエネルギー源となるよう、施設から環境へ放出される主となる放射性同位元素であるトリチウムの環境及びヒトへの影響評価をあらかじめ行っておくことが重要であると考える。

燃料のトリチウムはガス状のものが利用されると考えられることから、環境に放出される際の化学形としては、主に、ガス状（HT）またはこれが酸化した水（HTO）であろう。トリチウムは、同量摂取しても化学形により線量が大きく異なる。化学形が HTO の場合、HT に比べ線量係数（1Bq 摂取したときの線量 Sv）が 10,000 倍も高い。その環境挙動も特徴的である。環境中（大気中）に放出されたトリチウムの化学形が HT の場合、ヒトが直接それを経口または吸入摂取した場合は、HTO を摂取した場合に比べて線量は著しく低い。しかし、環境中（大気中）に放出された HT は土壌表面に接触（沈着）すると、土壌表面上に存在する細菌により、直ちに酸化されて HTO となる。このため、その後、土壌下層への移行、地下水や河川への流出、動植物への移行、そして大気への再放出は HTO として評価する必要がある。また、植物へ移行した場合、二酸化炭素と水（HTO）から光エネルギーを用いて有機物（有機結合型トリチウム，OBT）を合成する。この OBT は水と交換しやすいもの（交換型 OBT）のほか、一部は、セルロースのような交換が起こりにくい成分（非交換型 OBT）となる。この OBT の線量係数は、HTO の約 2 倍となっており、HTO として摂取した場合よりさらに線量への寄与が高くなる。環境やヒトへの影響を過大評価しすぎないためには、施設から放出されたトリチウムの化学形、評価地点の大気での拡散状態（地形や気象条件）、土壌表面での酸化のしやすさや土壌内での移行、そして大気への再放出割合（土壌の種類）、植物内での移行や OBT としての蓄積（植生）等を十分に把握しておく必要がある。

本発表では、主にこのようなトリチウムの環境挙動のほか、施設内で生成される主な放射性同位元素の特徴についても、紹介したい。

---

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

2024年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合炉の潜在的リスク
Potential risks of fusion reactors

## （3）レーザー核融合施設での潜在的リスク

(3) Potential risks on laser fusion facilities

*重森 啓介
大阪大学

レーザー核融合炉を中心としたレーザー核融合施設においては，（方式によらない）核融合炉に共通の存在するリスク，およびレーザー方式における特有のリスクが存在し，それぞれを定量的に評価する必要がある．

DT 反応ベースとしたレーザー核融合炉は，他の方式と同様にトリチウムを軸とした安全性の確保が重要であり，その安全対策を逸脱した事象が潜在的なリスクとなる．レーザー核融合炉はパルス運転炉であり，1 回（1 ショット）あたりに消費する燃料ペレット中はμg オーダーであるものの，冷却系やトリチウム回収系の炉システム内，そして貯蔵燃料ペレットを含めたインベントリーは相当量となる．例えばレーザー核融合炉「光陽」の設計例では，トリチウム増殖比が 1.1，燃焼率が 30%の場合，炉システム全体でのトリチウムインベントリーは 0.24 kg である．炉システムのインベントリーを減らすためには，核融合燃焼率の高効率化，トリチウム回収から燃料ペレットの生成までの工程・時間の短縮などが挙げられ，これらの項目を解決することが安全性向上に繋がる．

レーザー核融合炉では，磁場核融合とは異なりブランケット設計に磁場の影響を考慮する考慮する必要がないことから，液体（金属）を第一壁とする設計が多く提案されている．プラズマと接する面に液体金属流をブランケットと冷却材の役割を持たせ，中性子などによる照射損傷を提言する効果がある．一方で高温の液体金属を自由表面に曝すことになることから，その取り扱いには十分な注意を要する．特にレーザー核融合炉を水素製造に活用する場合，IS 法などの熱化学法を想定すると冷却系の温度を 850℃以上に設定する必要がある．この条件はこれまでの核融合炉設計では考慮されていなかった領域であり，最適な材料設計について高温ガス炉の知見などを参考にする必要がある．さらに冷却系に含まれるトリチウムの拡散係数は温度の関数で増大するため，トリチウムに関する安全確保という意味でも重要な課題である．

更に磁場核融合炉との違いとして，核融合反応がパルス的に起こることから，放射線の遮蔽という観点でも異なる考え方で設計を行う必要がある．点滴的にはナノ秒以下の時間スケールで $10^{19}$ の反応が点光源的に集中して発生するため，これを踏まえた空間・時間的遮蔽方法を実施する必要がある，過去のレーザー核融合炉設計においても，これらを考慮した最終光学系の配置や炉本体の遮蔽などが検討されてきたが，装置の保護や長寿命化，環境に対する影響をより詳細に評価した設計が必要となる．

上記に挙げた例は既にリスクとして認識されている項目であり，「潜在的」リスクという意味では検討不足な面が多い．レーザー核融合炉はエネルギー変換システムとして未だ実機を想定したスケールダウンモデルを製作した実績が無いため，設計段階における想定外のリスクを予見することが困難である．今後，フュージョンエネルギーの実用化という観点では，発電実証という大きなマイルストーンと同時並行して安全性に関する技術的検討・解決策の提示することが求められる．

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

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

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

## [2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

### [2B_PL06] Discussion

日本政府は内閣府統合イノベーション戦略会議にて「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を決定し、フュージョンエネルギー実用化に向けた加速方針を示した。これに基づき、内閣府は技術者や規制の専門家、一般市民から成るタスクフォースを設置し、フュージョンインダストリーの育成や原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的考え方の検討を開始した。並行して原子力学会ではエネルギー利用としての核融合の安全指針を示すことを目的として「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会を設立し、議論を開始した。これらの議論をコミュニティーに広く紹介し、会員から意見を募ることで、今後の議論の参考とする。

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

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

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL01]

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

*Kenji Satake[1] (1. UTokyo)

[2E91_PL02]

Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

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

[2E91_PL03]

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

-

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

[2E91_PL04]

Discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

理事会セッション

# 地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～

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

## （1）東日本大震災以降の我が国の地震の想定・長期評価

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

*佐竹健治[1]
[1]東京大学地震研究所

### 1. はじめに

1995 年阪神淡路大震災を契機に設置された地震調査研究推進本部では、全国地震動予測地図を作成する（2005 年に刊行、その後改訂を続けている）ために、全国の主要活断層（内陸部の約 100 個）及び海溝型地震の長期評価を行ってきた。活断層や海溝付近では、ほぼ同じ規模の地震が繰り返し発生するという固有地震モデルを仮定し、過去の地震発生履歴がよくわかっている場合には更新過程（BPT モデル）を採用、過去の発生履歴データが十分に得られない場合にはポアソン過程（地震は時間的にランダムに発生するというモデル）を用いて、長期的な発生確率を計算する。2011 年 3 月の時点では、全国で最も高い発生確率は、宮城県沖地震（M7.5 程度）で 30 確率が 99%とされていた。2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震は、宮城県沖で発生したが、その規模は M 9.0 と想定を大きく上回るものであった。

### 2. 東日本大震災以降の地震調査研究推進本部の長期評価

#### 2-1. 海溝型地震

東北地方太平洋沖地震が、それまでの長期評価の想定外の規模であったことから、海溝型地震の長期評価の見直しが行われ、南海トラフ（2013 年）、相模トラフ（2014 年）、千島海溝（2017 年）、日本海溝（2019 年）、日向灘及び南西諸島海溝（2022 年）で発生する海溝型地震の長期評価が改訂された。これらの改訂に当たっては、以下の 3 点が考慮された。

①それまで考えられてきた固有地震モデルに基づく評価ではなく、発生しうる最大クラスも含めた地震の多様性を考慮した評価。
② 不確実性が大きくても防災に有用な情報は、これに伴う誤差やばらつき等を検討した上で、評価に活用。
③ データの不確実性などにより、地震の発生確率などは、解釈が分かれる場合がある。そのように解釈が分かれるものについては、複数の解釈について併記。

その結果、千島海溝では超巨大地震（17 世紀型、M 8.8 程度以上）の 30 年確率が 7～40%、根室沖地震（M 7.8～8.5 程度）が 80%程度、青森県東方沖及び岩手県沖北部では M 7.9 程度が 10～30%、南海トラフでは M8～9 クラスが 70～80%程度と評価されている。

#### 2-2. 活断層の地域評価

地震調査研究推進本部では、M7 以上の地震を発生する可能性のある全国主要活断層について評価を行ってきたが、それ以外の内陸の地震によっても被害が生じたことから、「地域評価」を導入し、より小さな（M6.8 程度以上）の活断層も含め、地域ごとの活断層を総合的に評価している。これまでに、九州地域（2013 年）、関東地域（2015 年）、中国地域（2016 年）、四国地域（2017 年）について公表し、現在は中部地域（近畿地方）について審議を行っている。これらの地域評価では、個別の活断層ごとの評価（発生確率）に加え、各地域を細分した地域ごとに、活断層評価ならびに地震活動に基づいて地震の発生確率を算定している。

**2-3. 海域活断層の評価**

M7.0 以上の地震を引き起こす可能性のある断層長さ 20km 程度以上の海域活断層を主な評価対象とし、対象とする海域ごとに「海域活断層の長期評価」を実施しており、2022 年に日本海南西部の海域活断層の地域評価を発表した。現在、日本海側の海域活断層について審議を進めているが、令和 6 年能登半島地震の発生を受けて、8 月に兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖の海域活断層について、評価の一部（位置・長さ・形状・発生する地震の規模）を公表した。ただし、地震発生確率については評価を行っていない。

**3. 内閣府の最大クラス地震の想定**

中央防災会議では、「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」において、想定できなかった M9 の巨大地震により甚大な人的・物的被害が発生したという反省と教訓に基づき、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討することとした。津波に関しては二つのレベルを想定し、発生頻度が高く、津波は低いものの大きな被害をもたらす津波（Ｌ１津波）に対しては、人命・財産・経済活動の保護のためのハード対策で、発生頻度は極めて低いものの甚大な被害をもたらす最大クラスの津波（Ｌ２津波）に対しては、生命を守ることを最優先してハザードマップ・防災教育などのソフト対策で対応することとした。

最大クラスの地震として、南海トラフでは、地下構造や深部低周波地震などの地震学的知見に基づき M 9.1 の地震を、日本海溝・千島海溝においては、津波堆積物などの古地震学的痕跡に基づき、それぞれ　M 9.1, M 9.3 の地震を想定した。これらの想定地震による震度分布や津波高さを計算、それにもとづく被害想定を行い、被害を軽減するための防災対策を推進している。

**4. 日本海東縁部の地震の評価**

**4-1. 日本海における大規模地震に関する調査検討会**

日本海東縁に沿って、海域活断層が確認されている。2014 年、国土交通省、文部科学省、内閣府による「日本海における大規模地震に関する調査検討会」（以下では MLIT モデル）は、その時点までの研究をまとめ、60 個の海底活断層を想定した。能登半島北側には F42（富山トラフ西縁断層）、F43（能登半島北岸断層帯）の活断層があり、これらはそれぞれ 2 つのセグメントに分かれている。これらの断層において発生する地震の規模はそれぞれ M 7.3、 M 7.6 とされ、それらによる津波の高さや浸水域の想定がなされ、ハザードマップなどとして公表されていた。

**4-2. 日本海地震・津波調査研究プロジェクト**

2013 年～2020 年にかけて、文部科学省によって「日本海地震・津波調査プロジェクト」が実施され、反射法地震探査などによって海底・沿岸断層モデル（以下では JSPJ モデル）が提案された。能登半島北部では NT2～NT9 断層が指摘されていた。能登半島北東沖の NT2 と NT3 断層（富山トラフ西縁断層）は北西に傾斜した逆断層であり、それ以外の断層は南東に傾斜した逆断層である。NT2-NT3 断層による地震規模は M 7.1、津波高さは最大 3.2m、NT4-NT5-NT6 断層の連動による地震規模は M 7.3、津波高さを 2.9 m と想定された。

**5. 令和 6 年能登半島地震**

令和 6 年能登半島地震の津波は、能登半島北岸断層帯で想定された断層モデル（JSPJ モデルの NT4+NT5+NT6 断層、MLIT モデルの F43 断層）からの予測とほぼ一致していた。震源域の北東に隣接する富山トラフ西縁断層（JSPJ モデルの NT2＋NT3、MLIT モデルの F42 断層）のすべり量は、これらの断層における最大規模の地震に比べて小さく、より大きな地震としてすべる可能性をまだ持っている。そのような地震が発生した場合、新潟県沿岸や佐渡島に影響を与える津波が発生する可能性がある。

---

*Kenji Satake[1]

[1]Earthquake Research Institute, the University of Tokyo.

2024年秋の大会

理事会セッション

# 地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～

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

## (2) 能登半島地震による津波の発生と影響

(2) Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*今村文彦[1]，増田英敏[1]，菅原大助[1]，サッパシー・アナワット[1]，鄭　安棋[1]
[1]東北大学災害科学国際研究所

### １．はじめに

３年前から連続地震が生じていた能登半島において，今年１月１日午後４時10分にMj7.6の大地震が発生し，観測された最大震度は石川県羽咋郡志賀町や輪島市で震度７が記録された．この地震の２分後には，気象庁から山形県・新潟県上中下越・佐渡島・富山県・石川県能登・加賀・福井県・兵庫県北部の各津波予報区に津波警報，その他日本海沿岸各地の津波予報区にも津波注意報が発表になった．その10分後には，石川県能登では津波警報が大津波警報に切り替えられた．

本文は，能登半島地震による津波の発生について，得られた痕跡データを元に波源モデルを選定し，志賀原発サイト周辺での観測波形との対応を確認した上で，波源からの詳細な伝播過程を推定する．現在，周辺での詳細地形や構造物データが未入手のために，沖合での波形の再現に留まるが，周辺での津波の特性について報告するものである．

### ２．日本海側での津波の特徴　―早い到達と長時間の継続

2011年3月11日に発生した東日本大震災では，日本列島陸側の北米プレートとその下に潜り込むように動いている海側の太平洋プレートの境界付近で発生したタイプであり震源は陸地からも遠く，津波が沿岸部に到着するまでに一定での時間猶予があった．一方で，日本海側での地震は，陸地に近い海域の活断層で起こることが多く，震源も比較的浅いため，津波が起きればすぐに沿岸部に到達することになる．実際に，2024年能登半島地震による津波では，珠洲市，輪島市，能登町，七尾市などでは，１から２分以内に津波の初動（沿岸での影響開始）が到達したと数値シミューレンで推定されている（Pakoksung et al.，2024;Masuda et al.，2024；今村，2024）．

我が国での大津波警報の発表は，2011年（平成23年）3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（東日本大震災を引き起こした巨大地震）以来になる．大津波を起こすような大地震は，一般的には，太平洋側に多く発生しているが，過去６回の事例の中で，1983年日本海中部地震津波，1993年北海道南西沖地震津波を含めて，実に半数が日本海側で発表されている．また，日本海という閉鎖空間で発生した津波であるので，発生から収束までの継続時間が長く，最大波出現時間も遅れる傾向がある．

今回の能登半島地震では，図―１に示したように，今回の地震断層は主に２つが推定されており，半島陸部の西側と半島東部沖の東側に分かれる．主に東側での断層が津波を発生したと考えられるが，志賀原発周辺の半島西側では，もう１つの断層による津波の影響も考える．そのため，全体での分布に加えて，特にサイト周辺での半島西側での津波痕跡記録および観測波形を説明出来る波源モデルを選定することとした．

*Fumihiko Imamura[1] , Hidetoshi Masuda[1], Daisuke Sugawara[1], Suppasri Anawat[1], and Anchi Cheng[1]
[1]IRIDeS, Tohoku Univ.

能登半島の地形特性としては，概ね標高 300m 以下の低山地と丘陵地が大部分を占めており，能登外浦は各所に海岸段丘が発達し，一方で，能登内浦は沈降性の入り組んだ静かな海岸線が続く海岸地形がみられる（産総研，2019）．また，能登半島沿岸の海底地形は，能登外浦では島や瀬といった天然礁も存在し，舳倉島までの水深が 100m 程度と比較的浅い海域であり，一方で，能登内浦は急激に深くなっており，1,000m より深い海盆になっている．




図ー１　推定された能登半島地震の東西断層モデル

### ３．津波による被害状況—震源付近　珠洲市沿岸での事例

国土交通省(2024)によると，震源に近かった石川県珠洲市，能登町，志賀町では，津波で浸水した面積が少なくとも計 190 ヘクタールになったと報告している．特に浸水範囲の広い珠洲市における津波浸水深は航空写真から約４m に達したと想定され，実際に土木学会海岸工学の令和６年能登半島地震津波調査グループによれば，約 2-5m の浸水高が報告されている．

石川県能登半島を中心に津波が来襲したが，他に，富山湾，新潟県上越や佐渡の周辺でも痕跡が残されている．日本海沿岸では，2m から 5m 程度の津波浸水高が報告されており(Yuhi et al., 2024a;2024b)，津波警報レベルの規模であったことが判断できる．なお，新潟県中越市では 7m 以上の痕跡も得られている．

沿岸への被害を見ると，珠洲市飯田湾，能登町，志賀町，上越市などが挙げられる．特に，珠洲市沿岸（宝立地区）では，津波被害が大きく，海岸線にはえぐられたような痕跡があり，津波が侵食したことがわかる（写真—１）．強いパワーがある津波が海岸に押し寄せた証拠になる．さらに，船や車を持ち上げ(写真—２)，弱い建物を壊し（写真—３），瓦礫を押し流していった．流れが早かった証拠の１つが削られたアスファルトであり道路も壊れている．さらに，液状化によるマンホールの隆起（写真—３）なども見られ，津波避難時に道路上がかなり悪い状況であったことが推察される．このように複合的な災害の代表事例となった(Suppasri et al., 2024)




写真ー１　航空写真による珠洲市宝立町での沿岸の様子（BOIS 提供）



写真ー２　珠洲市宝立地区での漁港付近（著者撮影）



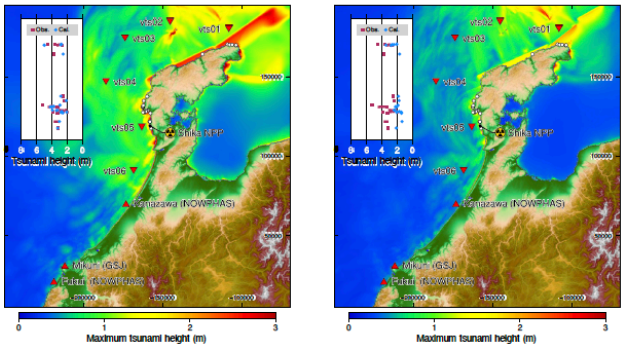
写真ー３　珠洲市宝立地区での住宅域（著者撮影）

## ４．志賀原発周辺での津波挙動解析について

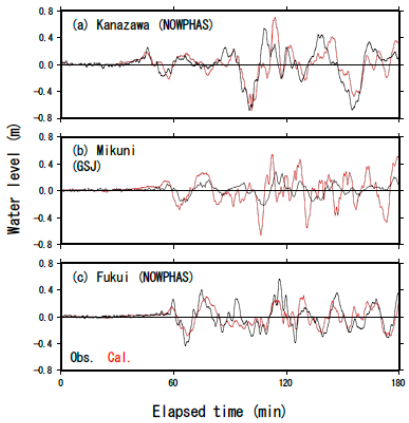
### 4.1　津波の解析モデル選定と津波痕跡データ比較

地震断層が半島陸部の西側と半島沖の海域の東部に分かれおり，志賀原発には位置的には近い西部の影響があり，一方で今回の津波を起こした断層は東部が主であるので両方を考慮する必要がある．特に，西部の断層は主に陸上にあり，その位置関係によっては海域にも広がるため，津波の発生に影響する．現在まで有力な津波モデルとしては，Masuda et al.(2024)およびFujii・Satake(2024)があり，このモデルによる結果を半島西部で調査された津波痕跡データ（土木学会海岸工学委員会能登半島地震津波グループによる津波浸水高や遡上高(Yuhi et al.，2024a;2024b）との比較により，選定する事とした．津波数値解析の詳細は，Masuda et al.(2024)を参照されたい．

この結果を図―２（津波高の比較では，赤が実測値，青が計算値になる）に示す．Masuda et al.(2024）およびFujii・Satake(2014)の再現性を見ると，半島西側(n=29)ではK=1.02，$\kappa$=1.31，および，K=1.64，$\kappa$=1.37 さらにサイト周辺に絞ると(n=23)ではK=1.02，$\kappa$=1.23，および，K=1.71，$\kappa$=1.32 となった．半島西部の比較を見ると，前者の方が再現性が高いと判断できる．この後の津波解析ではものモデルを用いて，津波の伝播過程と波形の変化を見る．




図ー２　２つの断層モデルによる最大津波高と痕跡高比較




図ー３　Masuda et al.(2024)断層モデルによる解析波形(赤線)と観測波形(黒線)の比較

### 4.2　志賀原発付近（金沢，三国，福井）での津波の沖合い観測波形と解析波形の比較

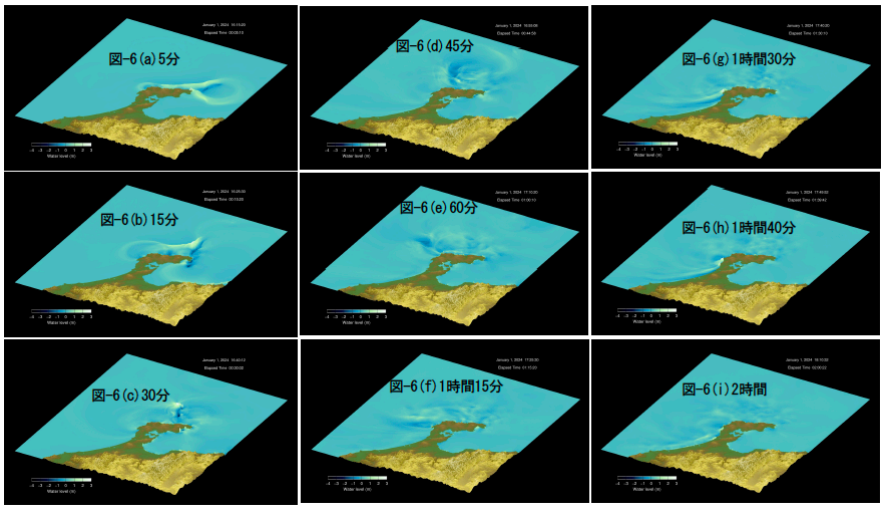
図―３には，志賀原発付近（金沢，三国，福井）で入手できる津波の観測波形と解析波形の比較を示す．この３点は志賀原発の西側に位置しており，発生場所から遠い地点になるが，ここでの波形が再現できるということは途中地点の結果の信頼性も高いと判断できる．なお，金沢と福井は NOWPHAS システム（超音波式波高計）による観測値であり，沖合での短周期の成分も精度高く計測できる．一方で，三国はフロート式検潮儀による観測値であり，短周期成分については若干精度は低くなる．いずれも，3 時間の波形において良好な

一致を示していると判断出来る．第一波の押し波から，第二，第三，第四など後続波形の再現性も高いと考えられる．特徴としては，初動より後続波の波高が大きくなり，境界波的な挙動を示している．最大波高の出現は津波発生から 2 時間前後となる．

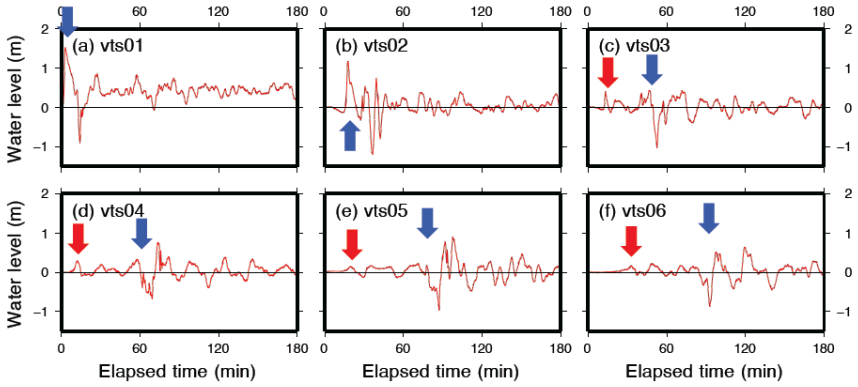
### 4.3　志賀原発への津波伝播の過程

今回の解析結果を一定の時間間隔で再現した空間波形を図―４に，時間波形を図―５に示す（図―２に示す代表点 6 点での結果であり，東断層に近い地点から番号付けている．vts05 が発電所サイト手前になる）．今次津波は，半島西部で発生した津波成分が直接に志賀原発サイトに向かう成分と，東側断層により生じた津波が能登外浦（半島北側）での浅い陸棚を通じて伝播してくる成分が確認できる．前者は，発生から 15 分程度でサイト沖に到達しており，図―５の vts05 地点での波形でも第一波の押し波（赤色の矢印）を確認いただきたい．後者は，能登半島を東から北の陸棚を通じて回り込み，サイトに複雑に伝播している過程が示されている．発生 15 分，30 分，45 分と見て頂きたいが，舳倉島付近に集中する押し波の津波が確認できる．その後，60 分後以降になると押し波成分から引き波成分が卓越し，サイトには，少し沖から回り込む成分と一緒になり，集中効果による波形増幅が 1 時間半及び 1 時間 40 分当たりに見られる．この様子は，図―５（青色の矢印）の vts02 から 04 の時間波形でも確認できる．

今回は，サイトの周辺での詳細な海底および陸上地形や防波堤などの構造物を含んだ数値解析ではないので，北陸電力(2024)が報告している津波観測（最高水位上昇や最高水位下降）と比較することはまだ出来ない．データや情報を得た後での課題としたい．




図ー４　能登半島周辺での津波伝播の様子




図ー５　能登半島西岸沖での津波波形（数値解析）
赤矢印が西側断層からの初動，青色矢印が東側断層からの初動

## 5. 今後の志賀原発オペレーションへの提言

北陸電力からの報告によれば，サイト内での津波は防波堤内での波高計と取水ピット内での水位計で観測された．ここでは，水位上昇と水位下降の観測値および計測値が示されており，いずれも施設の安全性に影響を与えるものではないと判断できる．なお，このような観測値は，実際に津波来襲後に確認出来るのであって，今後は，地震発生後で津波来襲前に，一定の津波情報を得ておきたい．公的には気象庁による津波情報になるが，広域での代表値であり，発電所サイトでの詳細情報にはならない．独自の予測情報を持ちたい．

そこで，今回のような周辺でのリアルタイム情報を活用しながら，その規模の程度や到達予想を行い，津波来襲前にオペレーション対応の参考とすることを提案したい．今次津波も含めて，複数のシナリオの下，サイト周辺（NOWHPAS などの詳細なリアルタイム情報）とサイトでの津波波形の関係を把握しておくことができる．実際，津波発生した時に，沖合からの状況については監視カメラなども活用も有用である（Shirai T. et al.,2024）．最後に，様々なシナリオの下に，津波の影響を事前に把握することも重要である．どの位の規模の津波が，サイト内へどのような場所（防波堤，物揚場，敷地，取水ピット，防潮壁）を通じて影響を与えるのか？，さらに継続時間も一定予測できれば，緊急対応時の作業マニュアル作成にも役立つはずである．

参考文献；

国土交通省(2024)，令和6年能登半島地震 津波による浸水および海岸保全施設の被害状況（速報）https://www.mlit.go.jp/river/bousai/240101_noto/pdf/tsunamishinsui_higai_240423.pdf

産総研（2019），能登半島北部周辺に刻まれた日本海発達の歴史，https://www.aist.go.jp/aist_j/new_research/2019/nr20190823/nr20190823.html

土木学会海岸工学委員会(2024)，令和６年能登半島地震津波調査情報 https://coastal.jp/info/library/noto20240101/

北陸電力(2024)，令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について(3月 25 日現在)https://www.rikuden.co.jp/nw_press/attach/24032599.pdf

Fujii Y, Satake K (2024), Slip distribution of the 2024 Noto Peninsula earthquake (MJMA 7.6) estimated from tsunami waveforms and GNSS data. Earth Planets Space 76:44. https://doi.org/10.1186/s40623-024-01991-z

Masuda H. et al., Modeling the 2024 Noto Peninsula earthquake tsunami: implications for tsunami sources in the eastern margin of the Japan Sea, Geoscience Letters 11(1) 2024年6月14日,https://doi.org/10.1186/s40562-024-00344-8

Pakoksung, K., Suppasri, A. & Imamura, F.(2024), Preliminary modeling and analysis of the Tsunami generated by the 2024 Noto Peninsula earthquake on 1 January: Wave characteristics in the Sea of Japan.

Shirai T. et al. (2024), , Potential for tsunami detection via CCTV cameras in northeastern Toyama Prefecture, Japan, following the 2024 Noto Peninsula earthquake, Geoscience Letters 11(1) 2024年6月5日,ttps://doi.org/10.1186/s40562-024-00343-9

Suppasri A. et al. (2024),The 2024 Noto Peninsula Earthquake: Preliminary Observations and Lessons to be Learned, International Journal of Disaster Risk Reduction 104611-104611 2024年6月,https://doi.org/10.1016/j.ijdrr.2024.104611

Yuhi M.et al. (2024) ,Dataset of Post-Event Survey of the 2024 Noto Peninsula Earthquake Tsunami in Japan,Scientific Data volume 11, Article number: 786

Yuhi M.et al.,, Post-event survey of the 2024 Noto Peninsula earthquake tsunami in Japan, Coastal Engineering Journal 1-14 2024年7月2日,https://doi.org/10.1080/21664250.2024.2368955

2024年秋の大会

理事会セッション

# 地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～

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

## (3) 原子力発電所の耐震・耐津波の現状　～能登半島地震を踏まえて～

(3) Current State of Seismic and Tsunami Resistance at Nuclear Power Plant based on the 2024 Noto Peninsula Earthquake

*中村　晋[1]
[1]日本大学工学部

**1. はじめに**

マグニチュード(Mj)7.6 の令和 6 年能登半島地震が 2024 年 1 月 1 日に発生した。ハザードとして能登半島における地震の特徴は、輪島市や志賀町の震度 7 を含み広い範囲で 6 強や 6 弱の揺れが生じたこと、津波により能登町などの浸水高 4m 以上を含み広い範囲で浸水が生じたこと、さらに、輪島市西部で最大 4m 程度の隆起などの地殻変動が生じたことである。

志賀原子力発電所は、震源から 70km の位置に立地している。近年の地震が原子力発電所に及ぼす影響として、2007 年新潟県中越沖地震による事例や 2011 年東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所の事故が挙げられる。ここでは、原子力発電所の耐震安全性評価のこれまでの経緯を示した上で，令和 6 年能登半島地震の志賀原子力発電所への影響を踏まえた耐震・耐津波の現状について示す。

**2. 原子力発電所の耐震安全性評価の経緯**

原子力発電施設に対する耐震安全性の観点からの要求事項を明確化したものとして､1978 年 9 月 29 日に、はじめて「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定された。1995 年兵庫県南部地震後、海外の基準類や文献の収集整理等や検討を踏まえて、2006 年 9 月 19 日に耐震設計審査指針の改訂を決定した。主な改定の内容は、①活断層の活動性評価に係る期間を 5 万年前から 12～13 万年前に拡大する、②基準地震動の評価方法を高度化する、③「残余のリスク」の存在を認識し、それを小さくする努力を行うなどである。2011 年東北地方太平用沖地震後，事故を踏まえ、新規制機関として設置された原子力規制委員会の規則に関連する内規として新規制基準を決定し、2013 年 7 月 8 日に施行された。耐震を含む新たな要求事項として、基準津波の設定、耐震設計上考慮する活断層の認定基準，シビアアクシデント対策等を加えている。

**3. 令和 6 年能登半島地震の志賀原子力発電所への影響を踏まえた耐震・耐津波性能の評価**

志賀原子力発電所では、 1 号原子炉建屋地下 2 階で最大値 399gal の揺れを観測した。その分析より、観測波は､新規制基準を踏まえて 2014 年に申請された基準地震動の加速度応答スペクトルより全周期で下回ることを確認している。原子炉建屋の耐震健全性確認より、各階の耐震壁に発生した層せん断力が許容値以下であることなどが確認された。また，基準津波として敷地高さ+11m の津波を設定しており、取水ピット内で観測された津波高さ+3.3m は基準値内であった。さらに、放水槽の周囲に設置した防潮壁の南側壁が数 cm 傾いていることを確認したが，変形は軽微であり、機能に影響はないことが確認されている。一方、耐震重要度区分が C クラスの変圧器からの絶縁油漏れが発生した。変圧器等の被害の影響により、外部電源 5 回線のうち 2 回線が使用できないものの、電源の信頼性確保の対策により、3 回線が使用可能となっている。さらに，高圧電源車のアクセスルートに数箇所段差の発生を確認したが、通行に支障ないことが確認されている。

これまでの地震の影響も合わせると、新規制基準への対応による頑健性の向上などの効果は認められるものの､懸案の耐震重要度区分の見直し(立地地点ごとのリスク情報の利活用など)､残余のリスクの有効活用、さらに今回は健在化していない多数基立地への対応など不断の安全性向上への見直しが必要である。

*Susumu Nakamura[1]
[1]College of Engineering, Nihon Univ.

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

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

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

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

## [2E91_PL04] Discussion

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

2024年1月1日に発生した能登半島地震により、我が国が地震の多発する地域であり、原子力発電所における地震・津波対策がきわめて重要であることがあらためて認識された。一方で、東日本大震災以降、原子力発電所の地震対策及び津波対策は大幅に強化されている。そこで、本セッションでは地震・津波の専門家を招いて、最近の我が国における地震・津波の発生状況や、原子力発電所における地震対策・津波対策の現状をご講演いただくとともに、総合討論にて議論を深める。

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

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

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

[2F_PL01]

Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*Shin Okumura[1] (1. IAEA)

[2F_PL02]

Muon Nuclear Data

*Megumi Niikura[1] (1. RIKEN)

[2F_PL03]

Nuclear data for reactor licensing

*Hiroami Yamamoto[1] (1. MHI)

[2F_PL04]

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

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

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

# 将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～
Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

## （1）核分裂核データ評価手法の高度化

(1) Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*奥村 森[1]，石塚 知香子[2]，千葉 敏[3]
[1]国際原子力機関，[2]東工大，[3]NAT

### 1. はじめに

原子力で必要とされる核データは、核分裂生成物収率のみならず即発中性子やガンマ線のスペクトル、遅発中性子数など多岐にわたる。これらの物理量は全て核分裂直後の分裂片を起源として相互に関係している。しかし、今後、幅広い核種・エネルギー領域に対して核分裂に伴う物理量を統一的に核データとして評価するのに十分な実験値が揃っているとは言えない状況がある。このため、核分裂核データの評価には、理論・現象論的アプローチによるデータ補完が不可欠である。

### 2. 核分裂過程

図 1 に核分裂の時間発展の様相を示す。核分裂過程を説明するには、（1）原子核が断裂し分裂片ができるまで、（2）核分裂片が即発中性子・ガンマ線を放出して脱励起するまで、（3）それらがベータ崩壊し安定核に向かうまでの少なくとも 3 つの物理過程を組み合わせる必要がある。（2）、（3）の過程で観測される物理量や収率は全て断裂時点の（1）で形成された核分裂片の励起エネルギーやスピン等の状態によって決定される。しかし、（1）の実験的観測は困難を伴う。このため、実験値は主に（2）及び（3）の過程におけるもので、核分裂生生物の収率がよく測定されているのは（3）に至ってからである。また、例えば $^{235}$U の熱中性子入射による核分裂では、500 を超える核種が生成されると言われており、全核種が精度良く観測されているわけではない。

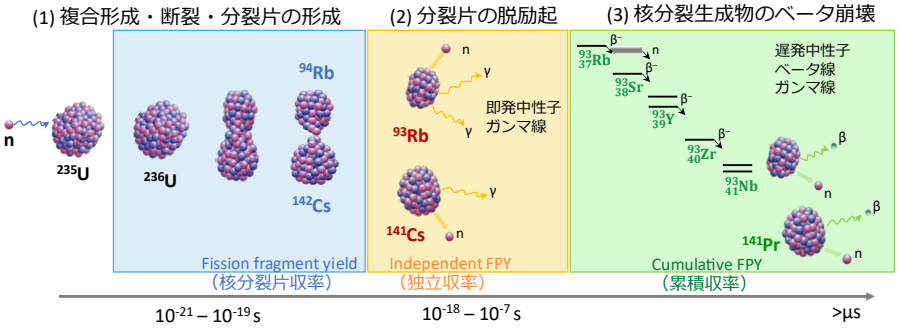



図 1 核分裂過程

### 3. 核分裂核データの評価の高度化

JENDL-5.0 で更新された核分裂収率データでは、新たな実験データの評価及び従来用いられてきた現象論的モデルを物理理論に基づいたデータへの置き換えなどの工夫を取り入れた新たな評価手法[1]が採用された。しかしながら、核分裂収率データ以外の核分裂に伴うデータは、収率とは別に評価作業が行われている。この評価手法は、実験値が充実している核種やエネルギー領域においては可能だが、実験値が乏しい領域においては困難である。このため、核分裂核データの評価の高度化に向けて、実験値の充実のみならず、現象論的手法と核分裂理論を組み合わせた「核分裂片ジェネレータ」とよばれる（1）の過程における核分裂初期の分布を生成するモデルの開発と、既にある（2）脱励起及び（3）ベータ崩壊過程を一貫して計算できるフレームワークの開発が求められている。特に（1）については、Langevin モデル[2]をはじめとした理論計算のサンプリングイベントのデータベース化や、実験・理論的に得られた系統性を核分裂片ジェネレータに組み込むことなどが検討されている。本発表では、これまでに行われてきた取り組み例を紹介し、評価手法の高度化に有用な理論・現象論的アプローチについて議論する。

[1] K. Tsubakihara et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 58 151 (2021)
[2] C. Ishizuka et al., *Phys. Rev. C*, 96, 064616 (2017)

*Shin Okumura[1], Chikako Ishizuka[2], and Satoshi Chiba[3]
[1]IAEA, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]NAT

2024年秋の大会

総合講演・報告　シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～

Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

# ミューオン核データ

Muon Nuclear Data

*新倉 潤[1]

[1]理化学研究所

## 1. はじめに

近年ミューオンによる核反応は、ミューオン非破壊元素分析、核変換、医療用 RI 製造、放射線安全、半導体ソフトエラー、地球惑星科学等の様々な研究分野でその重要性が指摘されている。一方で、これらの研究の基盤となるミューオンと原子核の核反応データを網羅的に収録したデータベース（ミューオン核データ）は存在しない。そこで、2023 年に理化学研究所・九州大学・JAEA・東京大学を中心としたミューオン核データ開発チームを立ち上げ、次世代 JENDL への収録に向けた核データ整備を進めている[1]。

ミューオン核データの開発のキックオフとして、2023 年 12 月 14 日にシグマ専門調査委員会および理化学研究所仁科センター核変換データ研究開発室の共催で「ミューオン核データ研究会」を開催した[2]。この研究会では、ミューオン核データに関連する様々な分野での研究の現状を共有し、今後の核データ開発に向けた課題について議論した。研究会では下記 6 件の講演が行われた。

- 「ミューオン核データ」新倉潤（理化学研究所）
- 「ミューオン原子核捕獲反応からの放出粒子の測定」川瀬頌一郎（九州大学）
- 「J-PARC 物質・生命科学実験施設における放射線安全と放射性核種生成確率の測定」山口雄司（JAEA）
- 「放射線挙動解析コード PHITS のミューオン輸送計算機能」安部晋一郎（JAEA）
- 「ニュートリノ原子核反応の精密理解を目指した原子核実験」中島康弘（東京大学）
- 「ミューオン捕獲反応後の放出粒子エネルギーの分布と反跳エネルギー」湊太志（九州大学）

また、2024 年 3 月 27 日には、日本原子力学会 2024 年春の年会において核データ部会主催・シグマ調査専門委員会共催で企画セッション「ミューオン核データの進展」が開催された[3]。この企画セッションでは主に関連する実験・理論それぞれの研究成果が報告され、また将来の核データ整備に向けた展望を議論した。企画セッションでは、下記 4 件の講演が行われた。

- 「インビーム放射化法によるミューオン核データの測定」新倉潤（理化学研究所）
- 「ミューオン原子核捕獲反応の実験研究」川瀬頌一郎（九州大学）
- 「ミューオン捕獲反応の理論計算から見えた核データの新たな可能性」湊太志（九州大学）
- 「PHITS のミューオン輸送計算機能とその応用」安部晋一郎（JAEA）

上記二つの研究会では、これまで比較的独立して行われてきた研究間の協力体制の構築、実験と理論の相互連携、今後の核データ評価手法や核データ開発指針等について活発な議論が行われた。

## 2. ミューオンと原子核の相互作用とミューオン核データ

負の電荷を持つミューオン(以下単にミューオンと記す)が物質中に停止すると、原子核のクーロン場に捕われてミューオン原子を形成し、基底準位の 1s 軌道までオージェ電子やミューオン原子 X 線を放出して段階的に遷移する。1s 軌道にあるミューオンは一定の寿命を持ち、自然崩壊または原子核捕獲反応（以下、単にミューオン捕獲と記す）によって消滅する。ミューオン捕獲の素過程は、主に原子核内の陽子とミューオンが弱い相互作用によって結びつき中性子とニュートリノを生成する反応

$$\mu^- + p \rightarrow n + \nu_\mu$$

*Megumi Niikura[1]

[1]RIKEN

であり、原子番号 、質量数を持つ原子核$(A,Z)$に対してミューオン捕獲が起こると、原子番号が一つ小さい原子核$(A,Z-1)$を形成する。

$$\mu^- + (A,Z) \rightarrow (A,Z-1) + \nu_\mu$$

この反応においてミューオンの静止質量（106 MeV/c$^2$）の殆どはニュートリノが運動エネルギーとして持ち去り、残りのエネルギーは 5-50 MeV 程度の励起状態にある原子核（複合核）の形成に使われると考えられている。反応により生成した複合核は、中性子・陽子・アルファ粒子などの粒子放出やガンマ線脱励起を伴い残留核へと変化する。

現在開発中のミューオン核データは、ミューオンによる核反応に関連する下記の 5 つのサブライブラリから構成される。

(1) ミューオン原子 X 線のエネルギーと強度
(2) ミューオン原子の寿命（ミューオン捕獲確率）
(3) ミューオン捕獲による核種生成確率
(4) ミューオン捕獲から放出される粒子の放出確率
(5) ミューオン捕獲から放出される粒子のエネルギースペクトル

それぞれのサブライブラリに関連する先行研究や、近年の実験手法・理論モデルの開発状況については文献[1]を参照されたい。

本講演では、はじめにミューオン核データの概要を紹介したのちに、特に研究会や学会での議論を通じて進展した最新のミューオン核データ開発状況について報告する。

参考文献

[1] M. Niikura et al., Proc. Symp. Nucl. Data 2023, arXiv:2403.19965.
[2] https://indico2.riken.jp/e/muon2023
[3] 核データニュース No. 138, 1-31 (2024), ISSN 0385-4876.

2024年秋の大会

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～

Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

# 原子炉許認可のための核データ

Nuclear data for reactor licensing

*山本 弘明 [1]

[1]MHI

## 1. はじめに

原子炉施設の許認可評価において、核データとして JENDL の利用が促進されれば、国内の核データ高度化のモチベーションが上がり、優れた核データの生産につながると期待される。2023 年 12 月 21 日に開催した「原子炉と規制」に関する将来の核データワークショップでは、規制・新型炉・JENDL の取り組みについて講師の先生にご講演を頂き、JENDL 利用促進のための取り組みについて議論を行った。

本発表では、ワークショップでの講演概要を報告すると共に、ワークショップ内及び当委員会内での議論を踏まえた JENDL の利用促進に向けた提言について紹介する。

## 2. 将来の核データワークショップ「原子炉と規制」の講演概要

ワークショップでは、表 1 に示す 3 つのテーマについてご講演頂いた。各講演の概要について以下のとおり紹介する。

- 「規制における核データの取扱」: 許認可の審査では、核データ自体が審査の対象になるものでは無く、核データを解析コードに合わせて多群化・近似等の処理を行った炉定数ライブラリと、解析コードがセットで精度等の議論がなされる。規制における核データの選択は、規則・ガイド等で指定されるものではなく、許認可申請者の裁量であることから、許認可申請者にとって JENDL を採用しやすい環境を整備することが重要。
- 「新型炉開発、アイソトープ製造、原子力宇宙応用からの核データニーズ」: 原子力技術の積極的活用の促進により、これに付随して新たな核データニーズが生まれる可能性がある。昨今では、GX 実現に向けた新型炉開発のほか、アイソトープ製造分野における軽水炉や高速炉を活用した RI 製造技術開発、宇宙応用分野における原子力推進ロケット、宇宙電源用小型原子炉、原子力電池開発のように、多方面の分野において原子力技術活用が進められている。各分野での核データのニーズに対する受容性・即応性に加えて、これらのニーズに対する優先順位等のマネジメントも重要。
- 「これまでの JENDL 開発の取り組み」: 最新の JENDL-5 における JENDL-4.0 からの改善点・特徴等の概要を中心に JENDL 開発について紹介。JENDL-5 では中性子反応データにおける収録核種数を JENDL-4.0 から大幅に拡充（406→795 核種）したほか、JENDL の独自性の観点から、核分裂収率では測定データと理論的なモデルを組み合わせて導出した新たな評価データを反映した点、熱中性子散乱則では従来 ENDF データを採用してきたが初めて JENDL の独自評価データを収録した点を紹介。

表 1　将来の核データワークショップ「原子炉と規制」 講演題目

| 日程・開催形式 | 講演題目 | 発表者 (敬称略)・所属機関 |
|---|---|---|
| 2023/12/21<br>(Web 開催) | 1. 「規制における核データの取扱」<br>2. 「新型炉開発、アイソトープ製造、原子力宇宙応用からの核データニーズ」<br>3. 「これまでの JENDL 開発の取り組み」 | 藤田 達也 (JAEA)<br>高木 直行 (東京都市大)<br>岩本 修 (JAEA) |

### 3. ワークショップ・委員会での議論を踏まえた提言

原子炉施設の許認可申請における JENDL の利用は、ENDF/B 系統が主流の既許可から核データを変更するケースが少ない背景により、バックアップ等の補助的なものである場合が多いと考えられる。国産核データである JENDL が原子炉施設の許可申請において広く利用されることは、JENDL の存在価値を国内外に高め、将来にわたって核データの高度化を進める体制を維持していくことに資することからも重要である。

JENDL の利用促進に向けて、ワークショップ内及び当委員会内での議論を踏まえた提言 3 点を以下に示す。

- JENDL を採用しやすい環境の整備： 許認可申請での議論（解析コード＋炉定数ライブラリが、解析対象とする体系について十分な精度を有しているか、等）に必要な参考情報やエビデンスといった情報が参照可能な文献の形で整備されていることが望ましい。
- JENDL の付加価値の提示： 新たな核データの需要拡大にあたり、これらをタイムリーに掬い上げ、他国のライブラリに先んじた核データの整備に繋げられる仕組みが構築されれば、JENDL を採用する大きな動機付けになると考えられる。（上記のニーズ調査の一環として、当委員会ホームページには核データに関するリクエストページを設置）
- 核データ評価者とユーザーが連携したさらなる高度化： 近年、核データで重点化が図られる一例として、共分散データの充実化が挙げられる。今後、共分散データを原子炉特性における核データ由来の誤差定量化などに適用していくためには、優先すべき核データの選定や積分実験データの評価への反映方法などを、核データ評価者とユーザーが密に議論していくことが必要であり、国産核データである JENDL の強みを活かせる分野と考えられる。

いずれの提言に関しても、核データ評価者と炉物理研究者、許認可解析実務者の 3 者間での緊密な連携が必要であると考えられる。各提言の実現に向けて核データ評価者と炉物理研究者、許認可解析実務者の 3 者間での連携のあり方を模索していく。

---

*Hiroaki Yamamoto[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2024年秋の大会

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ　～次世代 JENDL に向けて～

Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

# 医療用同位体生成と放射線治療線量評価

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

合川 正幸[1]，*石塚 知香子[2]，片渕 竜也[2]，新倉 潤[3]，深堀 智生[4]，福田 茂一[5]

[1]北大，[2]東工大，[3]理研，[4]原子力機構，[5]量研機構

## 1. 緒言

この 20～30 年ほどで核医学分野が飛躍的に発展し、それに伴って医療用同位体製造に必要な核データや放射線照射治療の一次被ばく量評価のための核データも急ピッチで整備されてきた。医療同位体の中でも特にαエミッターは難治性癌の治療に高い効果が期待されることから現在も基礎データの取得が重要なテーマとなっており、現在も国内外で基礎データの収集が進められている。医療用同位体製造に関して不足している核データや照射治療にあたる医療従事者の被ばく線量評価などのより高度な核データの整備が次のステップとして重要になってくる。そこで我々はこのような現状を踏まえ、医療同位体・照射治療被ばくに関する話題を中心として、今後広い意味での医療業界で重要と成り得る核データについて検討することを目的としたワークショップを 2024 年 2 月 29 日に開催した。この際の議論に端を発し、二次被ばく線量評価や半導体のソフトエラーの要因として今後重要性を増すであろう「残留核の反跳」に関して、更に測定・評価手法の可能性やあり方を広く議論することを目的としたワークショップを 2024 年 8 月 5 日に開催した。本講演では、これらの二つのワークショップの講演内容の概略や将来の核データを見据えた議論のポイントを共有する。

## 2. 医療用同位体・照射治療被ばくに関するワークショップ

整備されつつある医療関連の核データとして、医療用同位体（特にα放出核）製造に必要な核データおよび放射線照射治療の被ばく線量評価の高度化のための核データに着目した。また今後整備が必要な医療関連の核データとして、医療用同位体製造に関して不足している核データおよび照射治療にあたる医療従事者の被ばく線量評価について検討した。

### 2-1. 医療用同位体の製造に関する話題

「医療法同位体の製造に関する核データへの要望」と題した永津弘太郎氏（QST）の講演では、現在利用されている医療用 RI や QST における RI 生産施設の紹介の後、Cu-67 および Ac-225 を例に製法の現状や難しい点に関する情報提供がなされた。講演では特に核データとして Ra-226 (p,2n)Ac-225 の断面積が非常に少ないとの指摘があった。特に陽子の入射エネルギーEp≦30MeV での Ra-226 (p,2n)Ac-225 の断面積データの拡充が重要であるだけでなく、Ra に関しては 30-110 MeV の陽子入射反応など生成される核種についての核データ整備が必要との報告があった。

### 2-2. 遮蔽・放射線治療時の被ばく線量に関する話題

全 6 件の講演のうち、残りの 5 件の講演は放射線治療時の被ばく線量評価や遮蔽計算に関するものであった。

「医療分野における核データ利用促進に向けた提案-PHITS-」と題した佐藤達彦氏（JAEA）の講演では、PHITS コードで JENDL-5 を用いた場合の吸収線量計算の問題、粒子線治療の生物学的線量評価や炭素線治療計画への応用例の紹介があった。特に荷電粒子や高エネルギー中性子ライブラリを使った計算では、荷電粒子を明示的に放出するためのカーマ近似はそのまま使えないため、現状では JENDL5 を用いた吸収線量計算を JENDL5 ベースで行うことができないとの報告があった。また粒子線治療の生物学的線量評価への応用を

Masayuki Aikawa[1], *Chikako Ishizuka[2], Tatsuya Katabuchi[2], Megumi Niikura[3], Tokio Fukahori[4] and Shigekazu Fukuda[5]

[1]Hokkaido Univ., [2]Tokyo Tech, [3]RIKEN, [4]JAEA, [5]QST

考えると、核反応により生成される（残留核を含む）全ての二次粒子の収率およびエネルギースペクトルが必要となるが、低エネルギーで各残留核の二重微分断面積の ACE ファイルが整備されていないことや、各反応チャンネルの断面積が高エネルギー中性子および荷電粒子ライブラリで整備されていないことが問題点として指摘された。PHITS の炭素線治療計画への応用に関する議論としては、H, C, N, O だけでよいので CCONE による核反応イベントリストの作成を検討すべきとの提案があった。

「医療分野における核データ利用促進に向けた提案-Geant4-」と題した坂田洞察氏（阪大）の講演では、医療応用が進んでいる原子核反応として、原子核の崩壊、核破砕、ホウ素捕獲、光核反応の紹介があった。また Geant4 と PHITS で用いられる核反応模型の対応付けについて詳説いただいた。なお、中性子入射反応や中エネルギーの核反応では、Geant4 よりも JENDL ベースの PHITS のほうが良く、特に断面積が加速器中性子源で非常に重要な　Be-9(p,xn)　反応に関しては JENDL5 が圧倒的に良いとの報告があった。JENDL を Geant4 のデフォルトオプションとするには時間が必要であるが、ENDF 形式から G4NDL 形式への converter は存在しており JENDL5 を用いて Gean4 を流すことは可能であるとの現状報告があった。核データ分野への要望として医療用途では C-12 ビームを H, C, O, Al, Cu, Ti, Sn, Pb 標的に 400MeV/u 以下であてるような実験データが有用となるが、角度分布についての情報や 200-400 MeV/u の軽元素(A<50)の微分断面積の実験データが不足しているとの報告がなされた。また陽子ビームを用いた実験では標的核が O や Ca の場合に実験データ間のばらつきが大きく、特に Ca 標的に関しては実験データ自体が古く、かつ少ないという問題が提示された。

「粒子線治療時に体内で発生した二次中性子の線量評価」と題した松本真之介氏（都立大）の講演では、粒子線治療中に発生する中性子の空間線量分布について実測値および臓器線量の評価値についての紹介があった。当初我々が懸念していた血液中の鉄の放射化などは実際には無視できる程度であるものの、二次被ばくの線量評価では Fragment の線量についての情報はやはり重要であるとの共通認識を得た。以上の 3 件が放射線治療に関する核データの高度かに関する話題であり、続く 2 件は許認可のための遮蔽計算で重要となる核データについての話題提供である。

「放射線施設許認可のための遮蔽計算における問題点」と題した田中鐘信氏（理研）の講演では、加速器施設の線量評価では En≧150MeV でのみ妥当な Moyer の式が使用されており、減衰効果については遮蔽計算の高度化が必要であろうとの指摘があった。また、最近理研で行われた U ビーム入射の Cu 標的の中性子生成量データ測定についての紹介があった。一方で、理研 RIBF で使用している Be や W 標的、また将来ビームダンプで活用される物質の中性子生成量データはまだ存在しておらず、これら中性子生成量の核データを揃えてほしいとの要望があった。（医療用）RI 生成には大強度ビーム施設が不可欠であり、遮蔽も厚くなるため線量の減衰など線量評価が難しい。ビームダンプで生成される中性子の遮蔽評価のためには数 MeV から 20 MeV の中性子散乱の高精度な核データが必要であるという指摘があった。

「高エネルギーγ線による光核反応の測定核データ、遮蔽設計」と題した佐波俊哉氏（KEK）の講演では、加速器施設で評価すべき放射線や相互作用について概説があり、KEK でも理研でも放射線の評価のために必要な事項には共通部分が多いものの、KEK は電子加速器が主であるため電子の制動放射の計算が必要になる点が異なるとのことであった。なお加速器施設の許認可で重要となる核データに関しては、核断面積の精度が必要になるのは小型の加速器の場合に限定的であるとの指摘があった。また高エネルギーγ線による光核反応の測定結果と PHITS や MCNP などの計算値との比較では。Cu(γ,xn), Sn(γ,xn), Pb(γ,xn), Au(γ,xn),のいずれの場合でも特に En>2MeV 以上で実験値の再現性が非常に良くないという現状の課題点が示された。

**3. 残留核の反跳に関するワークショップ**

2023 年度に開催した上記ワークショップでの議論を受け、2024 年度 8 月 5 日に二次被ばく線量評価や半導体のソフトエラーの要因として今後重要性を増すであろう「残留核の反跳」に関するワークショップを開催し、PHITS における残留核の取扱い・原子核の反跳の測定手法・計算手法・評価手法についての以下に示す 6 件の講演を通して、残留核の反跳に関する核データ整備の問題点の洗い出しを試みた。

「PHITS と JENDL-5 を組み合わせた医学物理計算の問題点」と題した佐藤達彦氏（JAEA）の講演では、最近の PHITS の開発動向の紹介の後、PHITS と JENDL-5 を組合わせた医学物理計算における問題点が指摘された。吸収線量の計算をする場合に粒子飛程が短い場合にはカーマでも可能であるが、二次荷電粒子の飛

程が 5mm ほどになるとカーマでは対応できないため、現状では PHITS で吸収線量を出すことはできない。JENDL-5 の各残留核の生成断面積を PHITS に取り込んで放射化計算することはできる。なお JENDL-5 では、主要な残留核ごとにエネルギー分布は入っているが、角度分布は入っていないため今後整備が期待されるものとして、残留核のエネルギーや角度の情報が重要であるという議論がなされた。また医学物理計算では残留核だけ決められたら良いが、半導体エラーの計算ではエネルギー保存がイベントごとに成立していることが不可欠であるとの議論があった。

「アクティブ標的 TPC を用いた残留核の測定」と題した川畑貴裕氏（阪大）の講演では、時間射影型検出器（TPC）の動作原理から始まり、荷電粒子の三次元的な飛跡を検出できる MAIKo アクティブ標的と MAIKo プラスの開発状況の解説があった。また高密度環境下における 3α反応の MAIKo を用いた測定を例にアクティブ標的での反跳核の測定ではシリコン検出器での測定に比べて作業量が膨大となることが示された。次にα非弾性散乱を例に反跳核からの崩壊粒子の同時計測手法について報告があった。反跳核からの崩壊粒子の測定は解析が非常に煩雑になりがちな TPC の他に、シリコン検出器でも行われており、最近開発された従来よりも大きな立体角で検出可能なシリコン検出器および波形解析を利用した粒子識別の手法についての解説があった。

「逆運動学法を用いた終状態の同定と核データへの寄与」と題した大津秀暁氏（理研）の講演では、逆運動学手法を用いた残留核の粒子同定の可能性について報告があった。重粒子線入射で生成された高速軽粒子によるドーズの評価には反跳原子核の情報は重要であるが、逆運動学手法では入射エネルギーが高いほど、残留核のチャネル候補が増えて扱いが難しくなる。また残留核が放射性で長寿命であれば放射化法により生成粒子の識別は可能であるがエネルギー情報は失われてしまう。一方、残留核が放射性で短寿命の場合には In beam gamma などの工夫が必要となる。逆運動学での測定では、残留核がローレンツブーストされ、比較的前方に集中するため角度の情報は乏しくなる半面、磁気スペクトルメータの併用により、残留核の粒子識別はよくできるという特長がある。先ほどの川畑氏の講演とは逆で、逆運動学手法では陽子入射は扱えるのが、中性子入射反応の逆運動学はできないという手法による得手不得手が共有された。

「ミューオン捕獲反応における反跳エネルギー計算について」と題した湊太志氏（九大）の講演は 2024 年度春の年会にて開催さてた企画セッション「ミューオン核データの進展」での講演に準じ、半導体ソフトエラーと原子核の反跳との結びつきの解説に始まり、PHITS を用いたシリコンがミューオンを吸収して放出される粒子の組成と、より詳細な原子核理論（STDA+MEC）に基づく計算での組成について比較について報告があった。その結果、STDA+MEC+CCONE と PHITS（QMD+GEM）の定性的傾向がよく一致していることが示された。なお、ソフトエラーの評価には出ていく粒子のエネルギー情報だけでは不十分であることやエキシトンモデルによる前平衡の計算が不可欠あることが指摘された。

「PHITS を用いた PKA スペクトルと弾き出し断面積」と題した岩元洋介氏（JAEA）の講演では、PHITS による PKA スペクトルお計算と弾き出し損傷計算および検証実験についての報告があった。PHITS と核データを用いることで広いエネルギーに対応したあらゆる粒子に対する材料の PKA エネルギースペクトル弾き出し損傷計算が可能であり、弾き出し断面積の実験データとの比較から PHITS の計算結果が実験を良く再現できることが示された。しかしながら、20 MeV~100 MeV の中性子・陽子照射による材料の PKA スペクトルの核データ整備や、PKA エネルギースペクトルの測定、２核種以上からなる合金や半導体のはじき出し損傷計算などが核データとしての課題として指摘された。

「JENDL における反跳核エネルギースペクトルの評価」と題した岩本修氏（JAEA）の講演では、反跳核のスペクトルが JENDL-5 から提供されるようになった経緯から始まり、反跳核のスペクトルデータが 20MeV 以上と以下で入れ方が違うことやその理由などが解説された。20MeV 以下では反応ｃｈごとに区別していれているが、エネルギーが高くなるとチャンネルが増えすぎてしまうため区別していない。二体反応や 20MeV 以下の反応であれば、残留核の運動エネルギーも与えられる。CCONE では方位角も扱える。JENDL-5 では C 以上の安定核を中心に 200 以上の残留核反跳エネルギー分布が収録されているが、残留核がターゲットと大きく異なる場合には信頼性の問題からエネルギーを収録していない。また CCONE で上手く計算できるのは重い核であり、人体や半導体など軽めの核については実験データの整備が重要であるとの指摘があった。

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

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

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

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[2G_PL01]

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

*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[2G_PL02]

Advanced reactors and energy mix

*Ryoichi Komiyama[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03]

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

*Shoma Fujii[1] (1. UTokyo)

[2G_PL04]

Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*Kazuya Takano[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

# 再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

## （1）再エネ協調技術開発の国内外動向

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

*山野 秀将[1], 豊岡 淳一[1]

[1]日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

2022 年 12 月、「GX（グリーン・トランスフォーメーション）実行会議」が開かれ、「GX 実現に向けた基本方針 ～今後 10 年を見据えたロードマップ～」が取りまとめられ、2023 年 2 月、閣議決定された。同基本方針は、エネルギー安定供給の確保に向け、徹底した省エネに加え、再生可能エネルギー（再エネ）や原子力などのエネルギー自給率の向上に資する脱炭素電源への転換など GX に向けた脱炭素の取組を進めるとともに、GX の実現に向け、「成長志向型カーボンプライシング構想」の実現・実行を行うとされている。2023 年 7 月、それらを具体化した「脱炭素成長型経済構造移行推進戦略」（GX 推進戦略）が閣議決定され、2023 年 12 月、GX 分野別投資戦略が策定された。GX 経済移行債を活用した投資促進策により、GX の取組が加速している状況にある。2024 年 5 月、GX 実行会議にて、今後、経済社会の大変革と脱炭素の取組を一体的に検討し、2040 年を見据えた国家戦略「GX2040 ビジョン」を策定する方針が示された[1)]。2024 年からは年度内をめどとした次期エネルギー基本計画の改定のため、基本政策分科会にて議論が進められている[2)]。

2021 年 10 月の第 6 次エネルギー基本計画の閣議決定以降、ロシアによるウクライナ侵略や、中東情勢の緊迫化など、地政学リスクの高まりを受け、エネルギー安全保障の重要性が増している。また、カーボンニュートラルに向けて、エネルギー安定供給や脱炭素化に向けたエネルギー構造転換を、自国の経済成長につなげるための政策を強化する必要がある。原子力については、エネルギー安全保障に寄与し脱炭素効果の高い電源とされ、最大限活用することが期待される。GX 基本方針には、「エネルギー基本計画を踏まえて原子力を活用していくため、原子力の安全性向上を目指し、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設に取り組む。そして、地域の理解確保を大前提に、廃炉を決定した原発の敷地内での次世代革新炉への建て替えを対象として、六ヶ所再処理工場の竣工等のバックエンド問題の進展も踏まえつつ具体化を進めていく」と記述されている。原子力（次世代革新炉）の分野別投資戦略では、高速炉（実証炉）と高温ガス炉（実証炉）に GX 先行投資支援がなされるとともに、原子力サプライチェーンや原子力人材などの基盤強化支援を行っている。

2030 年度の電源構成は再エネを 36～38%程度、原子力を 20～22%程度を見込んでおり、残りを天然ガスや石炭といった火力とする計画である。2022 年時点の電源構成は、再エネ 22%、原子力 6%、化石火力 73%となっている[3)]。再エネ・原子力共に引き上げる必要がある一方、火力発電については、2050 年カーボンニュートラルに向けて火力発電の比率をできる限り引き下げる方針である。しかしながら、当面の間、化石燃料による火力発電は太陽光発電や風力発電のもつ再エネの変動性を補う調整力としての役割を果たす必要がある。次世代革新炉（新型炉）は、再エネの変動性を補う調整力という新たな価値[4)]を有しており、原子力の新たな活用方法を提起することができる。本報では、再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発として、IAEA と GIF の取組を中心に、再エネ協調技術開発の国内外動向を紹介する。

*Hidemasa Yamano[1], Junichi Toyooka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

## 2. 国際機関の取組

### 2-1. IAEA 報告書

2018 年 10 月、IAEA では、Technical Meeting on Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogeneration を開催し、各国における原子力ー再エネ協調システムについて紹介され、開発資金や戦略、計画管理、技術的な課題が議論された [5]。それを基に、包括的に整理された報告書が 2023 年に発行された [6]。ここでは、その報告書内の再エネ協調技術を紹介する。

#### 2-1-1. 熱

原子力発電は熱エネルギーを電気エネルギーに変換しており、再エネ集光型太陽熱発電やバイオマス発電といった再エネ発電技術と同じである。調整力を備えた原子力エネルギーと再エネを組み合わせることで、変動性再エネのエネルギー損失を最小化でき、従来型化石燃料火力発電と比肩できる。このような原子力ー再エネ協調システムは主要国で表明している二酸化炭素排出削減に貢献できる。また、発電以外にも、産業界での高温熱利用や地域暖房での低温熱利用という利点を有している。食料サプライチェーンにもエネルギーは重要な役割を果たしており、農業や食料市場においても原子力ー再エネ協調システムは貢献できる。

#### 2-1-2. 水素

世界の水素製造は、天然ガスの改質によるものが主流であり、2019 年に 60 Mt/year (8.5 EJ/year)を超えている。加えて、40 Mt/year (5.7 EJ/year)が石油精製や製鉄といった産業での副生成物として生産され、ほぼ全てがプロセス内で使用されている。水素はエネルギー貯蔵の役割を担うことも可能であり、エネルギーキャリアとして活用していくことが期待される。2050 年には、世界で 550 Mt/year (78 EJ/year) の潜在的な需要が見積もられており、蓄電、運輸、産業エネルギー、炭素利用プロセスの原料、鉄鉱石の還元等への利用が想定される。

JAEA はガスタービン発電と水素製造を可能とする GTHTR300C を検討済みであり、45-50%の高効率発電を達成し、他電源と競合できる技術を有している。負荷追従運転も可能であり、変動性再エネと協調できる技術である。また、水素製造法として、化石燃料を用いた製造法に加え、熱化学法による水分解、低温水電解や高温水蒸気電解があり、原子力ー再エネ協調システムとして高温水蒸気電解との組み合わせを検討したものが多い。軽水炉でも 800℃まで過熱した水蒸気を用いる方法も検討されている。原子力ー再エネ協調システムによる水素製造は市場と適合さえすれば有力な技術オプションである。

#### 2-1-3. その他

世界では浄水を必要とする国が多い。既存原子力発電所では 250 炉年の水浄化（海水脱塩化）の経験がある。我が国でも、大飯、高浜、伊方、玄海の各原子力発電所で淡水化装置が運転されていると報告されている。世界の水浄化問題に対して、原子力ー再エネ協調システムは貢献できる。

セメント製造過程や化学産業に必要な熱エネルギーを原子力ー再エネ協調システムで賄うことが期待される。また、集光型太陽熱発電や海洋温度差発電との組み合わせが考えられる。

### 2-2. GIF ワークショップ

第四世代原子力国際フォーラム（GIF）では、原子力熱の非電力利用（Non-Electric Applications of Nuclear Heat: NEANH）に関するタスクフォース（NEANH-TF）を立ち上げ [7]、2022 年 10 月に第 1 回ワークショップをカナダで開催した。GIF では様々な炉型があり、柔軟性を活用することで再エネ主流のエネルギー市場での共存と統合を可能にし、送電網の安定性や品質を高めることができる。ワークショップでは、第 4 世代原子炉と組み合わせた非電力利用に関する進行中の活動の紹介、可能性のある利点を追求した研究について技術開発者とエンドユーザーといった利害関係者による議論が行われ知識レベルの向上が図られた。2024 年 4 月には第 2 回ワークショップを韓国で開催した [8]。参加者は、ネットゼロの未来に向けた技術の進歩を追求するため、原子力エネルギーを産業用途に結びつける際の具体的なニーズ、要件、潜在的な課題や懸念事項に関する情報を共有した。主要な結論は以下のとおり。

- 原子力の非電力利用には有益な歴史があるが、それは軽水炉技術を用いた低温用途に限られる。より高温の産業用途では、異なる点に考慮が必要であるが、第四世代原子炉技術の利用により、多くのメリッ

トを受けられる可能性がある。
- より高い温度を必要とする産業では、燃料転換（fuel switching）が容易ではなく、既存のプロセスに大幅な変更が必要である。この移行を可能にするには、統合システム分析と財政的支援が必要と考えられる。
- 産業の脱炭素化のための熱と電力の需要は増加すると考えられる。
- エンドユーザーが事業活動に原子力を活用する機会や可能性を評価するための報告書やツールが存在する。原子力業界と産業界との関わりを深めることが推奨される。
- 産業部門での排出削減のために原子力を利用する大きなチャンスがあり、システムが商業的に利用可能となれば、エンドユーザーはすぐにでも原子力を導入するだろう。
- 水素製造は特に関心が高く、水素製造における原子力の競争力を理解するためにはバリューチェーン分析が必要である。
- NEANH には規制上の不確実性があり、リスク情報に基づいたグレーデッドアプローチによるケースバイケースのシステム分析が必要である。他方、明らかに克服できない技術的障壁はない。
- 特有の規制環境、国内政策、代替エネルギーオプションの利用可能性、産業ユーザーのエネルギー需要およびサプライチェーン能力により、NEANH のビジネスチャンスは、地理的な差異が明確である。
- この分野の進捗状況を伝えることも含め、原子力部門を超えた協力体制の強化が不可欠である。規制当局、投資家、一般市民の信頼を築くためには、コミュニケーションと透明性が重要である。
- 今後のワークショップには、エンドユーザーや、金融機関、投資家、保険会社など、関連性のあるステークホルダーを追加で参加させるべきである。

## 3. 国内外の再エネ協調技術

### 3-1. 統合エネルギーシステム

再エネによる電力供給の急速な拡大に伴い、その変動性を補完する制御可能な電力、熱の供給源としての原子力、特に SMR への関心が拡大している。再エネ、原子力、炭素回収付化石燃料等のエネルギー源による電力、熱、水素等エネルギー供給全体の最適化を図る「統合エネルギーシステム（IES）」[9]の検討が各国で開始されている。

統合エネルギーシステム (IES) は、複数のエネルギー源 (再生可能エネルギー、原子力、化石燃料、バイオエネルギー) を組み合わせ、複数のベクトル (電気、熱、水素、燃料) に変換して、複数のユーザー (建物、産業、輸送) に提供する。統合アプローチにより、各国はさまざまな技術の利点を活用して、環境への影響を最小限に抑えながら、信頼性が高く低コストのエネルギーを提供できる。統合エネルギーシステムの個々のコンポーネントは成熟している可能性があるが、多くの場合、これらを一貫性のある機能的なシステムに統合するには、さらなる研究、開発、および実証が必要になる。

ネットゼロの未来への移行には、再生可能エネルギーや原子力などの多様なエネルギー源と、クリーンな電気、熱、水素などを供給するためのエネルギー貯蔵の統合が必要である。この必要性を認識し、カナダ、フランス、日本、英国、米国の 8 つの国立研究所等が力を合わせ、統合エネルギーシステムの進歩を先導し、年次報告書(2023)としてまとめた [10]。2022 年 1 月、8 つの国立研究所等が初のサミットを開催し、世界中の大幅な脱炭素化に向けた統合エネルギーシステムの極めて重要な役割を強調した。2023 年 1 月、国立研究所等はロンドンで会合し、今後の協力計画を議論するとともに、各産業エネルギーの脱炭素化、ガス供給網の水素への転換、電解装置の開発に関する洞察が共有された。

### 3-2. 蓄熱

2020 年に米国エネルギー省により支援が決定された Natrium™ は 2030 年頃までに運転開始を目指して開発が進められており、熱利用として硝酸系溶融塩を有した蓄熱システムを備えている（定格 345MWe に対して、5.5hr の間に 500MWe への発電量の増大を実現する蓄熱が可能）[11]。蓄熱技術そのものは硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電（500℃前後の温度範囲）等で既に実用化されており、技術開発の余地は小さい [12]。仏国でもスタートアップ企業が溶融塩蓄熱を備えた高速炉開発に着手すると 2023 年 3 月に発表された [13]。我が国でも、2023 年 3 月に次世代革新炉に必要な研究開発基盤として新たな高速中性子

照射場を提案しており、蓄熱システムとの組合せによる再生可能エネルギーを補完する調整電源としての役割に期待が高まっている[14]。

電力・熱供給を目的として、米国では、X-energy はテキサス州シードリフトの Dow プラントへの Xe-100（4 基）を導入することを計画している。中国では、2023 年 12 月、HTR-PM（高温ガス炉）の運転を開始し、2024 年 3 月、HTR-PM による地域暖房プロジェクトを開始した。また、海陽原子力発電所（PWR）からの熱利用プロジェクトを開始した。ポーランドでは、化学工場への熱供給の目的での高温ガス炉の活用を検討している。

**3-3. 水素製造**

米国では、既存の原子力発電炉を利用した水素製造の実証プロジェクト 4 件を国がサポートしている。

- Nine Mile Point Nuclear Station（ニューヨーク州）（2023 年 3 月：低温電気分解による水素製造を開始）
- Davis-Besse Nuclear Power Station（オハイオ州）（低温電気分解）
- Prairie Island Nuclear Generating Station（ミネソタ州）（高温電気分解）
- Palo Verde Generating Station（アリゾナ州）（低温電気分解）

2023 年 10 月、DOE は「地域クリーン水素ハブ」として 7 地域（16 州をカバー）を選定したことを発表した。超党派のインフラ投資・雇用法に基づき計 70 億 US $ を投資するものである。

ロシアでは、2023 年、コラ原子力発電所に電解装置を設置し、初めて水素製造の実証に成功した。

韓国では、2024 年 6 月、Hyundai E&C、韓国水力・原子力会社（KHNP）他韓国企業 8 社は 2027 年までに原子力水素製造実証プラント（10MW）を建設するための MOU を締結した。

英国では、2021 年 8 月、「水素戦略」を発表した[15]。原子力に関する記載には、脱炭素電源として、小規模原子力技術に投資しつつ、新規大規模原子力技術を追求するとし、2030 年代半ば以降の水素製造源として原子力（SMR 及び AMR による熱、電力供給）が記載された。具体的には、水電解、高温水蒸気電解、熱化学法に原子力を想定しており、それぞれ、2020 年代、2030 年代及び 2030 年代後半の適用を想定している。

我が国でも、2023 年 6 月、「水素基本戦略」を発表した[16]。全体方針、水素産業戦略（水素の産業競争力強化に向けた方針）、水素保安戦略（水素の安全な利活用に向けた方針）が記述されている。また、HTTR による水素製造実証試験を進めている[17]。

**4. おわりに**

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発として、IAEA と GIF の取組を中心に、再エネ協調技術開発の国内外動向を紹介した。世界中で再エネ導入拡大を目指している中、統合エネルギーシステム、蓄熱、水素製造といった再エネ協調技術により、原子力の新たな価値が生み出される。高速炉や高温ガス炉といった新型炉は高温域の熱エネルギーを提供でき、原子力ー再エネ協調システムとして活かしやすい。ただし、諸外国に比べて、日本は再エネ協調技術開発が遅れている。民間の活力を活かした革新炉開発を国が支援していき、日本の原子力の人材・技術・産業基盤の維持・強化に繋げていくことが重要である。

**参考文献**

1) https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/gx_jikkou_kaigi/dai11/index.html
2) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/
3) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/2024/058/058_004.pdf
4) 大野、山野, “社会動向を踏まえた新型炉の価値　再生可能エネルギーと共存できる新型炉によるカーボンニュートラルへの貢献”, 日本原子力学会誌 Vol.65, No.7, pp.438-442 (2023).
5) https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1885web.pdf
6) IAEA, Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems, NR-T-1.24, Dec. 2022. https://www.iaea.org/publications/15098/nuclear-renewable-hybrid-energy-systems
7) https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_207897/task-force-on-non-electric-applications-of-nuclear-heat

8) NEANH-TF, Workshop on Non-Electric and Hybrid Applications of Nuclear Energy, April 26, 2024, Busan, Korea.
9) https://ies.inl.gov/SitePages/Home.aspx
10) https://www.nnl.co.uk/wp-content/uploads/2023/09/GNL_IES_Annual_Report_23.pdf
11) Natrium™ Reactor and Integrated Energy Storage, https://www.terrapower.com/downloads/Natrium_Technology.pdf
12) NEDO 再生可能エネルギー技術白書 第2版 第5章 太陽熱発電・太陽熱利用 https://www.nedo.go.jp/content/100544820.pdf13)
13) https://www.cea.fr/english/Pages/News/cea-presents-two-nuclear-startups-hexana-and-stellaria.aspx
14) 文部科学省，“次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する提言”，令和5年3月28日 https://www.mext.go.jp/content/20230328-mxt_genshi-000028687_01.pdf
15) https://www.gov.uk/government/publications/uk-hydrogen-strategy
16) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/shoene_shinene/suiso_seisaku/pdf/20230606_2.pdf
17) https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p22042202/

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

# 再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

## （2）新型炉とエネルギーミックス

(2) Advanced reactors and energy mix

*小宮山 涼一 [1]

[1] 東京大学

### 1. はじめに

エネルギー政策での 3E（安定供給、経済効率性、環境性）＋ S（安全性）の基本方針を踏まえ、2050 年までのカーボンニュートラル達成が目標とされている [1]。また、近年の自然災害の激甚化を踏まえた強靭化(レジリエンス)や、再生可能エネルギー主力電源化、非効率石炭火力のフェードアウトの方針等を踏まえ、それらの様々な方針に適合した電力エネルギーシステムの構築が重要であると考えられる。その中で近年、エネルギーセキュリティや脱炭素への関心等を背景に、新型炉への注目が内外で高まり、例えば、小型モジュラー炉（SMR）は安全性や機動性、水素製造等の多目的利用、そして分散配置可能性を踏まえ、エネルギー・環境問題解決への貢献が期待される。一方、SMR 等の新型炉の導入可能性を考える上で、エネルギーシステムの将来像を具体的に示すことが重要になる。将来像を示すことで、例えば、再エネ大量導入時に求められる新型炉に必要とされる具体的な技術要件への示唆を得ることが可能になると考えられる。中でも、太陽光発電や風力発電の拡大に向けては、電力安定供給対策強化が重要となり、系統の供給力や調整力の確保、電力系統制約などの諸課題への取組が必要となる。調整力や電力貯蔵等による電力系統の柔軟性向上、送配電線容量の増強、電力系統安定性強化(周波数や電圧安定化)などが求められる中、再エネ大量導入時の新型炉に望まれる技術性能を客観的に検討することが大切になると考えられる。

筆者らは、カーボンニュートラル、再エネ主力電源化、電力レジリエンス強化など電力エネルギー市場を取り巻く様々な要因を踏まえ、既存の大型原子炉や小型軽水炉、水素製造が可能で機動性に優れた高温ガス炉、燃料の安定供給性に優れた小型高速炉を組み込んだ最適導入シナリオを導出可能な数値シミュレーション手法の開発を進め(図 1)、原子力の最大限の活用と再エネ大量導入によるエネルギー安定供給、脱炭素を実現するエネルギーシステムの定量的分析をこれまで実施しており [2]、本発表では主として電力部門での主要な分析結果に関して報告する。

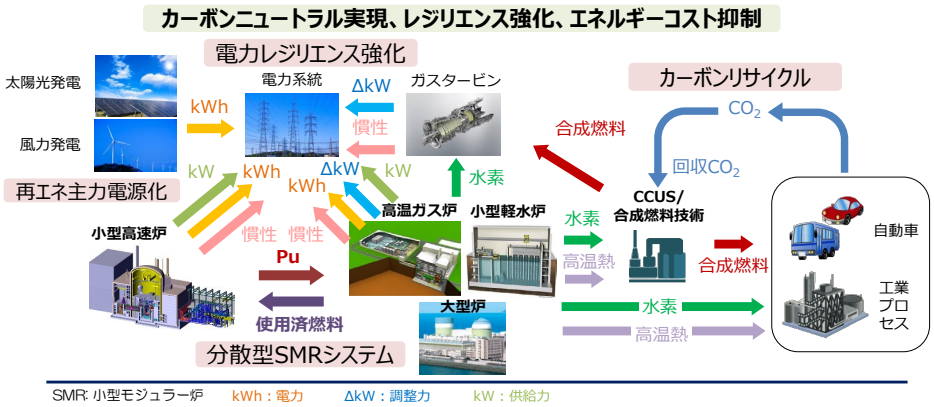



図 1　既存大型炉、革新炉、再エネを活用したエネルギーシステムの概念図

*Ryoichi Komiyama[1]

[1]The University of Tokyo

## 2. エネルギーシステムの数値シミュレーション手法の開発

コスト最小化や脱炭素化分析で利用されるエネルギーモデル(ボトムアップ型技術選択モデル)の多くは、電力部門の時間・空間的解像度が十分な水準に達しておらず、導入拡大が進展する自然変動電源(太陽光発電、風力発電)の出力変動や送電線による電力輸送制約、蓄電池などの需給調整技術の詳細な技術性能および動的挙動を詳細に組み込める仕様には至っていない。そこで本研究では、再生可能エネルギー発電の最適導入量評価が可能な時間解像度を有し、日本全体の地域間・地内の主要な電力基幹系統を考慮した地理的解像度の下で、電力・水素併給が可能な SMR の導入ポテンシャルの地域性、SMR の負荷追従性能や最低出力条件等の工学的制約条件等を考慮可能な電力需給分析ツールを開発する。また、電力部門に加えて燃料供給部門を含んだモデルを開発して、SMR によるクリーン水素製造・$CO_2$ 再資源化(カーボン・リサイクル)等への導入可能性を評価した。これにより、脱炭素・レジリエンス・再生可能エネルギー主力電源化といった社会ニーズに適合するための SMR のあり方に関する総合的検討が可能になると考えられる。

電力部門の分析では、日本全体の電力基幹系統(集中型電源や再エネ電源が主として接続される上位系統)を約 400 地点の母線、約 500 本の基幹送電線でモデル化の上、レジリエンス強化(電力システムの分散化、系統の供給力・調整力の確保、電力システムの安定性強化、電源投資インセンティブの維持等)とシステムコストや燃料消費量を最小化可能な電源構成と電力需給運用、原子力・再生可能エネルギー共存戦略、および SMR の地点別導入量を分析可能なツールを開発した。モデルでは、軽水炉 SMR、高温ガス炉 SMR、高速炉 SMR を考慮し、さらに年間 8,760 時間にて送電線制約ならびに技術間のコスト競合(例えば、コスト低下が進む自然変動電源、系統用蓄電池や、水素混焼・専焼火力などとの経済的競合)を考慮しており、経済合理的な観点から中立的に SMR の最適導入量と最適出力配分に関する数値シミュレーションを可能としている。分析結果の一例では、再エネ大量導入時においては、一定の技術的想定の下では、負荷追従性能の低い大型原子炉の年間稼働率が低下するため、大型炉の活用に制約が顕在化する可能性のある一方、負荷追従性能の高い SMR は、一定の建設費で建設可能と想定した場合においては、再エネとも親和性の高い調整力を有する技術オプションとして選択される可能性が示唆される結果となった。

## 3. おわりに

本研究では、自然変動電源の影響を考慮した分析ツールを開発し、SMR の導入可能性や SMR に求められる技術要件等を分析した。今後の課題として、将来の電力系統を展望した場合、DER(Distributed Energy Resource)や Grid Edge Technology と呼ばれる需要家に近い配電系統に接続する調整力等を有する技術の普及進展が、SMR の導入可能性に影響を与える可能性も考えられる。これまでのアプローチでは、主に基幹系統といった上位側の電力系統のみを分析対象としているが、自然変動電源の接続量拡大が見込まれるローカル系統や配電系統など電力の下位系統を考慮に入れた拡張版モデルを開発し、需要端技術による電力需給安定化の効果を考慮した SMR 導入可能性評価を行う必要などが挙げられる。

## 謝辞

本発表は JSPS 科研費 JP22H00572、JSPS 科研費 24K08320、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354480 の助成を受けた。

## 参考文献

1) 内閣官房他 ”2050 年カーボンニュートラル に伴うグリーン成長戦略” 令和 3 年 6 月 18 日 https://www.meti.go.jp/press/2021/06/20210618005/20210618005-3.pdf
2) 小宮山” 脱炭素化・レジリエンス強化に資する分散型小型モジュラー炉を活用したエネルギーシステムの統合シミュレーション手法開発” 文部科学省国家課題対応型研究開発事業 令和 3 年度「原子力システム研究開発事業」成果報告会 https://www.nsystemkoubo.jp/result/r03/document/5_r3sys_seika.pdf

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発
New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

# （3）蓄熱型高速炉の価格追従モデルに基づく通年シミュレーション

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

*藤井 祥万[1]
[1]東京大学

## 1. はじめに

近年、太陽光発電を中心とする変動性再生可能エネルギー（以下再エネ）の大量導入に伴い、エネルギーストレージの重要性が上昇しているなか、蓄熱技術を用いたエネルギー貯蔵が注目されている。いわゆる"Carnot Batteries"と呼ばれる、再エネ余剰電力を熱として貯蔵し、需要に応じて電力に再変換するプロセス[1]や、電力には再変換せず、直接熱利用するプロセス[2]などが検討されている。原子力発電に関しては、炉熱を蓄熱し、需要に応じて発電することでフレキシビリティを向上させる観点からも検討されてきており[3]、近年では再エネとの協調の観点からの研究開発や実証が進んでいる[4]。ただし、コンセプトや蓄熱材、適用温度域などはよく議論されているが、発電システムとしての年間シミュレーションによる検討などは限定的である。

そこで本研究では小型モジュール炉（Small Modular Reactor、以下 SMR）への溶融塩蓄熱の適用を想定し、通年の運転パターンを模擬する価格追従モデルを開発、シミュレーションを実施し、蓄熱の導入効果を検討した。

## 2. 価格追従モデルによる蓄熱技術を導入した年間シミュレーション

### 2-1. 価格追従モデルの開発

図 1 に本研究で検討したシステムの概要図を示す。蓄熱方式としては溶融塩を直接熱媒として用いる二槽式とした。溶融塩は低温側で 290 ℃ とし、SMR の冷却材のナトリウムとの熱交換で 560 ℃ まで昇温され、高温タンクに貯蔵されることとした。高温タンクの溶融塩は蒸気発生器に送られ、12.6 MPa/370 ℃ の過熱蒸気を生成すると仮定した。なお、SMR からの熱出力は一定とした。また、比較のために入熱を太陽光発電とした P2H2P (Power to Heat to Power)のプロセスも試算した。図 1 に示すように太陽光発電でヒーターを駆動し、太陽光由来の入熱により溶融塩を昇温、SMR のケースと同様に 560 ℃ まで昇温させると仮定した。

発電出力については, スポット市場価格に応じて発電量を調整する、価格追従モデルを新たに構築した[5]。制約条件としては、設定する溶融塩量に対応する溶融塩タンクの上限・下限、および蒸気タービンの定格・最低負荷（定格の 20%と仮定）の 4 条件を考慮した。

まず入熱と出熱のバランスを取るサイクル時間を戦略的放熱期間 $t_{\mathrm{cycle}}$ と定義した。蒸気タービンの最低出力に対応する入熱量 $q_{\mathrm{in_min}}$ は維持しなければならないため、戦略的放熱期間内で最低出力を維持する合計投入熱量 $Q_{\mathrm{in_min}}$ は式(1)のように表せる。

$$Q_{\mathrm{in_min}} = q_{\mathrm{in_min}} \times t_{\mathrm{cycle}} \tag{1}$$

*Shoma Fujii[1]
[1]The University of Tokyo

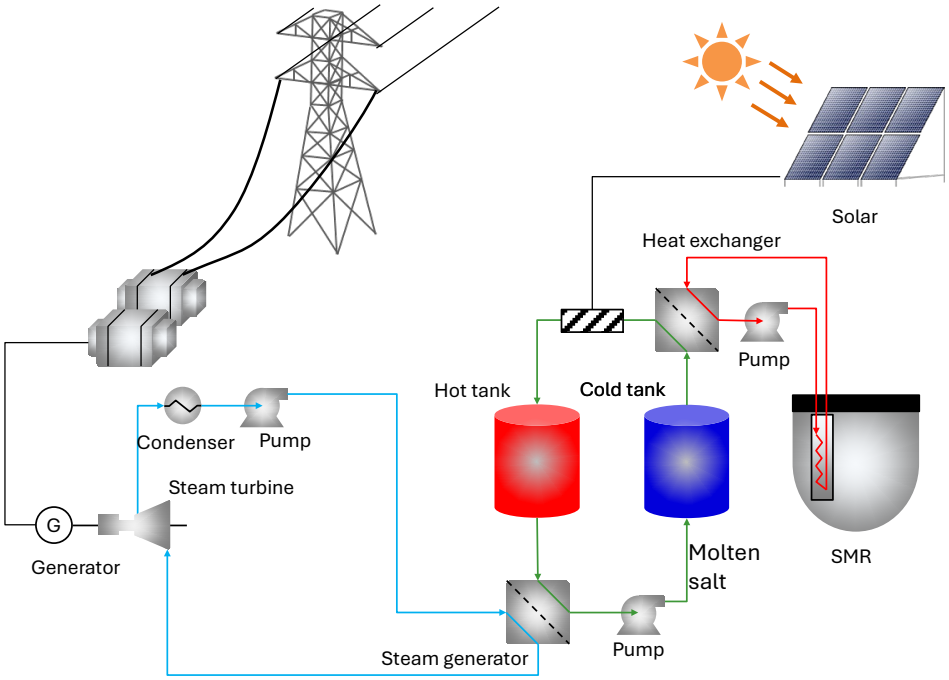



図 1 小型モジュール炉および太陽光発電を入熱源とする溶融塩蓄熱システムの概要図

また、戦略的放熱期間中での入熱量 $Q_{in}(t)$の合計は 1 時間あたりの入熱量 $q_{in}(t)$を用いて式（2）のように表せる。

$$Q_{\text{in}}(t)=\int_{t_i}^{t_i+t_{\text{cycle}}} q_{\text{in}}(t)dt \tag{2}$$

式(3)で示す戦略的放熱期間内（$t_i \sim t_i+t_{cycle}$）における、一定出力で発電し続けた場合のスポット価格の合計と時刻 $t$ におけるスポット価格 $c_{spot}(t)$の比 $x(t)$を用いて、$Q_{in}(t)$と $Q_{in_min}$ の差分の熱量を配分し、式(4)に示すように最低出力に対応する入熱量　$q_{in_min}$ を加算することで戦略的放熱期間中において入熱量をスポット価格が高い時間帯から優先的に出熱に割り当てる出熱パターンを模擬することが可能であり、この出熱パターンを理想的な出熱パターン $q_{out_1}(t)$として設定した。なお, $q_{out_1}(t)$はタンクの上限･下限制約は考慮していない。

$$x(t)=\frac{c_{spot}(t)}{\int_{t_i}^{t_i+t_{cycle}} c_{spot}(t)dt} \tag{3}$$

$$q_{\text{out_1}}(t)=q_{in_\min}+\left[Q_{\text{in}}(t)-Q_{\text{in_min}}\right]x(t) \tag{4}$$

次にタービンの上限，下限の制約下において、式(5)に示すように入熱と同じ挙動を示すカーブ $q_{out_2}(t)$を設定した。

$$q_{\text{out_2}}(t)=q_{\text{in}}(t) \tag{5}$$

このカーブ $q_{out_2}(t)$は、スポット市場価格には追従しないが、入熱を蓄熱せずに、溶融塩を介してそのまま出熱するため、高温タンク、低温タンクの液面が変化せず、必ずタンクの上限・下限の制約を満たすことができる。以上の理想的な出熱カーブ $q_{out_1}(t)$と蓄熱機能を利用しない $q_{out_2}(t)$の間を式(6)のように α=0~1 まで 0.1 刻みで 11 段階に分割し、サイクル内で制約条件をすべて満たす α を決定、最終的な出熱カーブ $q_{out}(t)$を設

定した。以上により、タービンの上限・下限、タンクの上限・下限全ての制約を α=0~1 の間のいずれかのカーブで満たすことが可能である。

$$q_{\mathrm{out}}(t) = (1-\alpha)q_{\mathrm{out_1}}(t) + \alpha q_{\mathrm{out_2}}(t) \tag{6}$$

以上の価格追従モデルを用いて、ケーススタディとして九州電力の 2022 年 4 月 1 日～2023 年 3 月 31 日までの 1 時間ごとの 1 年間のスポット市場価格のデータ[6]を用いて 200 MWe 級の SMR に蓄熱機能を付与した場合の計算を実施した。蓄熱機能として、30000 ton の溶融塩を使用することとし、この場合の蒸気タービンの定格出力を 350 MWe とした。また、太陽光発電については同じ期間中の九州電力管内の太陽光発電[6]の 5%を入熱とし、蒸気タービンの定格出力は 100 MW、溶融塩量は SMR のケースと同じ 30000 ton として試算した。戦略的放熱期間は SMR の場合は 12 時間、太陽光発電導入時には 168 時間と設定した。

### 2-2. コスト評価

蓄熱を組み込んだ発電システムのコスト評価を実施した。SMR の CAPEX (Capital Expenditure)、OPEX (Operating Expenses)は文献[7]を参考に、スケールファクターを考慮して決定した。その他の蒸気タービン、タンク類の CAPEX は化学装置コストハンドブック等[8]を用いて算出し、現在の価格に修正して算出した。また、蓄熱の OPEX に関しては、産業連関表の石油火力発電部門の投入係数表[9]を用いて、設備費の 5%として算出した機械修理費をベースに賃金や広告、廃棄物処理などのその他経費を算出した。

### 3. シミュレーション結果

図 2 に定格発電出力 200 MWe の SMR に 30000 ton の溶融塩を用いた蓄熱を付加した場合の年間シミュレーションのうち、4 日間のシミュレーション結果を示す。図中、 Heat input は SMR からの炉熱回収を示しており、Output は溶融塩を用いて生成した蒸気により発電した出力を示している。図からわかるように一定の熱入力に対してスポット市場価格が安価なときには発電出力を落として運転し、高価なときに出力を増大していることがわかる。SMR 単独で発電した場合の年間の発電時平均スポット市場価格は 14.4 円/kWh であるのに対して、蓄熱機能を付加した場合の発電時平均スポット市場価格は 16.7 円/kWh となり、蓄熱機能を付加することでより高い価格のときに発電できていることがわかる。現在日本のスポット市場価格は太陽光発電の影響を大きく受けているため、この結果は SMR に蓄熱機能を付与することで、日中の発電量を低減させ、夜間の発電量を増大させることが可能であることを意味しており、太陽光発電のさらなる導入を推進することが可能となる。また、SMR 単独で発電した場合の年間の発電量は 1757 GWh であるのに対して、蓄熱機能を付加した場合の年間発電量は 1686 GWh となり、わずかに減少する。これはフレキシビリティを確保するために定格発電出力 200 MWe の SMR に対して 350 MWe を定格とする蒸気タービンを導入しており、年間の平均のタービン負荷率とそれに伴う熱消費率が低下したことが理由である。

また、図 3 に太陽光発電を入熱源とした場合の結果を示す。価格追従モデルにより、日中のスポット市場価格が安価なときに蓄熱し、夜間のスポット市場価格が高価になる時間帯に優先的に出熱することにより、蓄熱時平均スポット市場価格が 10.1 円/kWh であるのに対して、発電時平均スポット市場価格は 15.0 円/kWh となった。年間の発電量は 196 GWh であり、太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合と比較して SMR の場合は同じ溶融塩量において約 9 倍の発電量を確保できることがわかった。

### 4. 結言

価格追従モデルによる通年シミュレーションにより SMR および太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合の効果を検討した結果、同じ蓄熱容量に対して SMR は太陽光発電よりも多い発電量を確保できる一方、太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合の方が、スポット市場価格が安価な日中に優先的に蓄熱することが可能なため、蓄熱と出熱の価格差をつけられることがわかった。

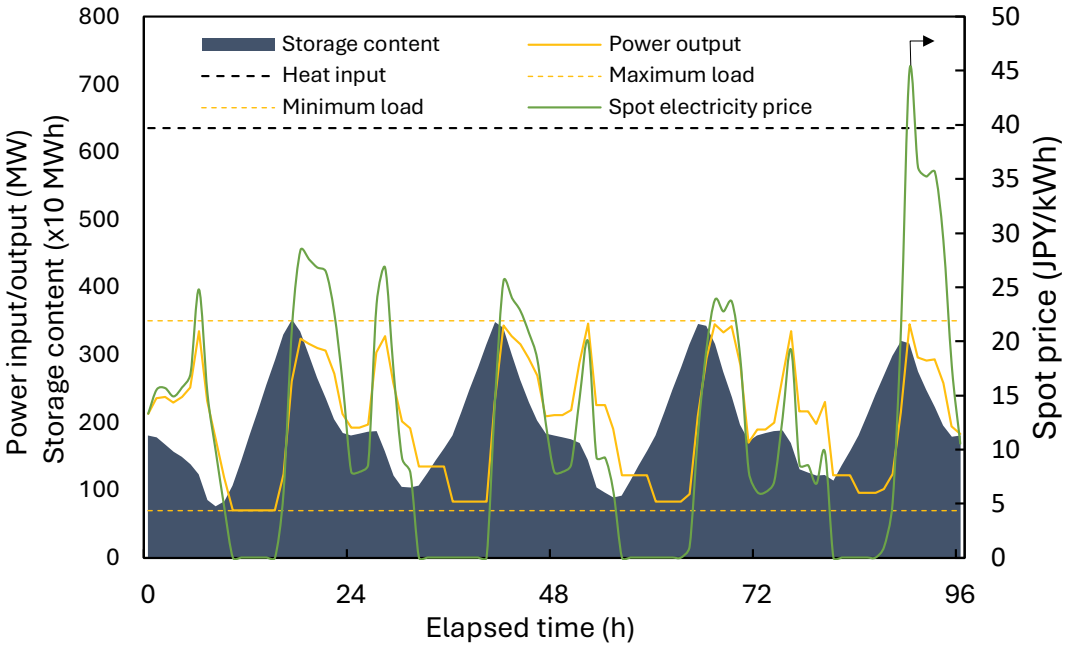



図 2　SMR に蓄熱機能を付与した場合のシミュレーション結果

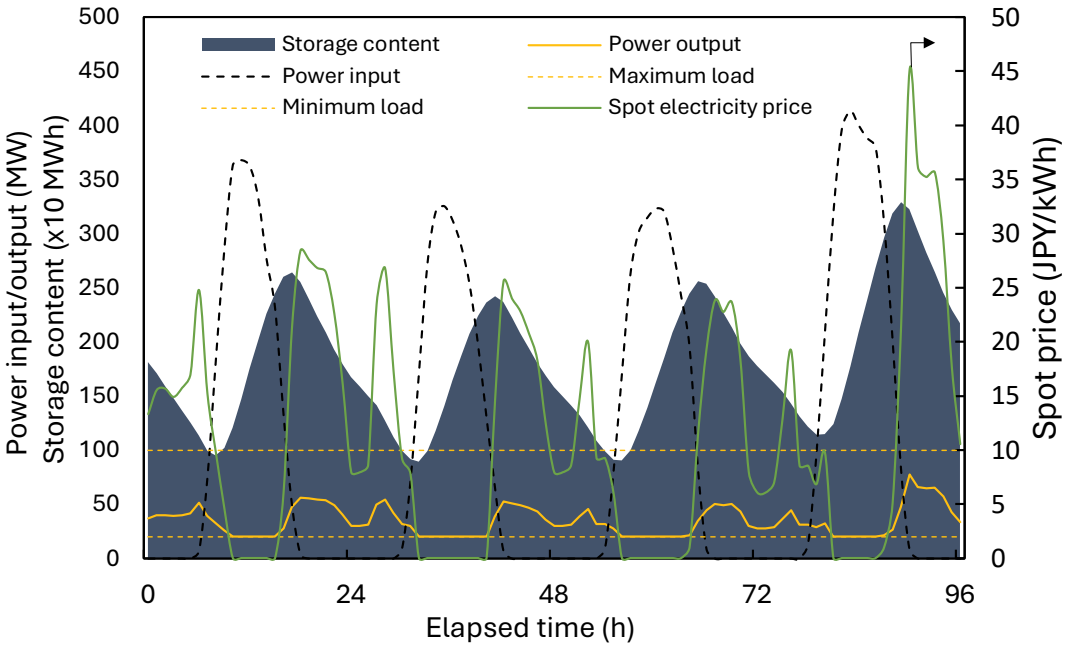



図 3　太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合のシミュレーション結果

**謝辞**

本研究は JST さきがけ（JPMJPR2278），JST 共創の場形成支援プログラム(COI-NEXT:JPMJPF2003)，JSPS 科研費若手研究(22K18061)の成果を含んでいる。

**参考文献**

[1] Novotny, V., Basta, V., Smola, P., and Spale, J., "Review of Carnot Battery Technology Commercial Development", Energies, 15 (2), 647 (2022)

[2] Trevisan, S., Buchbjerg, B and Guedez, R., "Power-to-heat for the industrial sector: Techno-economic

assessment of a molten　salt-based solution", Energy Conversion and Management, 272, 116362. (2022)

[3] Frick, K., Misenheimer, C. T., Doster, J. M., Terry, S. D., and Bragg-Sitton, S. "Thermal energy storage configurations for small modular reactor load shedding", Nuclear Technology, 202 (1), 53-70,　(2018)

[4] Terrapower, https://www.terrapower.com/natrium/ (アクセス日　2024 年 8 月 1 日）

[5] 藤井祥万，山野秀将，大野修司，早船浩樹，"変動性再生可能エネルギー大量導入に向けた蓄熱発電のシステム評価"，第 28 回動力エネルギー技術シンポジウム講演予稿集，D133，2024 年 6 月，京都

[6] 自然エネルギー財団,"電力需給チャート", https://www.renewable-ei.org/statistics/electricity/#demand (アクセス日 2024 年 2 月 2 日)

[7] Black, G. A., Aydogan, F., & Koerner, C. L., "Economic viability of light water small modular nuclear reactors: General methodology and vendor data", Renewable and Sustainable Energy Reviews, 103, 248-258 (2019)

[8] 斎藤義己, "化学装置コストハンドブック（改訂 3 版）"，工業調査会 (2000)

[9] 森泉由恵，本藤祐樹，中野諭, "再生可能エネルギー部門拡張産業連関表の開発と応用"，日本エネルギー学会誌, 94 (12), 1397-1413 (2015)

2024年秋の大会

新型炉部会セッション

# 再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

## (4) 蓄熱型高速炉の安全設計技術

(4) Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*高野和也 [1], [1]JAEA,

### 1. はじめに

我が国では、多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力イノベーションを促進しており、安全性や経済性のほかに、熱利用といったエネルギーの多目的利用や再生エネルギー（以下「再エネ」と略す。）導入拡大に適応した機動性が求められている[1]。高速炉に蓄熱システムを結合させて、不足電力時間帯に電力供給できる機動性をもった蓄熱型高速炉はこの要求に合致しており、その開発が将来必要とされる可能性がある。

硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電（500℃前後の温度範囲）等で既に実用化されていることから、溶融塩蓄熱型高速炉に特有の開発要素は、ナトリウムと溶融塩の熱交換器部分となり、伝熱特性を最適化する熱交換器設計、伝熱管破損時のナトリウムと溶融塩の接触に伴う反応特性の把握、伝熱管破損時の影響を踏まえたシステム構成の検討などの安全設計技術開発が必要となる。本報では、蓄熱型高速炉の特徴、安全設計方針検討及び安全設計技術開発の現状について概況する。

### 2. 蓄熱型高速炉の特徴

溶融塩蓄熱型高速炉の概念図を図 1 に示す[2]。ナトリウム冷却高速炉の 2 次ナトリウム系と蒸気タービン系の間に硝酸系溶融塩を熱媒体とした蓄熱システムを結合することで、原子炉で発生した熱を蓄熱タンクに蓄え、任意に取り出すことが可能となり、発電量や時間帯を柔軟に変更できる。これにより、再エネの電力供給状況に合わせた発電を行うことが可能である他、蓄熱タンクがバッファとなり原子炉側の過渡挙動が蒸気タービン系に直ちに影響しないという過渡分離設計が可能であることも、安全性や系統安定性の観点から重要な特徴の一つである。

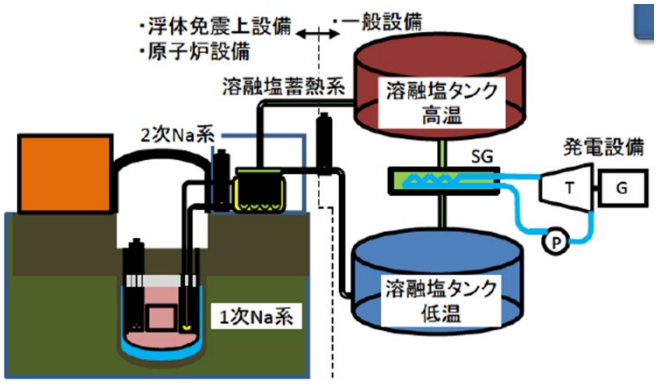



図 1　蓄熱型高速炉の概念図[2]

蓄熱型高速炉開発は米仏でも進められており、米国 Terrapower で開発が進められている高速炉「Natrium™」は、定格出力 345MWe のナトリウム冷却高速炉に溶融塩蓄熱設備を付加することにより、最大 5.5h に渡り出力を 500MWe に増加させることを可能としている[3]。2023 年に我が国は「Natrium™」の機器開発試験に協力する覚書を締結している[4]。2024 年 6 月、「Natrium™」初号基の建設が米国ワイオミング州にて開始され、原子炉部分の着工は早くて 2026 年、運転開始は 2030 年と予定されている。仏国 Hexana でも蓄熱型高速炉開発を進めており、800MWth 規模の出力を持つナトリウム冷却高速炉から発生した熱を蓄熱設備に蓄え、それを発電や産業熱など柔軟に利用する計画である[5]。

蓄熱設備を活用して発電量や時間帯をある程度任意にシフトできることで、再エネの電力供給状況に合わせた柔軟な発電を行えるだけでなく、一般的に太陽光発電を中心とした再エネからの電力供給が盛んとなる日中は売電単価も低くなり、反対に夜間、特に夕方は高くなることから、売電収入増加による経済性向上効

*Kazuya Takano[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

果も期待できる。定格電気出力 300MWe の小型ナトリウム冷却高速炉に対して原子炉定格出力の 50%相当を 5.5h に渡り出力可能な規模の溶融塩蓄熱設備を付加する想定で、高速炉と蓄熱設備のシステム全体による発電時間帯を高売電価格帯へシフトすることによる売電収入増加を試算したところ、蓄熱設備の導入により+10～12%程度の売電収入増加効果が得られるとの結果が得られている[6]。蓄熱型高速炉は経済合理性を有すると言える。

## 3. 安全設計方針検討

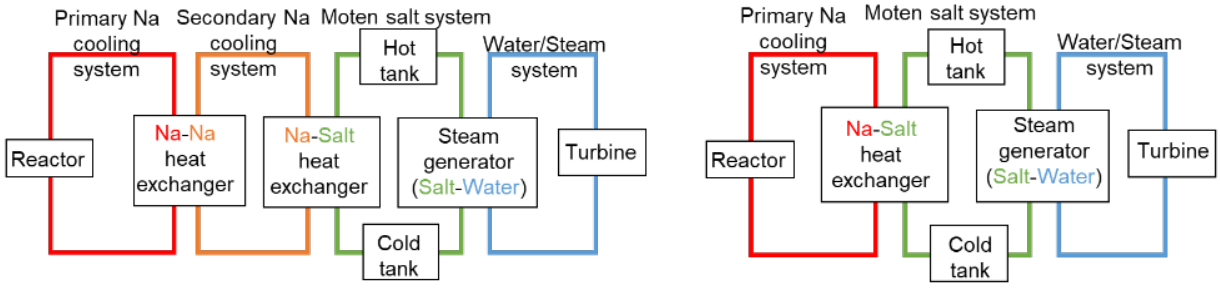
### 3-1) 溶融塩ループでの構造材の選定指針

蓄熱型高速炉では、生産コストが安価である等の理由により太陽熱発電等で多くの実績がある硝酸系溶融塩 Solar Salt ($NaNO_3$-$KNO_3$: 60-40wt%)を蓄熱材の候補としている。Solar Salt 環境での構造材の劣化に関して、蓄熱式高速炉で想定する温度領域であれば、構造材としてオーステナイト系ステンレスを使用することは問題ないと考えられるが、溶接部での腐食速度の加速に注意する必要がある[7]。また、溶融塩に不純物として塩素が含まれる場合、液中であれば応力腐食割れ（SCC）は問題ないと考えられるが、液面変動のないタンクなどでガス化した塩化物と水分が溶融塩界面上に膜を形成し、そこに塩化物が濃縮して SCC が発生する懸念がある[8]。これらの知見を踏まえた、蓄熱型高速炉の構造材の選定指針を今後検討していく必要がある。

### 3-2) ナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響検討

溶融塩蓄熱式高速炉のプラントシステム構成を検討するため、ナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響について「安全性」、「運転保守性」及び「経済性」の観点で定性的なリスク評価が行われた[9]。検討対象となるプラントシステム構成として、1 次ナトリウム主冷却系、2 次ナトリウム主冷却系、溶融塩蓄熱系、水・蒸気系を直列に設置する系統構成（米国「Natrium™」と同様の構成）をリファレンス設計概念とし、リファレンス設計概念の 2 次ナトリウム主冷却系を削除して合理化を図った概念（以下「設計オプション概念 1」という）と比較対象として検討した。検討対象としたプラントシステム設計概念を図 2 に示す。

設計オプション概念 1 は建設費が安くなるものの、伝熱管破損の影響が 1 次ナトリウム主冷却系に及ぶ点で許認可リスクが高く、また伝熱管破損からの復旧も大規模かつ長期間に渡る可能性があり、現実的ではない。「安全性」、「運転保守性」及び「経済性」の観点から総合的に考えた場合、リファレンス設計概念が現実的な概念と言える。このように、伝熱管破損の影響を最小に留めるよう 2 次ナトリウム主冷却系を備える構成とすることを含め、蓄熱型高速炉の安全設計方針を今後まとめる必要がある。




(a) リファレンス設計概念　　(b) 設計オプション概念 1

図 2　ナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響検討対象となる設計概念

## 4. 安全設計技術開発

### 4-1) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

蓄熱型高速炉の蓄熱材候補である Solar Salt の物性について、500℃の場合、ナトリウムに比べて Solar Salt の比重は約 2.1 倍，比熱は約 1.2 倍，熱伝達率は約 1/125 である。Solar Salt の融点は約 238℃と高く、凍結防止にも注意する必要がある。Solar Salt は蓄熱媒体として優れているが、熱伝達率は熱伝導率に比例することから熱交換器の伝熱設計では不利となり、熱交換器の大型化に伴うコスト増大が課題となる。そこで、ナトリウムと溶融塩の熱交換性能評価及び熱交換性能を向上させる伝熱向上方策について検討がなされた[10]。

高速炉の特徴やこれまでの実績を考慮し、直管型シェル&チューブ式熱交換器を伝熱性能向上方策検討対象の熱交換器形式とし、基準ケースとして常陽 MK-III中間熱交換器をベースとした。基準ケースにおける管内を溶融塩、管外をナトリウムに単純に置き換えた場合（ケース 1）の必要伝熱面積を伝熱工学資料[11]に示す熱伝達率簡易式を用いた簡易評価により評価した結果を表 1 に示す[10]。基準ケースに比べて、伝熱面積が 5.5 倍も必要となり、伝熱性能の悪い溶融塩の特徴が表れた。次に、伝熱性能向上方策として、管内をナトリウム、管外を溶融塩とした上でクロスフロー化し、バッフル板間隔を 300mm とした場合（ケース 2）ではケース 1 に比べて、必要伝熱面積を約 70%低減可能な結果を得て、熱交換性能を向上させる見通しを得た。

表 1　伝熱性能向上方策の確認評価[10]

| 検討ケース | 必要伝熱面積($m^2$)（基準ケース比） |
|---|---|
| ケース 1（管内：溶融塩、管外：ナトリウム） | 1801（5.47） |
| ケース 2（1 次／2 次入替クロスフロー化、バッフル板間隔：300mm） | 563（1.71） |

**4-2) ナトリウムー溶融塩の化学反応性に関する検討**

溶融塩とナトリウムとの熱交換器部位におけるバウンダリ破損に起因したナトリウムと溶融塩との接触反応について、化学反応性を把握することは重要である。ナトリウムと硝酸系溶融塩の反応性を直接検討した事例は非常に限られていることから、ナトリウムと溶融塩との反応メカニズムを解明することを最終的な目標とし、その第一段階として $NaNO_3$、$KNO_3$、Solar Salt（$NaNO_3$ と $KNO_3$ を 6:4 の質量比で配合）について、試薬単体での加熱試験（～400℃）を行い示差走査熱量計（DSC）曲線及びエンタルピーを取得し、熱力学データベース等の既往知見との比較を行い、既往知見と整合する結果が得られている[12]。また、ナトリウムと溶融塩との反応性予備試験として、$NaNO_3$、$KNO_3$ のそれぞれの試薬と少量のナトリウムを接触させた際の熱分析試験も合わせて進められている。今後、Solar Salt とナトリウムを接触させた際の反応データを取得し、試験後分析から反応生成物を同定するとともに利用可能な熱力学平衡計算による推定を行うことで、ナトリウムと溶融塩の化学反応性が明らかになると期待される。

また、上記の基礎試験に加えて、ナトリウムー溶融塩の化学反応性について、熱交換特性試験、ナトリウム-溶融塩化学反応特性試験、反応生成物回収試験などの各種要素試験を行うための試験装置設計が進められている。試験装置は、ナトリウム-溶融塩熱交換器（図 3）、ナトリウムループ、溶融塩ループ、付属物から構成され、熱流動解析を用いた熱流動特性や熱交換特性の確認を含め、概念設計が進められており、今後数年かけて試験装置を製作し、各種要素試験を順次実施する計画となっている。

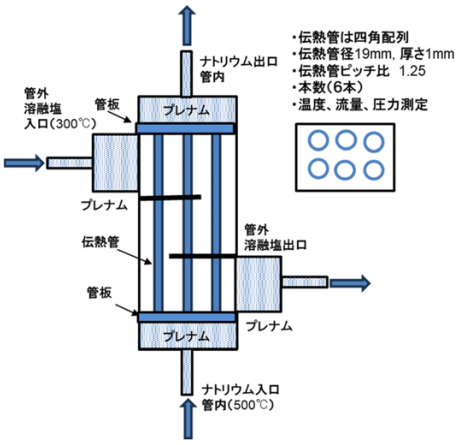



図 3　ナトリウム-溶融塩伝熱試験体

**5. 結言**

溶融塩蓄熱システムを接続したナトリウム冷却高速炉は日米欧で開発が進められている。原子炉は一定出力で運転しながら再生可能エネルギーの変動性に対応できる調整力を持ったエネルギーシステムであり、柔軟性に優れ、経済合理性を有している。蓄熱システムは太陽熱発電プラントで実用化済みの技術であり、技術開発課題は唯一ナトリウムと溶融塩の熱交換器部分だけであり、溶融塩環境での構造材選定指針やナトリウムー溶融塩伝熱管破損の影響評価を踏まえた蓄熱型高速炉の安全設計方針を今後整備していく必要がある。また、蓄熱型高速炉のナトリウムー溶融塩熱交換器として、管内ナトリウム、管外溶融塩の直管型シェル&チューブ式熱交換器を対象とし、今後熱流動解析により熱交換性能を向上させる必要がある。熱交換器の伝熱管破損に起因した、ナトリウムと溶融塩 Solar Salt との化学反応試験を行い、試験後分析と熱力学平衡計算等により、反応メカニズムを解明していく必要がある。今後、要素試験やモックアップ試験に拡張し、技術開発が進展され、蓄熱式高速炉が実用化されることが期待される。

（本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。）

（参考文献）

[1] METI, Agency for natural resources and energy, Ongoing nuclear innovation., https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/smr_01.html
[2] JAEA, “原子力機構の SMR 開発”, (https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material0601.pdf)
[3] Terrapower, https://www.terrapower.com/natrium/
[4] JAEA プレスリリース, “カーボンニュートラル実現に貢献するナトリウム冷却高速炉技術に関する日米協力の推進について（米国テラパワー社との覚書拡大について）”, (https://www.jaea.go.jp/02/press2023/p23103101/)
[5] Hexana, https://www.hexana.fr/
[6] 高野他, “蓄熱式高速炉の売電収入増加効果評価”, 日本原子力学会 2024 年秋の大会 (2024)
[7] F. Vilchez, et al, “The effect of laser surface melting of stainless steel grade AISI 316L welded joint on its corrosion performance in molten Solar Salt”, Solar Energy Materials and Solar Cells, 213 (2020), 110576
[8] H. Li, et al., “Corrosion and electrochemical investigations for stainless steels in molten Solar Salt: The influence of chloride impurity”, Journal of Energy Storage, 39 (2021), 102675
[9] 山野他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (1)全体概要及び伝熱管破損の影響検討”, 第 28 回動エネシンポ (2024)
[10] 林他, “ナトリウムー溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (2) ナトリウム-溶融塩熱交換器伝熱性能評価”, 第 28 回動エネシンポ (2024)
[11] 日本機械学会, ”伝熱工学資料（第 5 版）”, (2009)
[12] 菊地他, “ナトリウムー溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (3) 硝酸系溶融塩とナトリウムの化学反応”, 第 28 回動エネシンポ (2024)

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

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

# [2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

## Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[2H_PL02]

## Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

[2H_PL03]

## Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata[1] (1. MHI)

[2H_PL04]

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

*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

# 熱流動 CFD 技術の進展
Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

# CFD 技術のリスク評価への発展 －不確かさの定量化－

Application of CFD into Risk Assessment - Quantification of Uncertainty -

*高田　孝[1]
[1]東京大学

## 1. はじめに

リスクは「目的に対する不確かさの影響」と定義される[1]。(ISO 品質マネジメントシステム[2]でも、ほぼ同様に「不確かさの影響」とされている。) 原子力発電所の場合、リスクの定義における目的は、原子力安全（人と環境を放射線の有害な影響から護る）となる。不確かさの影響は、起こり得る事象及び結果の組合せについて述べること[2]や、リスクトリプレット（シナリオ、頻度、影響）[3]によって表されるものといえる。

原子力分野における安全性評価において、熱流動 CFD の果たす役割は重要である。リスク評価は、発生頻度（確率）評価に着目されがちであるが、様々なシナリオの分析や効果的なアクシデントマネジメント（AM）の実施も含め、多岐にわたるリスク情報が重要となる。近年開発が進んでいる、プラントシステムの時刻歴変化も考慮した動的リスク評価は、これらリスク情報の活用において重要な役割を担っている。

## 2. 確率論的リスク評価（PRA）と熱流動 CFD

確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）は、原子力発電所における効果的なリスク評価手法の一つである。原子力発電所における PRA では、炉心損傷に至るまで（レベル 1）、格納容器機能喪失に至るまで（レベル 2）および放射性物質の敷地外放出に伴う環境影響評価（レベル 3）に大別される。図 1 にレベル 1PRA の評価の流れを示す[4]。

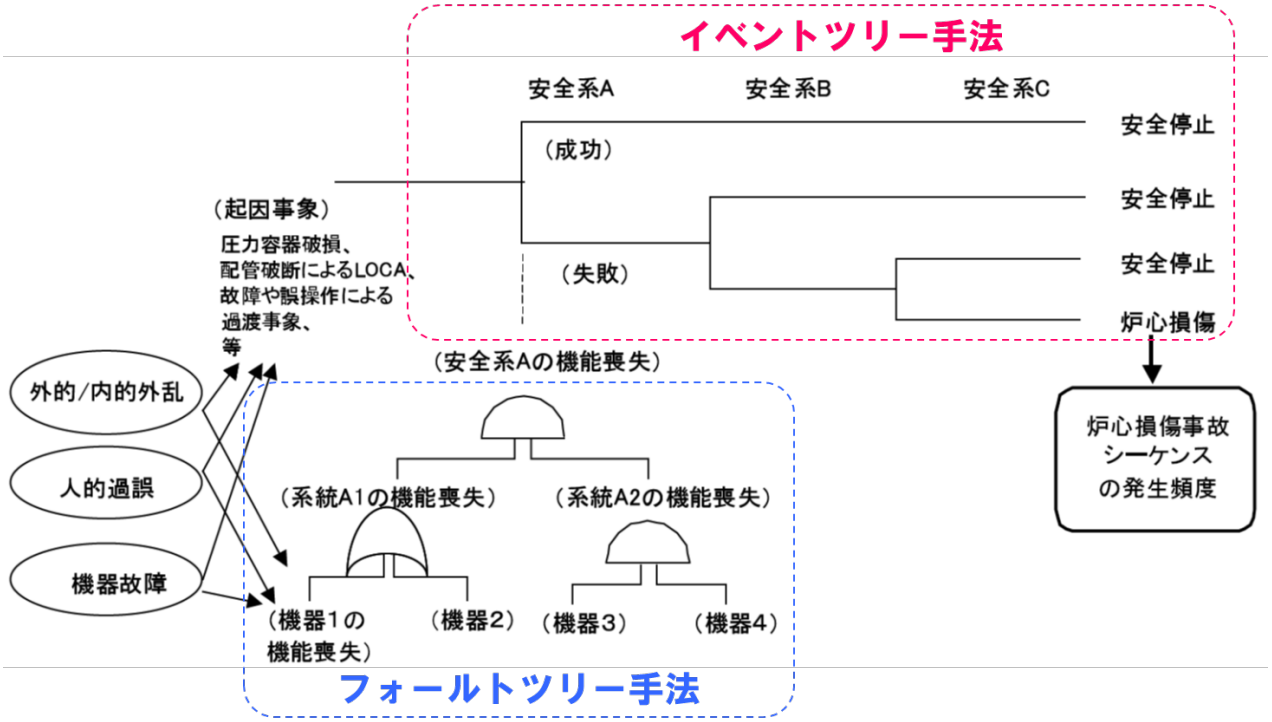



図 1 PRA 評価のフロー（内的事象レベル 1）[4]

*Takashi Takata[1]
[1]The University of Tokyo

レベル 1PRA の場合、炉心損傷に至るまでのシナリオは、イベントツリーの各分岐（ヘディング）で示され、分岐確率はフォールトツリー手法により評価される。PRA においても、熱流動 CFD（主に動特性解析やシビアアクシデント評価ツール）は重要な役割を担っており、例えば成功基準（イベントツリーの終状態として、安全停止や炉心損傷を判断する基準）を評価するための解析や、代表的なシナリオにおける放射性物質の放出量やその種類の評価（ソースターム評価と呼ばれる。レベル 2PRA で評価）に用いられている。

PRA では、シナリオをイベントツリーの形で扱い、その順序を工学的判断で決定する。このため、ヘディングの発生時刻やその生起順序の観点が不足している。これを補う目的で動的なリスク評価手法の開発が進められている。

### 3. 動的リスク評価と熱流動 CFD

動的リスク評価では、様々なシナリオでのプラント状態を熱流動 CFD により評価することで、終状態の分類やその発生確率、リスク重要度指標等を評価する。具体的な評価ツールとしては、ADAPT[5], RAPID[6], CMMC 法[7], [8]等が挙げられる。一例として図 2 に CMMC 法の概要を示す[7]。

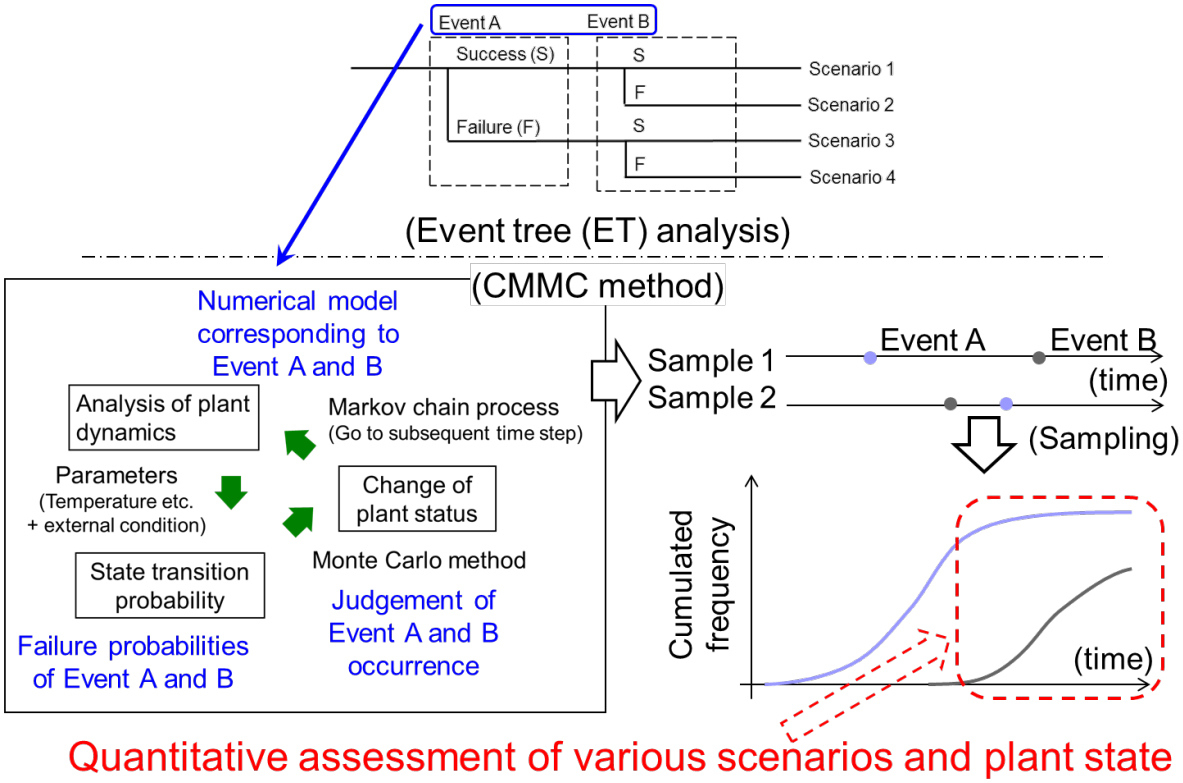
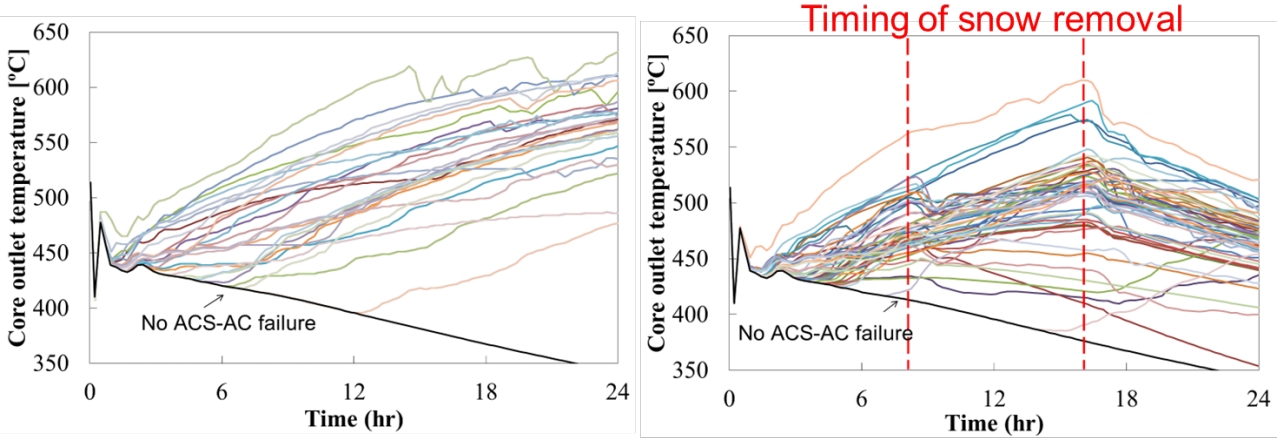



図 2 CMMC 法の概要[7]

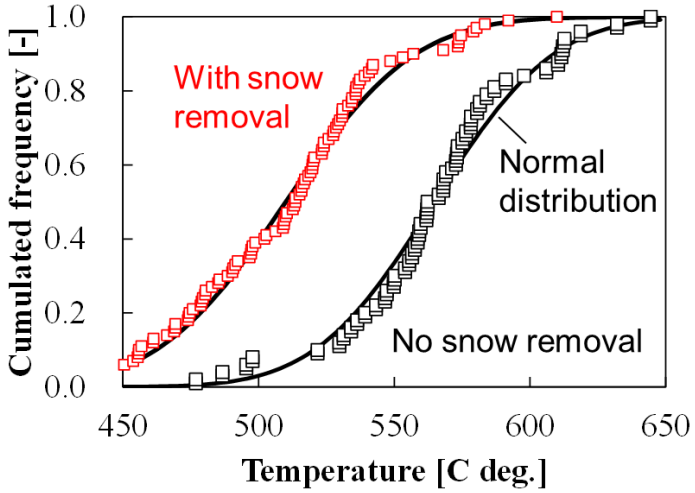
熱流動 CFD では、イベントツリーにおけるヘディングをモデル化し、その時刻におけるプラント状態を考慮したヘディングの生起確率をもとにモンテカルロサンプリングを行う（図 2 左下）。この結果、ヘディングの発生時刻やその生起順序の不確かさも含めたリスク評価が可能となる（図 2 右下）。

動的リスク評価の例として、CMMC 法を用いたナトリウム冷却高速炉における積雪時のリスク評価結果を図 3 に示す。ナトリウム冷却高速炉では、空気冷却器を介した自然循環により崩壊熱の除去が可能であるが、積雪に伴う空気冷却器入口の閉塞が崩壊熱除去を阻害する可能性がある。これに対する AM の一つとして、定期的な除雪を検討した。解析では、異常な降雪に伴い、全交流電源喪失（Station Blackout, SBO）が発生し、炉心緊急停止が成功した後、自然循環による崩壊熱除去が機能している状態を初期としている。事象進展として、積雪に伴う空気冷却器（3 台）の機能喪失、除雪による機能回復（除雪成功確率は、アクセスルート確保も含め 0.5/demand とした）を SBO 発生後 24 時間まで 1000 サンプル評価した。

解析結果の例（炉心出口温度履歴（50 サンプル）および炉心出口最高温度の累積度数）を図 3 に示す。




(a) 除雪なし　(b) 除雪有（8 時間毎）




(c) 炉心出口最高温度の累積度数（解析時間：24 時間）

図 3 CMMC 解析結果例[7]

図 3(a), (b)中の黒実践は空気冷却器が完全に機能した状態である。除雪が無い場合（図 3(a)）では空気冷却器機能喪失に伴う炉心出口温度の上昇が見られている。一方、除雪（8 時間毎に実施）を考慮した場合（図 3(b)）、除雪に伴う空気冷却器の機能回復により炉心出口温度が低下している。また、それぞれの最高温度のサンプリングにより、炉心損傷（例えば炉心出口温度 650 度以上で損傷を仮定）の確率評価が可能となる。

動的リスク評価の利点の一つとして、図 3(b)に示す通り、AM の実施時刻も含めたの効果の定量化が容易であり、効果的な AM の実施に資することが可能となる。また、熱流動 CFD では BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）を含めた統計的安全評価が行われている[9]。統計的安全評価は広義にはリスク評価の一種であり、従来は確率論的リスク評価とは分けて実施されていたが、動的リスク評価では、融合的に実施可能となる。

一方で、ヘディングの増加やサンプル数の増加に伴う計算負荷や、動的リスク評価におけるリスク重要度に関する研究が挙げられる。前者については重みを用いたサンプル低減[10]や、サロゲートモデルを用いた効率化[11]が、後者についてはリスクトリプレットを考慮したリスク重要度指標の検討[12]が進んでいる。

## 4. おわりに

熱流動 CFD 技術やリスク評価は、原子力発電所における安全性の評価に重要な役割を担っている。熱流動 CFD とリスク評価との融合は、リスク（目的に対する不確かさの影響）を数値的に定量化することが可能であり、今後より一層発展させることで、合理的で効果的な安全性向上に寄与することができる。

**参考文献**

[1] 日本工業規格, Q31000:2019 (ISO 31000: 2018), 2019.
[2] 日本工業規格, Q9000: 2015 (ISO9000: 2015), 2015.
[3] https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/risk.html
[4] 村松健,日本原子力学会誌, p. 409-417, Vol. 48, No. 6, 2006.
[5] https://www.sandia.gov/adapt/
[6] 鄭嘯宇他,日本原子力学会 2020 年秋の大会, 1L02, 2020.
[7] T. Takata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 1749-1757, 53, 11, 2016.
[8] Chun-Yen Li, et al., J. of Nuclear Science and Technology, 935-957, 61, 7, 2024.
[9] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-S001: 2021, 2021/
[10] T. Takata, et al., Proc. of PSAM13, A-038, 2016.
[11] Z. Xiaoyu, et al., Reliability Engineering & System Safety, 223, p.108503_1 - 108503_12, 2022.
[12] 成川隆文他, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1N14, 2023.

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

# 熱流動 CFD 技術の進展
Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

## （２）研究機関における CFD 技術の進展 -機構論的解析の現状と今後の展開-

(2) Progress of CFD in Research Institute - Current Status and Future Development of Mechanistic Simulation -

*山下 晋[1]
[1]JAEA

### 1 はじめに

原子力熱流動分野においては、過酷事故（SA）時に対する SA 解析コード[1, 2, 3]や炉心設計におけるサブチャンネル解析コード[4]などによる数値シミュレーションが活用されている。これら解析コードでは、解析時間の制約により、多相流挙動などに対して、実験相関式など経験的なモデル、空間的に平均化・簡略模擬化した方程式を用いて高速に解析する手法が用いられる。これらの解析手法を新型炉開発などに適用するには、経験的なモデルの適用性確認などのために、新たな実験結果による評価が求められることから、費用・時間の面で多大なコストがかかる。そこで、Computational Fluid Dynamics (CFD) に基づき経験的なモデルや平均化した方程式を用いない機構論[1]的解析により参照解[2]を求めることで、これを試験の代替として実験相関式などを評価することが期待されている。

JAEA では上記の期待に応えるため、機構論に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER [5]を開発している。本報では、JUPITER を SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析と定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析へ適用した事例を紹介する。事例を通じて抽出した CFD 解析を参照解コードとして利用するための課題を述べるとともに、今後の展開について紹介する。

### 2. JUPITER の概要

JUPITER では，多相多成分の非圧縮性粘性流体を対象に，支配方程式である連続の式、Navier-Stokes 方程式、エネルギー方程式および界面捕獲方程式を直交直線格子で離散化することにより Euler 的に流れ場を解析する。よって、経験式を用いることなく支配方程式に忠実に流れ場を解析することができる。多相多成分流問題では、変形する自由界面の表現手法として、Euler 的解析手法において広く利用されている Volume Of Fluid (VOF)法 [6] を用いる。

高効率な計算が可能な各種数値解法を用いることで、燃料集合体複数体における溶融挙動と気液二相流挙動の機構論的な解析で求められる数十万並列規模の大規模計算にも対応できる。

### 3. SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析

福島第一原子力発電所事故では、燃料集合体中の局所的な流路閉塞により生じる水蒸気枯渇が影響した事象進展など、これまでの SA 解析コードでは対応が難しい事象が出現したことが指摘されている。このような状況での事象進展を評価するため、JUPITER により局所的かつ三次元的に生じる燃料集合体中の溶融事象を再現することを目指している。JUPITER を用いた燃料集合体中の溶融移行挙動予備解析として、燃料集合体の一部の燃料支持金具近傍（図中黄色点線内部）に着目した解析体系を図 1 左に示す。領域長は、水平方向（$x, y$）に 0.2 m、高さ方向（$z$）に 0.832 m とし、格子点数は 100 × 100 × 832 とした。速度境界条件は、$x$+、$x$−、$y$+、$y$−境界を滑りなし境界、$z$+面を滑り境界、$z$−面を流出境界とした。温度境界条件は、$x$+、$x$−、$y$+、

[1] 経験的なモデルなどに依存せず、物理現象を支配する方程式を忠実に解く手法により事象を評価する考え方
[2] 実物を模擬した詳細な数値解析によって得られる信頼性の高い予測結果

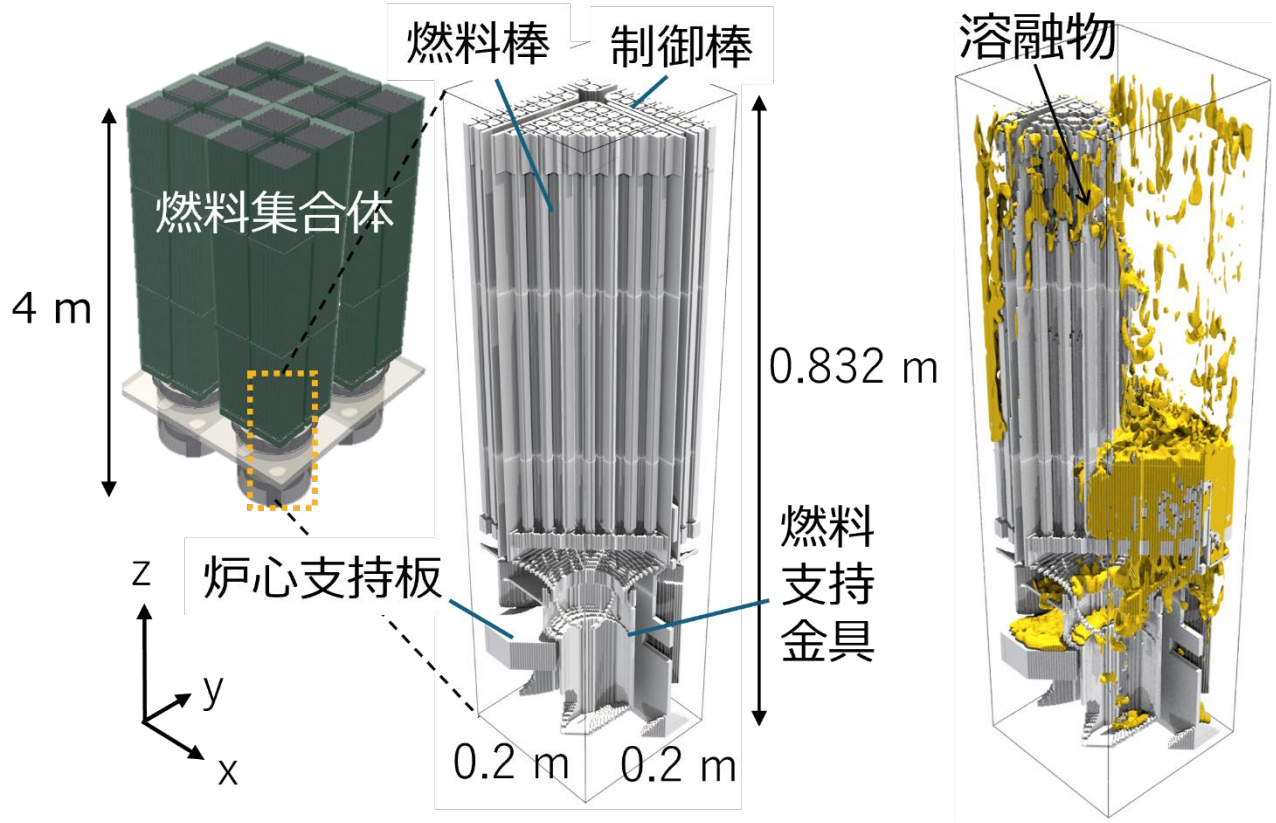



図 1 模擬燃料集合体中の溶融物移行挙動解析結果。解析体系（左）、溶融物分布（右）

*y*−境界を断熱境界、*z*+面および*z*−面をそれぞれ 1600 K および 650 K とした。崩壊熱は $10^6$ W/m$^3$ とし、異なる固体界面間（例えば制御棒材であるステンレス鋼と中性子吸収材との間）で生じる共晶反応および水蒸気酸化反応を考慮した。

図 1 右の黄色部分は溶融物分布を示し、炉心支持板上や燃料支持金具内部へ移行する挙動が確認できる。また、制御棒が位置した領域はほぼ全て溶融していることが分かる。これは、制御棒の材料であるステンレス鋼と中性子吸収材の共晶反応により融点が低下し、制御棒から先行して溶融したためである。本解析結果より、共晶反応、水蒸気酸化反応を考慮し、三次元の複雑な構造物中の溶融移行挙動を安定して解析できることを確認した。

## 4. 定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析

燃料集合体内部の気液二相流の評価で用いられる、二相流モデル、実験相関式評価を目的として、JUPITER の燃料集合体内部の気液二相流への適用を進めている。JUPITER の燃料集合体中における気液二相流解析の実現性を調べるために、4×4 模擬燃料集合体中の気泡流解析を実施した [7]。図 2 左に示すよう

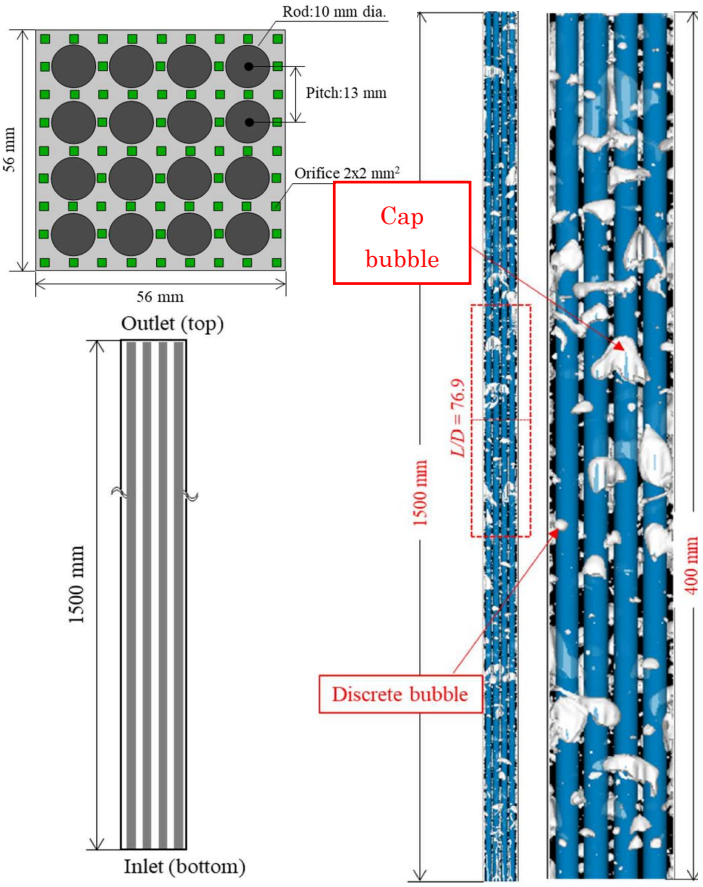



図 2 模擬燃料集合体中の気泡流解析結果 [7]。計算体系（左）、気泡分布（右）

に、計算領域の長さは、水平方向にそれぞれ 56 mm、高さ方向に 1500 mm とし、格子幅は 1 mm とした。計算体系下部の緑色の流入口から空気を流入させ、その周囲から水を流入させた。上部境界は流出境界、水平方向速度境界条件は滑りなし条件とした。なお、本解析では気泡流挙動のみに着目し、断熱体系として相変化は考慮していない。

既往の実験結果 [8] と同じ見かけ流速（空気 0.034 m/s、水 0.1 m/s）で流入させた時の解析結果を図 2 右に示す。図より、実験結果と同様に分散気泡およびキャップ状の気泡を確認した。実験では、気泡径は解析結果よりも小さい。また、実験における気泡流の方が、解析結果よりも気泡の分散傾向が強いことが分かった。これらの原因として、主に以下の原因が考えられる。

1. 気相の流入境界条件の再現度：実験体系の領域を計算体系と同一の領域で比較する場合、実際の気相流入箇所は不規則であり、その個数および流量は時間的に変動する。一方、解析では規則的に配置された流入口の全てから気相を一定流量で流入させているため、形成される気泡の大きさなどに影響した。
2. Volume Of Fluid (VOF) 法による界面挙動評価の特性： VOF 法では同一の計算セル内に複数の界面の存在を許容できないなどの問題により、実際と比較して気泡の接合が過大となる可能性があり、実際は接合せず分散した気泡流となる条件においても、解析では気泡が接合して比較的大きな Cap bubble が形成された。

## 5. 課題と今後の展開

機構論的解析結果を参照解として利用するためには、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある。SA 時の事象については、個別事象に対する妥当性確認に加え、種々の事象が複合された条件での妥当性確認が重要である。これに対して JAEA では、Sandia National Laboratories で実施された Ex-Reactor2-1 (XR2-1) 試験 [9] および JAEA で実施された Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) 試験装置による制御棒溶融挙動試験 [10] を対象とした妥当性確認解析を実施している。

過酷事故時には溶融物の移行挙動に加え、溶融物の移行経路および蓄積挙動に影響を与える構造物の変形も重要な事象である。これに対しては、現在 JAEA において、構造解析が可能な有限要素法と JUPITER を連成させた解析プラットフォームの開発を進めている。

気液二相流解析に対する妥当性確認については、CFD 解析で得られる高解像度かつ瞬時・局所の界面形状および速度場に関わる詳細３次元データが極めて少ないといった課題がある。CFD 解析結果との比較対象として有効な妥当性確認のための試験データ取得、取得のための計測・データ処理技術の開発が必要であるとともに、界面形状データなどの比較方法、計算結果を「妥当」と判断する基準も含めて、計算結果妥当性を確認するための方法論の提示が対応すべき課題である。

気液二相流解析手法においては、界面の接合、分離が過大に評価される可能性があることや、界面捕獲計算手法として、数値拡散を抑制する機能が十分ではないことが課題としてあげられる。界面の接合などに関する課題については、気泡 1 つ 1 つを個別に定義することこのような課題に対応できる、Multi-phase 法を適用した気液二相流解析[11]が試みられている。また、数値拡散の抑制に関しては、計算効率を維持しつつ数値拡散を抑制できる新たな手法の開発を進めており、これらの手法の適用性を確認していく予定である。

## 6. まとめ

研究機関における CFD 解析の現状として、JAEA が開発している JUPITER を SA 事象および燃料集合体気液二相流解析に適用した事例を紹介した。CFD 解析を原子炉熱流動現象に適用する際、解析手法・結果の妥当性を確認する必要があり、ここで示した解析手法そのものに対する課題だけでなく、妥当性確認としての条件を満たす実験データ取得に関する課題も解決する必要がある。これらについては、数値解析技術に加え、実験、計測技術の発展も不可欠であり、研究機関だけでなく関係各位と協力した取り組みが重要である。

## 参考文献

[1] Modular accident analysis program (Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute (EPRI)). 2012.MELCOR,

https://www.sandia.gov/MELCOR/

[2] MELCOR, https://www.sandia.gov/MELCOR/

[3] Ujita, H., Satoh, N., et al., “Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project,” J., Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999)

[4] H. Chitose, A. Hotta, et al., “Improvement of Predictive Accuracy on Subchannel Analysis Code (NASCA) for Tight-Lattice Rod Bundle Tests: Optimization of UEDA's Entrainment Model Parameter and Cross Flow Model Parameters,” Proc. ICONE14, July 14-20, Miami, FL, USA, ICONE14-89407 pp.423-428 (2006).

[5] S. Yamashita, T. Ina, et al., “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors,” Nucl. Eng. Des., 322, 301-312 (2017).

[6] C.W. Hirt, B.D. Nichols, “Volume of fluid (VOF) method for the dynamics of free boundaries,” J. Comput. Phys., 29, 201-225 (1981).

[7] A. Ono, S. Yamashita, et al., "Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated bundle," Mech. Eng. J., 7, 19-00583 (2020).

[8] Q.Y. Ren, L.M. Zhou, et al., "Measurement of subchannel void fraction in 5x5 rod bundles using an impedance void meter," Meas. Sci. Technol. 29, 104004 (2018).

[9] R.O. Gauntt, L.L. Humphries, et al. "Final Result of the XR2-1 BWR Metalic Melt Relocation Experiment," NUREG/CR-6527 SAND97-1039 (1997).

[10] A. Pshenichnikov, et al., "Features of a Control Blade Degradation Observed In Situ during Severe Accidents in Boiling Water Reactors," J. Nucl. Sci. Technol., 56, 440-453 (2019).

[11] K. Sugihara, et al., "A study of pahse-field parameters in gas-liquid two-phase flow problems," Proc. of 15th WCCM-APCOM Yokohama, Japan (2020).

---

*Susumu Yamashita[1]

[1]JAEA

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

# 熱流動 CFD 技術の進展
Thermal Hydraulics Division

## （3）企業における CFD 技術の進展　－原子炉容器の圧力損失評価への適用－

(3) Progress of CFD in Industry - Application to Reactor Vessel Pressure Loss Evaluation -

*緒方　智明[1]，岡野　匡哲[2]，坂本　裕之[3]，竹内　淳一[1]
[1]三菱重工，[2]NDC，[3]NSE

### 1. はじめに

近年、コンピュータ性能の向上に伴い CFD 技術が進展しており、原子炉容器等を対象とした大規模な解析が可能となっている。これまで、原子炉容器及び炉心の熱流動設計は流動試験を中心に発展してきたが、今後は流動試験に替わり CFD 技術を活用することが期待される。

本稿では、原子炉容器内で発生する圧力損失の評価に CFD 技術を適用した例を紹介する。PWR における原子炉容器の圧力損失は 1 次系流量を決める重要なパラメータであり、従来は流動試験を基に決定していた。この圧力損失の評価を CFD 技術に代替することで費用及び期間を低減することが可能となる。

### 2. 原子炉容器入口ノズルの圧力損失評価手法の検討

原子炉容器の圧力損失に占める割合が比較的大きい入口ノズルの圧力損失（低温側配管からダウンカマへ流入する際に生じる圧力損失）に対する評価手法を検討した例を示す。

#### 2.1　評価手法の検討手順

評価手法の検討手順を図　1 に示す。はじめに、原子炉容器の圧力損失を評価する上で重要となる現象を抽出し、試験計画および解析モデル作成計画を立案した。

次に、流動試験を実施し、CFD モデルの妥当性を確認するためのデータを取得した。ここで、原子炉容器全体を模擬した大規模な試験では可視計測等が難しく、費用がかかることから、原子炉容器を部分的に模擬した要素試験を実施した。

並行して、要素試験の供試体を対象とした CFD 解析モデルを作成し、試験結果との比較により精度を確認した。CFD の精度が十分でない場合、解析格子を再分割することで精度の向上を図った。

最後に、設計案の選定では多数回の解析を実施する必要があることから、上記で精度向上を図った解析結果を参照解とし、解析負荷の低減を図った。

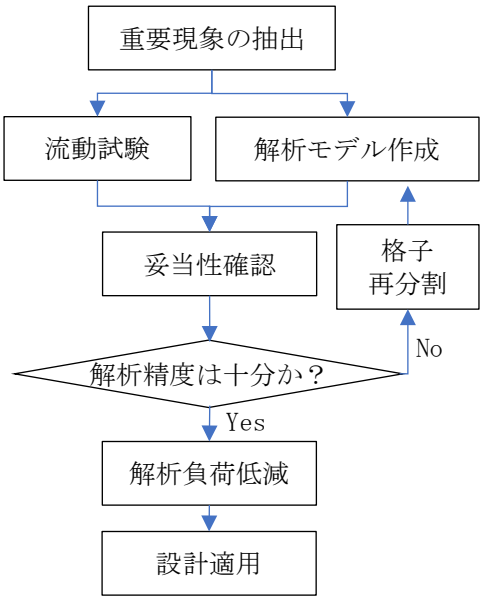



図 1　評価手法の検討手順

#### 2.2 流動試験

CFD モデルの妥当性を確認するため原子炉容器の低温側配管からダウンカマを要素的に模擬した流動試験を実施した。原子炉容器の入口ノズルの流れ及び試験装置の概念図を図 2 に示す。ここで、Particle Image Velocimetry（PIV）計測を容易にすることを目的とし、原子炉容器のダウンカマを二重円管から平行平板のチャンネル流路に単純化した。また、慣性力が支配的な流れであることから実機と上下を反転した体系とした。

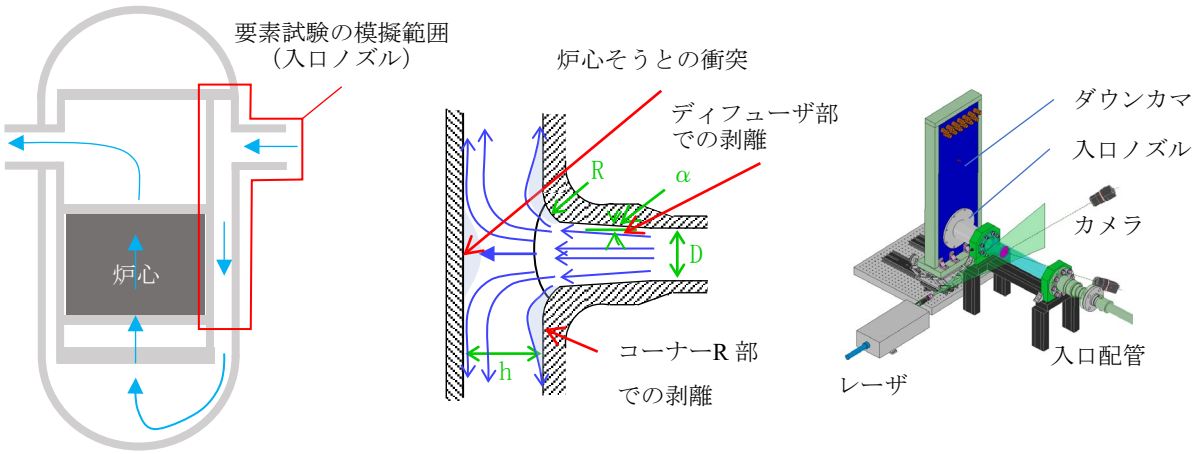



**図 2　原子炉容器の入口ノズルの流れ及び供試体の概念図**

入口ノズルの圧力損失を評価するうえで重要となる現象としてディフューザ部での剥離、コーナーR 部での剥離及び炉心そうとの衝突が抽出されており、これらの現象に対して大きな影響を与える構造因子としてディフューザ形状（α）、コーナーR 形状（R）及びダウンカマ幅（h）が抽出された。したがって、これらの構造因子をパラメータとし、圧力損失及び流速分布を計測した。図 3 に PIV 計測の様子及びダウンカマの垂直断面に対する PIV 計測結果の例を示す。

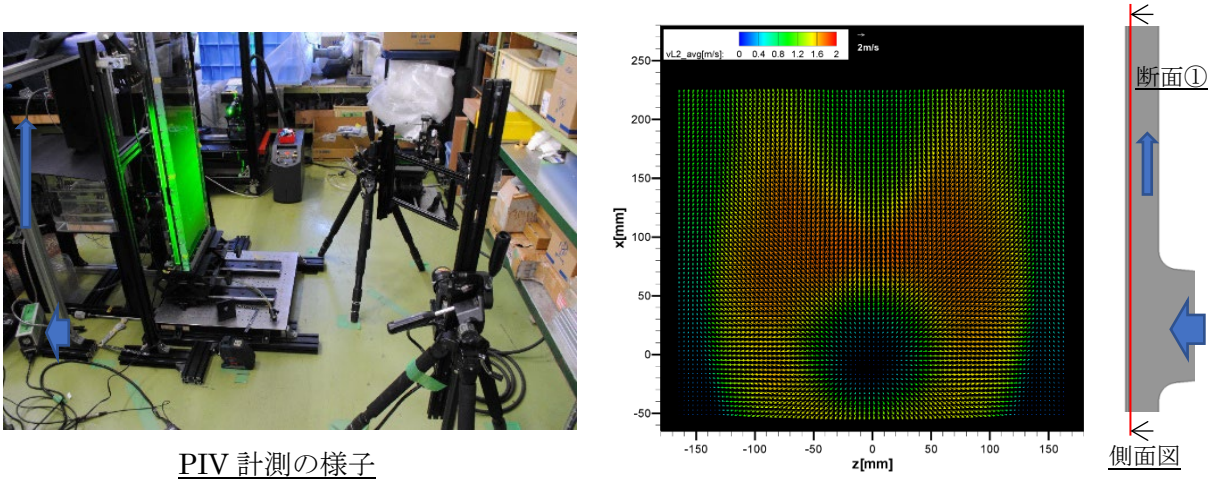



**図 3　PIV 計測の様子及び計測結果**

### 2.3 解析モデルの精緻化

要素試験の供試体を対象とした解析モデルを作成し、Large Eddy Simulation（LES）及び Detached Eddy Simulation（DES）モデルによる解析を実施した。図 4 に CFD 解析格子の概要図を示す。円管上流を入口境界とし、PIV 計測により取得した円管断面の流速分布を与えた。また、チャンネル部下流（ダウンカマ）を圧力一定の出口境界とした。

解析格子の作成においては、壁面から第 1 層目の格子の y+を 1 程度とし、伸長比が 1.2 となるよう粘性底層～遷移境界層にレイヤーメッシュを配置した。レイヤーメッシュ以外の領域を一律に詳細化すると計算負荷が高くなることから、コロモゴロフスケール等の乱流量を基に格子を再分割し、必要な領域に格子を集中させることで格子数の低減を図った。図 5 に DES による解析結果の例を示す。

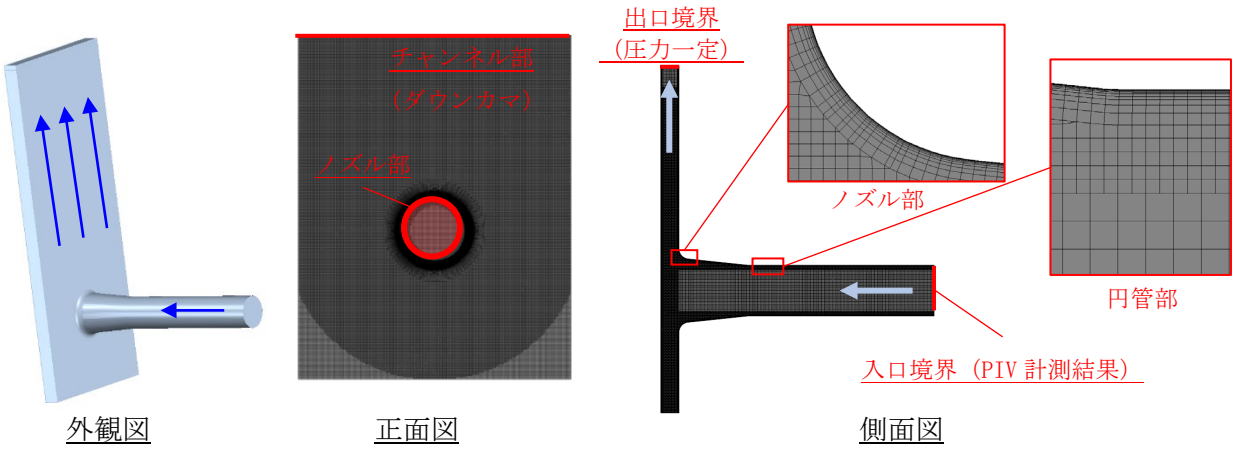



図 4　CFD 解析格子の概要図

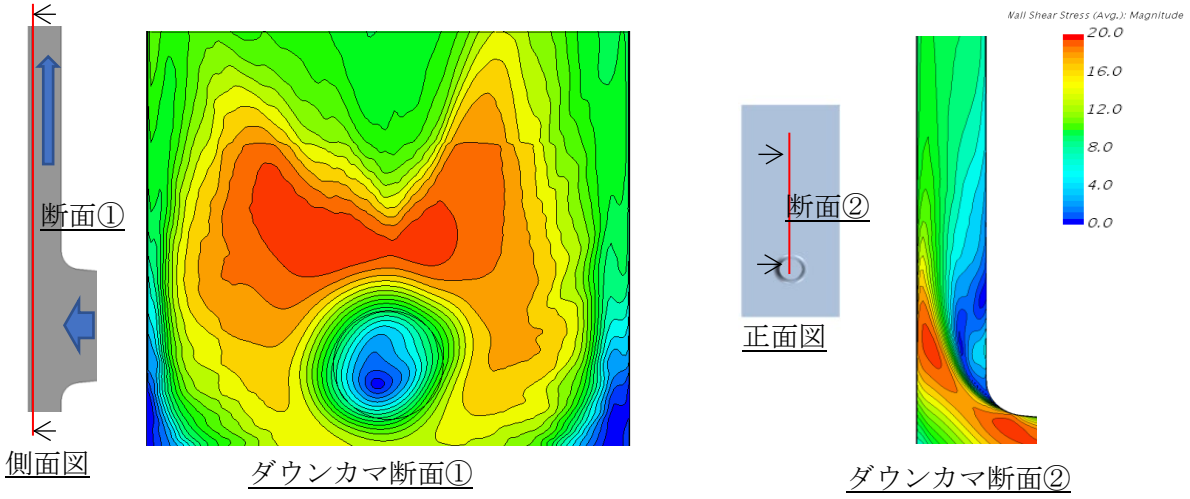
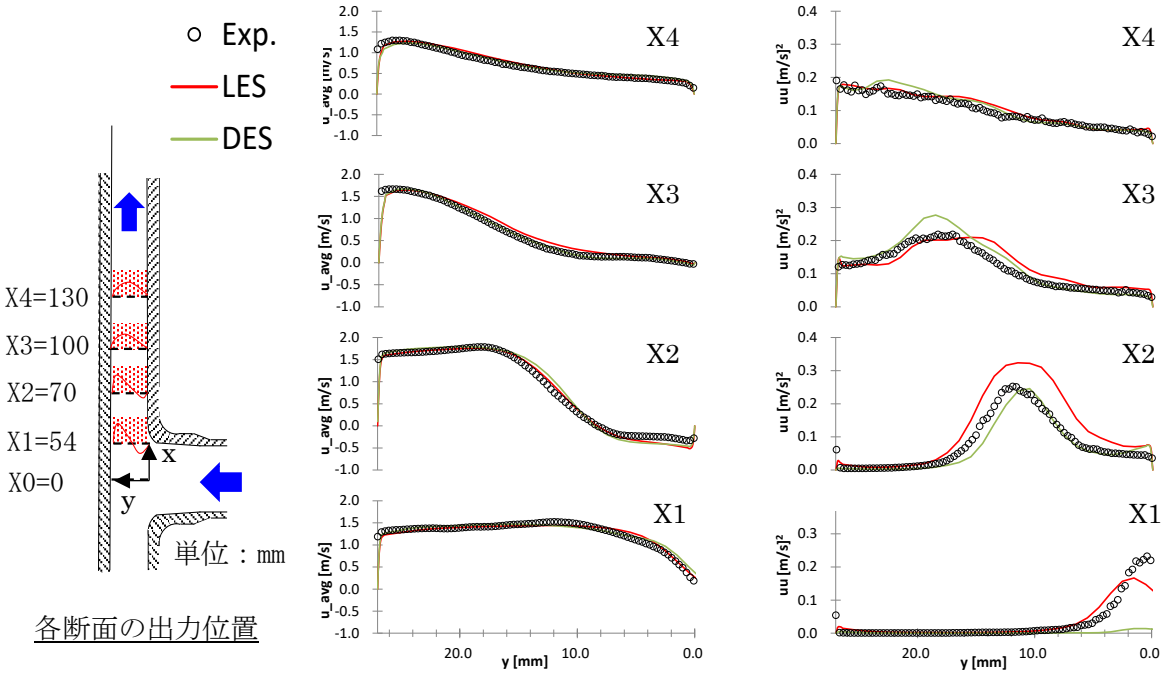



図 5　CFD 解析結果（DES モデル）

主流方向の流速分布及び乱流エネルギーについて要素試験と CFD の比較を図 6 に示す。流速分布は、解析と要素試験で良い一致を示していることが分かる。また、乱流エネルギーは、LES では断面 X2 においてやや過大評価しているが、概ね良い一致を示している。一方、DES による乱流エネルギーは断面 X1 において過小評価しているが、下流においては良い一致を示している。この要因として、DES では剥離による乱れの発生が遅れ、断面 X1 よりやや下流から乱れが生じたことが考えられる。

表 1 に CFD による入口ノズル部の圧力損失の評価精度を示す。ここでは、後段で実施した計算負荷低減後の Reynolds Averaged Navier Stokes（RANS）による結果も併せて示す。DES による圧力損失の評価結果は流動試験と良い一致を示しているが、LES は最大で 30%の過小評価となっている。この要因として、LES では壁面近傍の格子分割が不十分であることから、壁面のせん断応力を過小評価したことが考えられる。一方、DES を使用した場合、壁面近傍に RANS モデルが適用されることから、現状の格子分割でもせん断応力を妥当な大きさに評価できている。これらの解析結果から、後段の解析負荷低減においては DES による解析結果を参照解として用いることとした。




各断面の出力位置　　流速　　乱流エネルギー

**図 6　CFD と要素試験の比較**

**表 1　入口ノズルの圧力損失に対する CFD の評価精度**

| | パラメータ | | CFD の評価精度（%） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | R/D | h/D | LES | DES | RANS | |
| | | | | | デフォルト | （調整後） |
| 基本条件 | 0.2 | 0.36 | -20% | -0.2% | 0.7% | ― |
| R 小 | 0 | 0.36 | -5.4% | 0.0% | 5.6% | ― |
| R 大 | 0.4 | 0.36 | -30% | 3.6% | -10% | -5.1% |
| h 小 | 0.2 | 0.27 | -24% | -3.0% | 2.7% | ― |
| h 大 | 0.2 | 0.45 | -18% | -1.4% | -8.8% | -4.2% |

※ D は供試体の配管内径

### 2.4 解析負荷の低減

DES 等の非定常解析は精度が良い一方で計算負荷が高く、設計案の選定のように多数回の解析を実施するには不向きである。したがって、DES による解析結果を参照解とし、計算負荷が低い RANS を用いた解析モデルを構築した。ここで、原子炉容器の入口ノズルでは流れが炉心そうと衝突し、乱れの非等方性が強いことから、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルを適用した。

RANS モデルによる解析結果と試験結果との比較は表 1 に示す通りであり、実機と同等の形状である基本条件、コーナーR 及びダウンカマ幅 h が小さい場合は 5%程度で評価できていること分かる。しかしながら、R 及び h が大きい場合は最大で 10%の過小評価となっている。

この要因として、RANS モデルの一般的な特徴である剥離流における渦粘性の過剰生成が考えられる。つまり、低温側配管からダウンカマに流れ込む際に剥離が生じ、この剥離により渦粘性が過剰に生成されることで流線が滑らかになり、圧力損失が過小評価されたと考えられる。このため、乱流パラメータを調整し、渦粘性の生成を抑えることにより、R 及び h が大きいケースに対して－5%程度の精度で圧力損失を評価できるようになった。

### 3. 実機体系への適用による妥当性確認

原子炉容器の入口ノズルと同様に下部プレナムに対しても解析モデルの構築を図り、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルにより±5%程度の精度で圧力損失を評価できることが分かった。したがって、標準 PWR プラントの低温側配管から下部プレナムを模擬した供試体を対象に解析を実施し、実機体系に対する解析精度を確認した。

図 7 に原子炉容器の圧力損失に関する試験結果と解析結果の比較を示す。CFD により原子炉容器の圧力損失係数を±5%程度で評価できており、要素試験を基に構築したモデルを実機体系に適用した場合であっても圧力損失係数を精度よく評価できることを示すことができた。

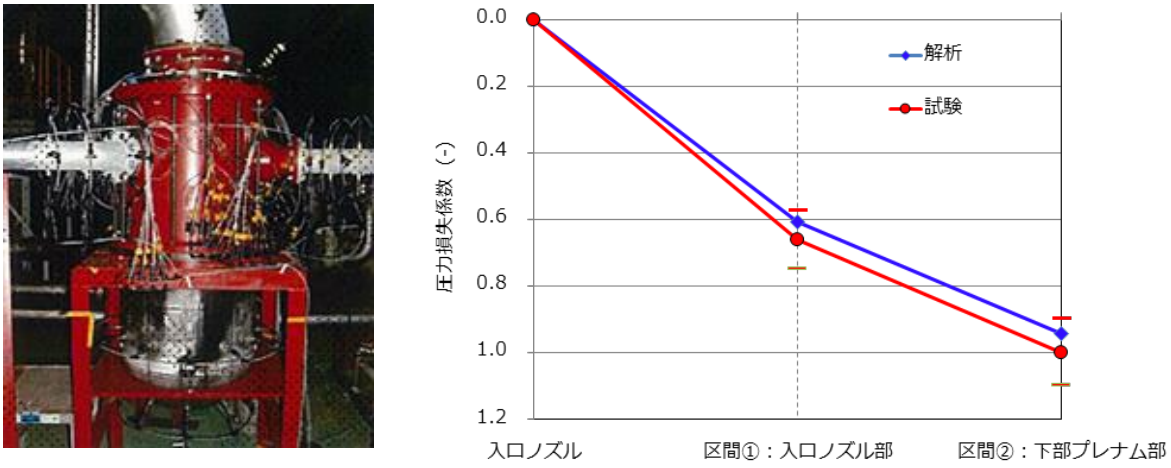



**図 7　試験結果と解析結果の比較**

### 4. まとめ

原子炉容器の圧力損失の評価に CFD 技術を活用することにより設計費用及び期間を低減することを目的とし、図 1 の手順に従い原子炉容器の圧力損失評価手法を検討した。その結果、入口ノズルから下部プレナムまでの圧力損失を±5%程度の精度で評価できる CFD モデルを構築することができた。

しかしながら、本検討を通じ、壁面近傍の取扱い、効率的な格子生成、乱流パラメータ調整及び計算負荷低減に関する課題が残された。

コンピュータの性能が向上した現時点でも LES は計算負荷が高く、特に、壁面近傍の格子不足が懸念される。したがって、壁面近傍を適切に取り扱えるモデルを開発するとともに、適合格子細分化法（Adaptive Mesh Refinement：AMR 法）等を用いた計算負荷の低減が必要である。また、LES 解析や可視化計測により得た 3 次元データを基に乱流パラメータを調整する場合、データ同化を活用することで客観的、かつ効率的に乱流パラメータを決定することができる。更に、計算負荷の低減においては、AI を活用したサロゲートモデルにも期待できる。

安全性が重視される原子力プラントの設計に CFD 技術を適用する場合、高い評価精度と計算負荷の低減の両立が要求される。これらの相反する要求を両立させ、CFD 技術を更に進展させるには、上記の課題解決に向け、適合格子細分化法（Adaptive Mesh Refinement：AMR 法）、データ同化、サロゲートモデル等を組み合わせた実用的な評価ツール及びガイドライン策定が望まれる。

*Tomoaki Ogata[1], Masaaki Okano[2], Hiroyuki Sakamoto[3] and Junichi Takeuchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]MHI Nuclear Development Corporation, [3]MHI NS Engineering Co., Ltd.

2024年秋の大会

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

# 熱流動 CFD 技術の進展
Progress of CFD in Nuclear Thermal Hydraulics

# （4）ナトリウム冷却高速炉開発における熱流動 CFD 技術の展開

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

*田中 正暁[1]
[1]原子力機構

## 1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）におけるナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の開発では、「常陽」、「もんじゅ」、JSFR を含む実証炉及び実用炉に対し、機構外で開発された解析コードの導入と併せて、数々の熱流動解析コード（熱流動 CFD 技術）の開発整備が行われてきた。例えば（以下、派生、関連コード含めた代表名称）、プラント動特性解析コードに関し、「常陽」の開発では「MIMIR」(1)、「もんじゅ」の開発では「COPD」(2) 及び「HARHO-IN」(3) が整備され、これらを統合して「Super-COPD」に発展した (2)。また、汎用熱流動解析コード「AQUA」(4)、燃料集合体熱流動解析では、サブチャンネル解析コード「ASFRE（単相流）」(5) 及び「SABENA（沸騰 2 相流）」(6)、更に有限要素法を用いた詳細熱流動解析コード「SPIRAL」(7) が開発された。安全分野では、高速炉安全解析コード「SIMMER」(8)、蒸気発生器での Na－水反応現象に対応する「SWACS」(9) や「SERAPHIM」(10)、Na 燃焼解析コード「SPHINCS」(11)、格納容器安全解析コード「CONTAIN-LMR」(12)、等々の開発整備が進められた。また、「常陽」新規制基準対応では、Super-COPD を主軸として、局所閉塞事象に ASFRE、BDBA 評価に SAS、SIMMER、Super-COPD（デブリモジュール）、並びに商用 CFD コード「FLUENT」等が使用された (13)。現在、原子力機構では、民間で実施する SFR を含む革新炉システムの開発を支援するため、前述の解析コード群や解析経験を含む既往知見を技術基盤として整備し、これを最大限活用した設計検討や安全評価を実現する統合評価手法「AI（Artificial Intelligence）支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」の開発を進めている (14)。

本報では、今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、「戦略ロードマップ」（2022 年 12 月 23 日改訂）に基づいて 2024 年度から 5 年間で進められる実証炉の概念設計への ARKADIA で整備する熱流動 CFD 技術含む解析評価技術基盤の適用 (15) について概説する（ただし、本報では安全分野を除く）。

## 2. 実証炉開発への熱流動 CFD 技術の適用

### 2-1. 統合評価手法「ARKADIA」の開発

図 1 に ARKADIA のシステム構成の概念図を示す。ARKADIA は、3 つのサブシステム（最適化を含む設計検討を支援する「評価支援・応用システム（EAS）」、プラント挙動を解析する「仮想プラントライフシステム（VLS）」、SFR をはじめとする原子炉開発の知見を集約した「ナレッジマネジメントシステム（KMS）」）で構成され、「AI 支援プラットフォーム（ARKADIA-Platform）」にて統合及び制御される (14)。また、AI 技術（関連技術含む）の導入による機能高度化や知識ベースの拡充を行うとともに、安全性、経済性等に関する様々な開発目標に対して、プラント概念創出や炉システムの設計支援を行い、設計及び開発プロセスの変革を目指している。様々な機能を有する ARKADIA 開発については、2023 年度までは、設計検討に軸足を置いた「ARKADIA-Design (16)」、安全性評価に軸足を置いた「ARKADIA-Safety (17)」、知識ベースの構築に軸足を置いた「ARKADIA-KMS (18)」を個別に整備し、2024 年度以降、ARKADIA-Platform の下にこれらを統合し、個別機能の強化及び拡充と併せて、一つの ARKADIA を整備していく計画である。

図 2 に、本報で対象とする ARKADIA-Design の構成イメージを示す。ARKADIA-Design では、「統合インターフェース（PSSP）」(19) で EAS、VLS、KMS を結合（連成、連携）する。PSSP は、汎用性の高い Python 言語で作成されたスクリプトで、複数の解析コード等を結合することが可能であり、上位の ARKADIA-Platform に接続する。

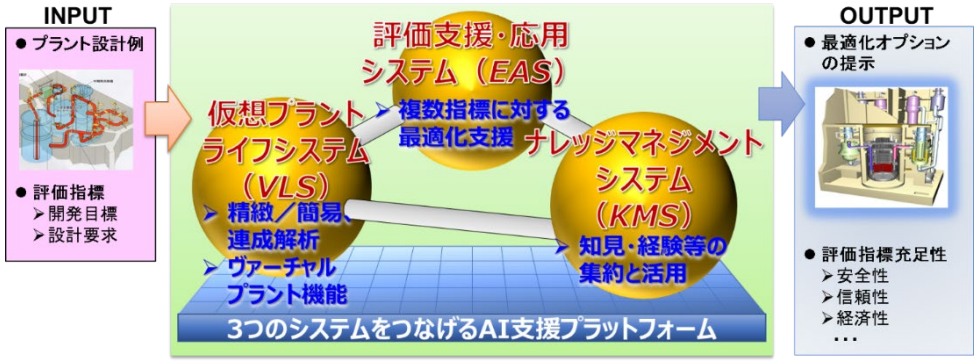



図 1　ARKADIA の構成イメージ

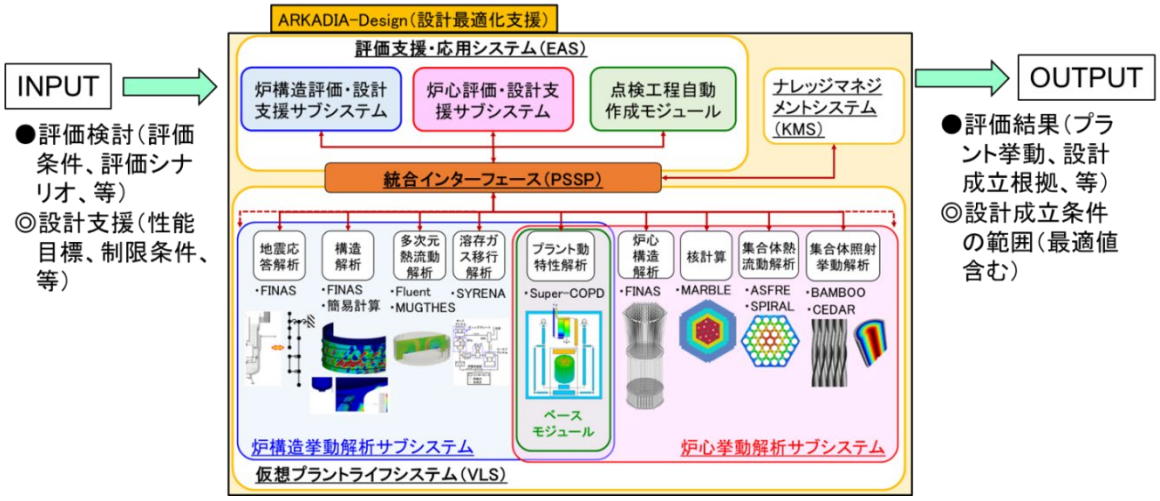



図 2　ARKADIA-Design の構成イメージ

### 2-2. マルチレベルシミュレーション技術

ARKADIA-Design の VLS では、ユーザの目的に応じて詳細度の異なる解析モデルを組み合わせるマルチレベル（ML）シミュレーション技術 [19] を基本とする。ML シミュレーションは、図 2 の下層にある VLS に格納する解析コード群の中から、特定の解析コードを単独で、あるいは複数分野（マルチフィジックス）や複数スケール（マルチスケール）の解析コードを PSSP で結合及び制御して解析することになる。ML シミュレーションでは、連成解析であっても使用する個々の解析コードは独立しており、それ単独で、解析モデルの改良やメンテナンス、バージョン管理を行えばよく、解析コードの管理が比較的容易となる。複数の解析コードを連成する場合、物理現象の再現性、収束性及び保存性の観点で、個々の解析コードに対する検証と妥当性確認（V&V: Verification and Validation）の実施はもちろんのこと、連成解析時の物理現象等の受け渡しに問題がないこと（連携機能の Verification）、連成解析結果の妥当性（Validation）について確認しておく必要がある。現在、この V&V 実施手順の具体化とマニュアル化を検討している。

### 2-3. 実証炉開発への ML シミュレーション技術の適用

安全性強化、開発コスト低減、運用時の経済性向上等を考慮した実証炉を実現するためには、開発プロセスの合理化を含めた変革が必要である。従来のような、個別現象（課題）に対応した解析コードを用い、機器間あるいは現象間の相互作用の不確かさを包絡する保守的な境界条件を設定した解析評価ではなく、ML シミュレーション技術を駆使してプラントの全体挙動を予測し、プラント設計に反映することができれば、機器毎のモックアップ試験や、システム特性を把握する大規模な総合試験等をシミュレーションで代替することにより、開発コストを大幅に低減し、開発過程の合理化を実現できる。例えば、タンク型炉である実証炉では、従来のループ型炉（JSFR 等）に比べて、原子炉容器（RV）の直径が大きく、炉容器内部では熱流動現象の多次元性が強くなる。プラント全体挙動の把握を対象にプラント動特性解析コード単独で解析評価を行

う場合、プレナム内の多次元的な熱流動現象を 1 次元モデルに縮約した解析モデル（例えば、多領域モデル等）の利用が考えられる。また、RV 内の炉心部及び上／下プレナム部（ホット／コールドプレナム（H/CP）部）を多次元解析モデルとし、RV 内の 1 次熱輸送系に含まれるポンプ、中間熱交換器（IHX）、崩壊熱除去系等の機器及び 2 次熱輸送系以降の機器等をプラント動特性解析モデルとして連成させることにより、RV 内の局所的な熱流動現象と併せ、プラント全体の熱流動挙動を同時に把握することが可能となる。このとき、RV の多次元解析、あるいはプラント動特性解析との連携解析により、プラント過渡時も含めた RV 内の詳細な熱流動挙動等の情報を取得し、物理現象に関する根拠を得て、縮約モデルを構築することができる。

共通基盤技術として、図 2 の下層の VLS の中央に配置するように、SFR プラントの設計検討及び安全評価（主に DBA まで）で用いるプラント全体挙動を評価するための解析コード（ベースコード）として、Super-COPD の整備を進めている。

炉心分野では、燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026 年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、炉心挙動解析技術の整備を実施している。燃料集合体サブチャンネル解析コード ASFRE は、FAIDUS 集合体（切り欠き位置：コーナー、中央）の熱流動解析及び局所閉塞事象の評価に適用可能となるよう整備を進めている。固有安全による自己制御性評価を含む炉心冷却性評価を実施するために炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」（核計算（MARBLE）／炉心熱流動解析（ASFRE、Super-COPD、CFD）／炉心変形解析（FINAS）の連成解析）[20] と、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」（燃料集合体内熱流動解析（ASFRE）／燃料ピン変形解析（BAMBOO）／燃料挙動解析（CEDAR）の連成解析）[21] を整備している。また、最適化を含む炉心設計支援として、炉心仕様を検討する「炉心設計解析手法」（核計算（MARBLE）／燃料集合体熱流動解析（ASFRE）／燃料健全性評価（EZLIFE）の連携）、炉心設計解析で暫定される炉心仕様条件の下、プラントの安全評価を実施する Super-COPD との連携解析手法を整備している [22]。

原子炉構造分野（熱流動、構造）では、RV 内の熱流動解析と構造解析を組み合わせた、機器・構造設計の支援を可能とする解析機能の整備を行っている。実証炉においては、崩壊熱除去系として、AOO 及び DBA 対策にホットプレナム（HP）内に冷却器を浸漬させた DRACS（D-DRACS）と 2 次熱輸送系を共有する IRACS、DEC 対応に HP と CP を接続する貫通型 DRACS（P-DRACS）の採用が検討されている [23]。崩壊熱除去時には、D-DRACS からの低温 Na と高温の炉心部との相互作用に加え、IHX から CP に供給される低温 Na による炉心熱流動挙動を把握する必要がある。このため、詳細な RV 内の熱流動解析のため、「原子炉容器内多次元熱流動解析手法（RV-CFD）」[24] を整備している他、機器間の相互作用を考慮するため、Super-COPD によるプラント全体挙動と RV-CFD による局所的な熱流動挙動を一度に解析できる連成解析手法を整備している。商用 CFD コードでは、流体計算だけではなく、体系内の構造部を含めた解析モデル（メッシュ）を設定することができ、共役熱伝達を考慮した流体－構造熱連成解析が可能である。構造表面近傍や構造内部の温度分布の情報を抽出して、構造解析コード（FINAS）と連携することで、流体と構造との間に保守的な境界条件を設定することなく、直接的に熱応力評価を実施する機能整備を進めている。

RV 内における流動適正化評価技術として、炉心での気泡通過による出力変動や IHX での伝熱劣化を防止するため、HP 内の自由液面からのカバーガス巻込み評価が必要となる。本課題に対し、HP 内の流動場の情報（流速分布）を得るための CFD 解析手法と、流速分布から、ガス巻込みの有無及びガス巻込み量を評価するツール（StreamViewer）[25] の整備を実施している。

**2-4. 安全審査への適用**

現在、実証炉の安全審査対応について、先行例となる「常陽」新規制基準対応の経験を踏まえ、高速炉メーカーと協働で、評価シナリオとその解析に必要な解析コード等の具体化を検討しているところである。なお、解析コード等の適用性の確認では、「常陽」新規制基準対応での実績、原子力学会の標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」[26] 及び「統計的安全評価の実施基準：2021」[27] に整合する EMDAP[28] の実施手順を基本とし、PIRT による評価シナリオにおける重要現象及び解析モデルの特定と V&V を実施する。「常陽」新規制基準対応では、事故事象（ULOF、LORL、PLOHS）の評価に商用 CFD コード（FLUENT）を適用した。このとき、FLUENT の適用にあたっては、内作コードと同様に、PIRT の実施と、

重要現象と必要な解析モデルの特定を行い、Verification として、CFD コードのベンダーが整理している検証事例 [29] にて解析モデル（使用モデル）の検証の有無の確認と、一部については内作による検証を実施した。また、Validation として、評価シナリオに含まれる重要現象に適用する解析モデル（乱流モデル等）を含む解析実績等を調査し、妥当性（個別効果）を確認するとともに、原子力機構で実施したナトリウム試験（PLANDTL）を対象とした試験解析により妥当性（総合効果）を確認した。今後の実証炉の安全審査に向けて、評価シナリオとの特定と関連する妥当性確認問題の設定、使用する解析コードのバージョンと解析モデル等の固定を前提として、解析結果（妥当性確認としての実績）を第 3 者の審査を経た成果物として蓄積することも妥当性及び適用性を説明する重要な根拠になると考える。また、一連の解析は、品質保証ガイドライン [30] 等に従って実行され、解析品質を十分に確保する必要がある。

## 3. ナレッジ連携解析（熱流動 CFD 技術の資産化）

今後、高速炉開発経験者の減少や、解析経験者（IT 技術者）の減少に伴う、人材教育、知識継承への対応が重要となるであろうことが容易に予想される。そこで、解析経験の属人化を防ぎ、多数の解析経験を積極的に高速炉開発関係者間で共有できる仕組み作り（解析経験の資産化）を進める必要がある。

図 3 に KMS と VLS との連携（KMS－VLS 連携）[31] の全体構成の概要を示す。KMS－VLS 連携では、解析条件の設定から、EAS にて KMS から必要な情報及び知識（ナレッジ群）を収集して解析コードの入力データを作成して VLS で解析を実行し、VLS での解析結果は EAS での妥当性判断を含めて新たな経験知として KMS の「解析データベース（解析 DB）」に格納されることになる。このように、解析毎に経験を蓄積し、KMS は自己発展する。ARKADIA の KMS に格納される解析経験について、産業界で導入が進められている SPDM（Simulation Process and Data Management）を参考に、解析経験のナレッジ化（資産化）を目指し、共通資産として活用することで、AI 技術等を活用しながら、膨大な既往知見からの効率的なデータマイニングや、ARKADIA による解析モデルの自動提案など、解析作業の効率化を図る予定である。具体的に、A）から E）までの DB 及び機能を整備する。すなわち、A）KMS－VLS 連携機能：VLS との連携及び KMS 内のナレッジ群を扱うインターフェース、B）施設・試験 DB：解析対象となる施設等の仕様や妥当性確認試験データ等を含む DB、C）解析モデル DB：各種相関式及び各種物性値を格納した DB、D）解析 DB：既往の解析結果（解析条件を含む）を経験知として格納する DB、E）「入力データトレイン」：解析条件に合致する入力データの生成に必要なナレッジ群が配置されたデータファイルを整備する。

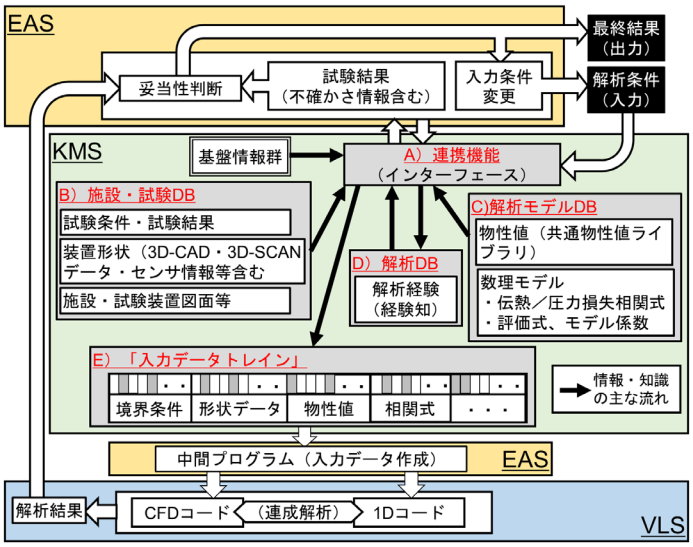



図 3　KMS－VLS 連携の全体構成イメージ

## 4. おわりに

今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、ARKADIA における熱流動 CFD 技術を含む解析評価基盤技術の開発整備を進め、各熱流動解析コードの活用と必要な機能高度化や妥当性確認はもとより、

ML シミュレーション技術を積極的に活用し、ユーザの目的に沿って、複数の解析コードとの結合によるマルチフィジックス・マルチスケールを含めた連成解析手法の実証炉開発への適用を進めていく。ML シミュレーション技術を進化させ、ユーザの目的に応じた必要な詳細度にて、計算機内に SFR プラント全体をモデル化する「プラント全系連携解析手法」[32] の構築を進める。将来的に、これをデジタルツイン技術 [33] に拡張し、資産化した解析経験と合わせて、設計検討段階でのエンジニアリングツインとしてシミュレーションによる設計成立性検討の効率化や、実証炉建設段階や稼働後のデジタルツインとしてそれぞれ性能試験成立性確認やプラント挙動管理などに適用し、SFR プラント開発の革新を目指した開発を進めていく。

**参考文献**

(1) 吉田、黒羽、サイクル機構技報、No.15（2002）、pp.17-26.
(2) 中井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN241 85-12（1985）.
(3) 仲井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN9520 88-019（1988）.
(4) 村松、動燃技法、No.76（1990）、pp.16-26.
(5) 成田、大島、JAEA 研究開発報告書、TN9410 97-104（1997）.
(6) 大洗工学センター安全工学部、（本社）動力炉技術開発部、動燃技報、No.73（1990）、pp.103-111.
(7) H. Ohshima, Y. Imai, Proc. of FR17, June 26‐29, Yekaterinburg, Russian Federation (2017), IAEA-CN245-453.
(8) 山野他、JAEA 研究開発報告書、JNC TN9400 2003-070（2003）.
(9) 浜田、田辺、動燃技報、No.82（1992）p.85-88.
(10) 高田、山口、サイクル機構技報、No.17（2002）, pp.63-74.
(11) A. Yamaguchi, Y. Tajima, Nuclear Engineering and Design, Vol.219 (2003), pp.19‐34.
(12) K. K. Murata, et al., SAND91-1490 UC-610 (1993).
(13) （国研）日本原子力研究開発機構　大洗研究所高速実験炉部、別紙 5（2023）、https://www2.nra.go.jp/data/000442209.pdf
(14) H. Ohshima, et al., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 9 (2023), pp.025001-1-025001-10.
(15) 田中他、日本原学会 2024 秋の大会、9/11-13、東北大学、（2024）、2G14.
(16) M. Tanaka, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00424.
(17) A, Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.413 (2023), 112492.
(18) A. Seki, et al., Procs. of ICONE31, August 4-8, 2024, Prague, Czech Republic, (2024), ICONE31-131784.
(19) 堂田他、第 24 回計算工学講演会、計算工学講演会論文集、Vol. 27（2022）.
(20) N. Doda, et al., Procs. of NURETH-19, March 6 - 11, 2022, Brussels, Belgium, (2022), Log nr.: 35413.
(21) T. Uwaba, et al., Nuclear Technology, Vol.207, No.8 (2021), pp.1280-1289.
(22) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00440.
(23) S. Kubo, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.3 (2020), Paper No.19-00489.
(24) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSNE Mechanical Engineering Journal, Vol.9, No.4 (2022), Paper No.21-00438.
(25) 松下他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京（2023）、A123.
(26) AESJ, AESJ-SC-A008:2015 (2015).
(27) AESJ, AESJ-SC-S001:2021 (2021).
(28) U.S. NRC, REGULATORY GUIDE 1.203 (2005).
(29) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
(30) （一社）日本電気協会、JEAC4111-2021（2021）.
(31) 田中他、日本原学会 2023 春の年会、3/13-15、東京大学、（2023）、1L09.
(32) 吉村他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京（2023）、A134.
(33) 松尾、浅田、シミュレーション、第 40 巻、第 2 号（2021）、pp.59-63.

*Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

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

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

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

[2I_PL01]

Use and uncertainty of findings from PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. TEPSYS)

[2I_PL02]

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL03]

Input information uncertainty in seismic PRA
(1) Hazard analysis

*Masato Nakajima[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL04]

Input information uncertainty in seismic PRA
(2) Fragility analysis

*Ryusuke Haraguchi[1] (1. MHI)

[2I_PL05]

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*Junghoon Ji[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

# PRA から得られた知見の活用と不確実さ

Use and uncertainty of findings from PRA

*櫻本　一夫
株式会社テプコシステムズ

**1. 原子力発電の必要性**

原子力利用の目的は、原子力基本法によると、将来におけるエネルギー資源を確保し、地球温暖化の防止を図り、社会福祉と国民生活の水準向上に寄与することであり、原子力事業は、将来におけるエネルギー資源を確保のために原子力発電を継続し、社会福祉と国民生活の水準向上のために原子力発電による電力を供給するとともに、原子力施設の安全性の向上に不断に取り組むこと等によりその安全性を確保して、原子炉を安全・安定に運転することが求められている。

**2. 原子力発電所の安全性向上**

原子力発電所の安全性は経年的に劣化していくものであり、安全性を維持・向上させていくためには、継続的にリソース（人・金・物・時間等）を投資して対策を講じていく必要があるが、現実にはリソースは有限であるため、安全性の向上に取り組んでいくためには、効果的な対策に必要なリソースを集中させることが重要である。リソースの最適な活用を検討する際においては、対策を実施した場合の効果の違いや対象となる設備の安全上の重要度の違いを把握することが必要となる。これらの違いを把握するためには、決定論的アプローチによる判断だけでは限界があり、パラメータや結果を数値として扱う PRA は、このような違いを把握するための効果的なツールである。

**2. リスク評価と不確実さ**

リスク管理は今後想定されるリスクを防止・抑制するために事前に備えておくことであり、未来に起こりえるリスクに対しての備えであるため、そのリスクには不確実さが存在する。

決定論的アプローチは、保守的な仮定の下に、コンセンサスの取れたルール・基準に対してリスクの有無を判断する方法であり、不確実さは保守的な仮定の中で考慮されることから、結果に対して不確実さを扱う必要はない。一方、確率論的アプローチである PRA では、起因事象の発生頻度や機器の故障確率などは数値として扱うため、それぞれに不確実さが内在しており、その結果においても不確実さがある。このため、PRA を利用する場合には、この不確実さが議論となる場合がある。

PRA の結果に影響を与える不確実さの種類とそれらの不確実さを解析ための手法について、NUREG-1855[1]で言及されており、PRA の結果に影響を与える不確実さには①パラメータの不確実さ、②モデルの不確実さ、③完全性の不確実さの３種類あるとされている。

**3. PRA の活用**

我が国ではこれまで、PRA の利用のために多くの課題を抽出し改善してきたが、その結果として“課題が解決できないと PRA が利用できない”という負の認識が定着してしまっており、その一つに不確実さが挙げられる。PRA は原子力発電所の安全性の向上を進めていく上での効果的なツールであり、今後 PRA を幅広く活用を利用していくためには、リスク管理には不確実さがあるという認識をもち、PRA からどのような情報が得られるのか、その情報をどのように使うことができるのか、その情報を使うことでどのようなことが期待・効果が得られるのか、について注目していくことが重要である。PRA から得られる情報とその活用分野の例を表 1 に示す。

*Kazuo Sakuramoto
TEPCO SYSTEMS Corporation

表 1　建物・構築物の現実的耐力に関する不確実さ要因の例

| PRAから得られる情報 | 活用分野 |
|---|---|
| リスク指標<br>・炉心損傷頻度（CDF）<br>・格納容器機能喪失頻度（CFF） | ・プラントのリスクレベルの把握<br>・達成すべきリスクの抑制水準（性能目標）に対する適合性の判断 |
| リスク指標の変化量 | ・変更（設計・保安活動等）に対する実施可否の判断・優先順位<br>・変更（設計・保安活動等）を行った場合の効果の把握 |
| システム・機器のリスク重要度<br>・FV重要度<br>・RAW | ・変更（設計・保安活動等）に対する優先順位（検査・保守管理手法の選定）<br>・安全性向上に向けた改善策の抽出 |
| 事故シーケンスの発生頻度 | ・事象の起こりやすさからの弱点の抽出 |
| 事故シナリオ・カットセット | ・終状態に至る過程での弱点の抽出 |

**参考文献**

1)NUREG-1855, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision-making”, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017.

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

# PRA 用機器信頼性データにおける不確かさの取り扱い方法について

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*吉田　智朗
（一財）電力中央研究所 原子力リスク研究センター

## 1. PRA における不確かさ

我々の住むこの世界には、どのような事象がいつどのように生じるかを完全に予見することはできない、という不確かさが存在する。この不確かさの源となるのが、この世界（自然界）に本質的に存在する偶然的不確かさ（aleatory uncertainty。 “alea”はラテン語で「サイコロ」の意）である。人間は、この世界（自然界）のしくみを理解するために、未解明の事象に対して数学的手法などを用いたモデルを構築し、生じうる事象の予見および制御を可能としてきた。しかしながら、この構築したモデルが世界の真の姿であるという確証はなく、その意味でモデル化の方法やその構成要素には必ず不確かさが含まれるものである。この不確かさは認識論的不確かさ（epistemic uncertainty。 “episteme”はギリシャ語で「知識」の意）と呼ばれ、当該対象に対する人間の知識がない/足りないことに起因する不確かさである。実際に生じた事象を手がかり（エビデンス）にこの認識論的不確かさを低減することが、世界のしくみへの理解を深める一つの方法である。

原子力プラントの安全性評価に使われる PRA は、各種ハザードに対するプラントの応答を、偶然的不確かさとともに分析用にモデル化し、そのモデルの中に存在する認識論的不確かさを、確率論的手法により定量評価するものである。これにより、プラントで起こり得る様々な事象とそれらによる人と社会への影響に関する知見を得る。

## 2. PRA 用機器信頼性データにおける不確かさ

PRA 用プラント構成機器の信頼性データを収集・推定するにあたって生じる不確かさの種類と PRA での扱いについて図 1 に整理した。代表的な故障事象として継続運転失敗とデマンド起動失敗を対象とした。

| 【継続運転失敗事象】 | 【起動失敗事象】 | 不確かさ種類 (PRA での扱い) |
|---|---|---|
| ・継続運転失敗事象かどうか？ | ・起動失敗事象かどうか？ | 認識論的 |
| （判定基準を含む）工学的判断 | （判定基準を含む）工学的判断 | (PRA での扱い) |
| ・継続運転中いつ故障するか予見できない<br>・$T$時間に$N$回故障…$N$の数を予見できない | ・どの起動デマンドで起動失敗するか予見できない<br>・$D$回起動デマンドで$K$回失敗…$K$の数を予見できない | 偶然的 |
| 時間故障率$\lambda$を想定<br>$N \sim Poisson(\lambda T)$ ポアソン過程でモデル化 | 失敗確率$p$を想定<br>$K \sim Binomial(D,p)$ 二項過程でモデル化 | (PRA での扱い) |
| ・ポアソン過程モデルは“正しい”か？<br>・故障率はプラント個別か産業界一般共通か？ | ・二項過程モデルは“正しい”か？<br>・失敗確率はプラント個別か産業界一般共通か？ | 認識論的 |
| データ$(T,N)$との整合性から一定の想定をおいて<br>$\lambda$ をベイズ推定 （推定例）$\lambda \sim Gamma(\alpha_r, \beta_r)$ | データ$(D,K)$との整合性から一定の想定をおいて<br>$p$ をベイズ推定 （推定例） $p \sim Beta(\alpha_d, \beta_d)$ | (PRA での扱い) |
| ・$\lambda$の値は（$N/T$だけに限らず）取りうる値の分布（不確かさ分布）を持つ | ・$p$の値は（$K/D$だけに限らず）取りうる値の分布（不確かさ分布）を持つ | 認識論的 |
| 取りうる値を不確かさ解析で使用 | 取りうる値を不確かさ解析で使用 | (PRA での扱い) |

図 1 PRA 用機器信頼性データにおける不確かさとその PRA での取り扱い

機器信頼性データの不確かさは、観測した故障データを用いて、そのデータを生成しうるような故障率/故障確率の分布を統計的に推定したものである。不確かさ解析においてはその様な故障率/故障確率のいろいろな可能性が考慮される。

*Tomoaki Yoshida
The Nuclear Risk Research Center, The Central Research Institute of Electric Power Industry

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に関する課題－入力情報の不確かさへの取り組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

# 地震 PRA における入力情報の不確かさへの対応 (1) ハザード評価

Input information uncertainty in seismic PRA (1) Hazard analysis

*中島　正人[1]
[1]（一財）電力中央研究所　原子力リスク研究センター

## 1. 緒言

地震 PRA を実施するためには、対象地点の確率論的地震ハザード（以下、地震ハザード）および対象システム・構造物の地震フラジリティに関する情報が必要となる。特に地震ハザード評価は不確かさが大きく、地震 PRA の説明性・信頼性の観点からもその対応は非常に重要である。

## 2. 地震ハザード評価における不確かさ

### 2-1. 確率論的地震ハザード評価とのその特徴

現在広く用いられている確率論的地震ハザード解析手法は Cornell [1]により開発された。地震発生源・地震動を確率モデルとして構築し、対象地点に将来来襲する地震動の強度と年超過確率の関係を地震ハザード曲線の形で出力・表現する。過去の地震発生情報のみ用い統計モデル（順序統計量）に基づき地震ハザードを表現する手法とは異なり、対象地点における best estimate な地震ハザードを評価する点が特徴である。

### 2-2. 地震発生源モデルと地震動モデルの不確かさ

地震ハザード評価においては、地震発生源モデルと地震動モデルに係る不確かさを適切に評価する必要がある。前者は地震規模、断層位置・形状、発生率等、後者は個々の地震動予測モデルの不確かさ、採用する地震動モデル間の不確かさ等である。この不確かさは偶然的不確実さと認識論的不確実さがあるが、専門家の意見・解釈の違いがハザード評価結果に大きい影響を与える。そのため、米国では US.DOE, US.NRC, EPRI により設置された SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee)により、認識論的不確実さを系統的に評価可能な手法（SSHAC Level 3/4 手法）が開発[2]・高度化[3]された。我が国においても SSHAC Level3 手法を用いた地震ハザード評価プロジェクトが四国電力により実施され[4]､今後の課題についても抽出されている。

### 2-3. 地震動モデルに係る認識論的不確実さ評価

地震ハザード評価においては、地震動モデルの不確実さが大きな影響を与える。対象地点の将来の地震動予測は複数の地震動モデルを用いる必要があり､その認識論的不確実さを適切に評価することが重要となる。地震動モデルの認識論的不確実さの評価法は幾つか提案・実装されており（例えば GeoPentech [5]）、その高度化手法も開発・提案されている（例えば Nakajima and Abrahamson [6]）。

## 3. 結論

地震 PRA の入力情報である地震ハザード評価に係わる不確かさに関して論じた。

### 参考文献

[1] Cornell, C.A.: Engineering seismic risk analysis, *Bulletin of the Seismological Society of America* 58 (5): 1583–1606. (1968) [2] U.S. NRC: Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts: Main Report (NUREG/CR-6382, Volume 1) (1997) [3] U.S. NRC: Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies, Rev.1, NUREG-2117 (2012). [4] 四国電力株式会社:“伊方 SSHAC プロジェクト最終報告書”, (2020) [5] GeoPentech: “Southwestern United States Ground Motion Characterization SSHAC Level 3”, Technical Report, Revision 1 (2015) [6] Nakajima, M. and Abrahamson, N.: ENHANCEMENT OF SAMMON’S MAP REPRESENTATION OF FAULT RUPTURE MODEL FOR PROBABILISTIC SEISMIC HAZARD ANALYSIS, *Transactions*, SMiRT-26, Berlin/Potsdam, Germany (2022)

*Masato Nakajima[1]
[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

# 地震 PRA における入力情報の不確かさへの対応

## (2)フラジリティ評価

Input information uncertainty in seismic PRA
(2) Fragility analysis

*原口　龍将
三菱重工業(株)

### 1. はじめに

地震に関する確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment; 以下、地震 PRA）によるリスクの定量化には、大きく、事故シナリオの分析、地震動ハザード評価、フラジリティ評価というステップがありそれぞれに不確かさを有している。このうちフラジリティ評価では、入力となる地震動や地震応答、設備の持つ耐力に関わる不確実さを考慮して評価するものであり、これを適切に分析して定量化することが、地震動に対するリスク情報を得るうえで重要である。

本報では、日本原子力学会標準 「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」（以下、地震 PRA 学会標準）[1]を参考に、フラジリティ評価の概念について紹介したうえで、応答・耐力に関する不確実さの要因について説明し、その定量化に向けた考え方等について示すものである。

### 2. フラジリティ評価について

地震 PRA におけるフラジリティ評価は、評価対象として選定された機器・建屋・地盤などについて、地震動によって損傷する確率を定量的に評価するものであり、多くの場合は解放基盤面最大加速度を指標として求められる。

設備類の設計における耐震評価（決定論的評価）では、設備の耐力が地震による応答を上回っているかどうかのみに着目して評価を行うが、設計で考慮される地震応答及び設備の耐力（許容値）はその不確実さを考慮して保守的に設定されている。一方、地震 PRA におけるフラジリティ評価では耐力・応答ともにある確率分布（一般的には対数正規分布）に従い不確実さによる広がり（分布）を持つものとして扱い、それぞれの分布に基づき損傷確率の観点で評価するものである（図 1 参照）。

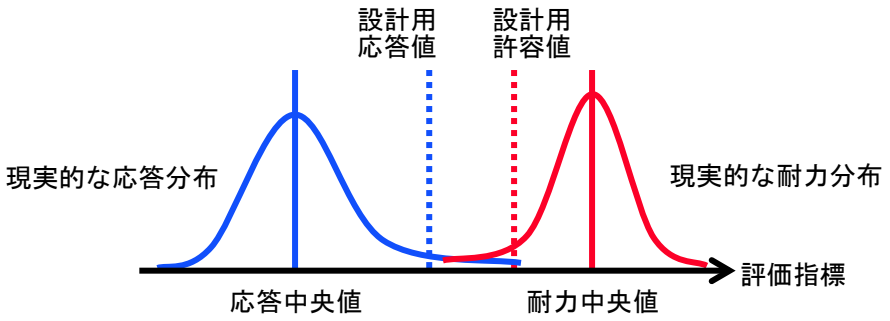



図 1　耐力分布と応答分布のイメージ

*HARAGUCHI Ryusuke
Mitsubishi Heavy Industries, LTD. (MHI)

### 2-1. 現実的耐力の評価

評価対象とする設備の損傷モードに対応する評価対象部位が損傷に至る限界を現実的耐力とし、これを確率量として評価する。現実的耐力は、実験を含む経験論に基づく手法，解析を含む理論に基づく手法，経験論及び理論を踏まえた工学的判断に基づく手法により[1]、それが持つ不確実さとともに評価され、現実的耐力分布として扱われることになる。確率分布として対数正規分布を仮定したとき、現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$は、中央値 $S_m$，対数標準偏差 $\beta_S$ として下式で与えられる。

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_S \cdot x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/S_m)}{\beta_S}\right)^2\right\}$$

### 2-2. 現実的応答の評価

評価対象する設備の損傷モードに対応した対象部位に発生する地震応答を確率量として評価する。現実的応答の評価では、大きく応答解析に基づく方法と応答係数に基づく方法があり、前者は現実的なデータ諸元に基づく地震応答解析を実施してその現実的な応答を評価するものであり、後者は線形応答を前提として設計応答に内在する保守性を応答係数として係数化し，設計応答と応答係数を用いることによって現実的な応答を評価する[1]。確率分布として対数正規分布を仮定したとき、入力の地震動強さが $\alpha$ のときの現実的応答の確率密度関数 $f_R(\alpha,x)$は，中央値 $R_m(\alpha)$，対数標準偏差 $\beta_R(\alpha)$として下式で与えられる。

$$f_R(\alpha, x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_R(\alpha) \cdot x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/R_m(\alpha))}{\beta_R(\alpha)}\right)^2\right\}$$

### 2-3. 損傷確率

評価対象設備の損傷確率 $F(\alpha)$は、下式に示すように地震動強さがある値 $\alpha$ のときの現実的応答の確率密度関数 $f_R(\alpha,x)$が現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$を超える条件付損傷確率として評価することができる（図 2 参照）。

$$F(\alpha) = \int_0^\infty f_S(x_R)\left(\int_{x_R}^\infty f_R(\alpha,x)dx\right)dx_R = \int_0^\infty f_R(\alpha,x_R)\left(\int_0^{x_R} f_S(x)dx\right)dx_R$$

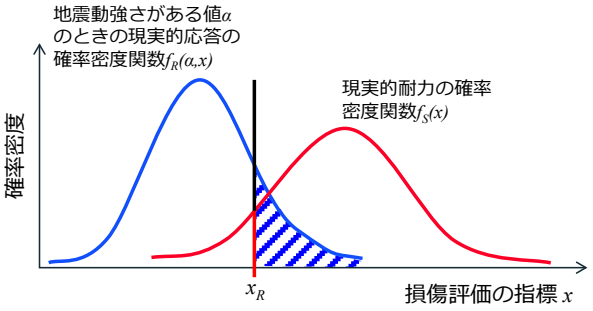



図 2　損傷確率算定方法のイメージ

以上のように現実的応答の中央値と不確実さ（対数標準偏差）、現実的耐力の中央値と不確実さをそれぞれ定量化することで、損傷確率を計算することができる。

## 3. 不確実さ要因について

### 3-1. 不確実さの分類

現実的耐力分布及び現実的応答分布を定量化するための検討にあたって、不確実さは認識論的不確実さ（Epistemic Uncertainty）及び偶然的不確実さ(Aleatory Uncertainty)に分類して評価を行う。認識論的不確実さ

は、評価者の知識・技術の完全性や成熟度に依存する不確実さであり、これらの進歩により低減することができる性質のものである。一方、偶然的不確実さとは、評価者の知識・技術に依存しない自然現象のランダム性に依存する不確実さであって、科学の進歩等に関わらず本質的に減じることができない性質のものである。次項以降で、耐力と応答の不確実さ要因といずれの不確実さに分類されうるものかの例を示す。なお、不確実さの要因については、必ずしも認識論的不確実さと偶然的不確実さのいずれかに明確に分類されるとは限らない（両方の要因を持ちうる）ことに注意が必要である。

### 3-2. 耐力に関わる不確実さ要因

建物・構築物及び機器・配管系の耐力に関わる不確実さ要因と、それらの認識論的不確実さと偶然的不確実さへの分類の例を、地震 PRA 学会標準より引用して表 1 及び表 2 に示す。耐力の不確実さの一般的な傾向として、不確実さの大きさは応答に比べて小さいといえる。特に機器・配管系の場合は、部材に使用されている鋼材の材料試験結果や機器の加振試験等により、現実的な限界耐力に関する情報を精緻に得ることができるため不確実さの定量値は非常に小さくなる傾向がある。

表 1　建物・構築物の現実的耐力に関する不確実さ要因の例[1]

| 評価項目 | | 偶然的不確実さ $\beta_R$ | 認識論的不確実さ $\beta_U$ |
|---|---|---|---|
| 現実的耐力の評価 | RC 造構造物・部材の限界耐力 | ・構造材料定数<br>-(ｺﾝｸﾘｰﾄ)強度<br>-(鋼材)降伏点，引張強さ | ・施工精度<br>-鉄筋比<br>-部材寸法(含むシアスパン比)<br>・実験データの統計的精度<br>・耐力評価式の誤差 |
| | RC 造構造物・部材の限界変形及びひずみ | ・損傷限界時ひずみ<br>・限界層間変形角 | ・施工精度<br>-鉄筋比<br>-部材寸法<br>・実験データの統計的精度<br>・限界層間変形角評価式などの誤差 |

表 2　機器・配管系の現実的耐力に関する不確実さ要因の例[1]

| 評価項目 | | 偶然的不確実さ $\beta_R$ | 認識論的不確実さ $\beta_U$ |
|---|---|---|---|
| 耐力 | 構造的損傷に対応する機器耐力 | | ・構造材料定数<br>強度<br>・試験データの統計的精度 |
| | 機能的損傷に対応する機器耐力 | ・試験データの統計的精度 | ・試験データの統計的精度 |

### 3-3. 応答に関わる不確実さ要因

評価対象となる設備の現実的応答の評価には、解放基盤表面の地震動の評価、建物・構築物への入力道の評価、建物・構築物の地震応答評価、（評価対象が機器・配管系の場合）機器・配管系の地震応答評価、という段階を踏むこととなり、それぞれの評価において含まれる不確実さを考慮する必要がある。このため、応答に関わる不確実さ要因の数も多く全体の定量値としても大きくなる傾向があるが、現実的応答の評価結果への感度を考慮して厳密に定量化する対象を検討することが必要である。また、応答に関する不確実さの大きさの一般的な傾向として、（自然現象に起因する不確実さ）≧（地盤に起因する不確実さ）＞（コンクリートに起因する不確実さ）＞（鋼構造物に起因する不確実さ）となることにも留意すべきである。

以下では、機器・配管系の地震応答評価に関わる不確実さ要因とその認識論的不確実さと偶然的不確実さへの分類の例を、地震 PRA 学会標準より引用して表 3 に示す。

表 3　機器・配管系の現実的応答評価に関する不確実さ要因[1]

| 評価項目 | | 偶然的不確実さ $\beta_R$ | 認識論的不確実さ $\beta_U$ |
|---|---|---|---|
| 応答 | 機器入力動 | ・拡幅床応答スペクトル | |
| | 解析モデルの評価法 | ・モデル化手法<br>・耐震要素の評価範囲<br>・振動諸元の評価<br>せん断断面積<br>断面二次モーメント<br>重量，回転慣性 | ・モデル化手法<br>・構造材料定数<br>ヤング率<br>せん断弾性係数 |
| | | ・減衰比 | ・減衰比 |
| | 解析手法 | | ・考慮する高次モード数 |
| | | ・モード合成法 | |
| | 地震方向成分の組合せ | ・水平，上下地震荷重組合方法 | ・水平，上下地震荷重<br>組合方法 |
| | 非線形応答の簡易的考慮 | ・簡易的機器非線形応答評価方法 | |

**4. 不確実さの定量化**

3 章で示したような不確実さ要因について、評価対象とするものを検討のうえで定量化を行い、現実的耐力分布及び現実的応答分布の評価に用いることになる。機器・配管系を例にすると、耐力の不確実さは、評価対象となる部材の材料試験や機器の加振試験により得られたデータを用いて評価し、応答の不確実さについては、設計情報を基に文献値や工学的判断を用いて評価を行っている場合が多い。このように求められる不確実さの定量値はフラジリティの評価結果に密接にかかわるため、この評価を高い説明性・透明性をもって適切に実施することが、PRA として合理的な評価を行い、その結果から得られるリスク情報を活用していく取り組みにおいて非常に重要である。このような不確実さ評価の方法のひとつとして、地震動ハザードにおける認識論的不確実さ評価の手順である SSHAC（Senior Seismic Hazard Assessment Committee）の概念を取り入れた評価手法が提案されている[2]。文献[2]では、SSHAC レベル 2 のプロセス（図 3 参照）に準拠して原子炉建屋の断層変位に関するフラジリティを評価したものであるが、同様の考え方で地震動に関するフラジリティの評価を行うことも十分可能であり、高い説明性を持った不確実さ定量化の有効な手法として今後の整備が期待される。

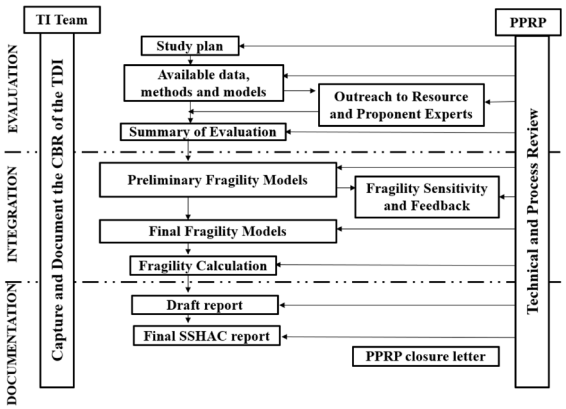



図 3　SSHAC レベル 2 のプロセス[2]

参考文献

1) 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015、AESJ-SC-P006:2015
2) T.Itoi, S.Nakamura, R.Haraguchi, T. Sakai, K. Ebisawa, Y.Mihara, Y, NIkaido, SSHAC Based Fragility Assessment for the Fault Displacement, SMiRT27, Yokohama, 2024

2024年秋の大会

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題　－入力情報の不確かさへの取組み－
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

# 火災モデルの不確かさへの対応

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*池 正熏[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

## 1. はじめに

確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment; 以下、PRA）に関連する不確かさへの取組みは、PRA による評価内容の容認性（acceptability）を確立するため、重要な要素[1]であり、U.S.NRC の RG 1.200[2]、ASTM/ANS の PRA 標準[3]にはその容認性の重要性について記述している。さらに、PRA を意思決定に活用する場合にも、評価の不確かさを明示することが重要である。

内部火災 PRA で炉心損傷頻度の評価に影響を与えるインプットとして、火災発生頻度、火災進展の程度、リスク上重要な機器の損傷確率、運転員行動などがあり、それらは不確かさを内包している。そのうち、火災進展の程度は火災進展解析モデル（以下、火災モデル）により評価されるが、火災現象（乱流の挙動や化学反応など）の複雑さのため、多くの認識論的不確かさが含まれる。この不確かさへの取組みとして、火災モデルの不確かさを明確に把握して、伝播させることが重要である。

本報では、原子力施設を対象とした内部火災 PRA に活用可能な火災モデルの種類や特性の概要を紹介し、火災モデルのインプットパラメータに含まれている不確かさについて説明する。また、NUREG-1824[4]に提示されている火災モデルの不確かさの定量化手法を記述して、火災モデルの不確かさの定量化結果を見せる。加えて、火災モデルの不確かさへの取組みを模索する。

## 2. 火災モデルの概要

### 2-1. 火災モデルの種類および各モデルの特性

原子力施設を対象とした内部火災 PRA を実施する上で、詳細な火災シナリオを想定した場合、熱や煙の伝播挙動などの火災性状予測が必要となる。内部火災 PRA における火災性状予測では、一般的に以下の火災モデルが用いられる。

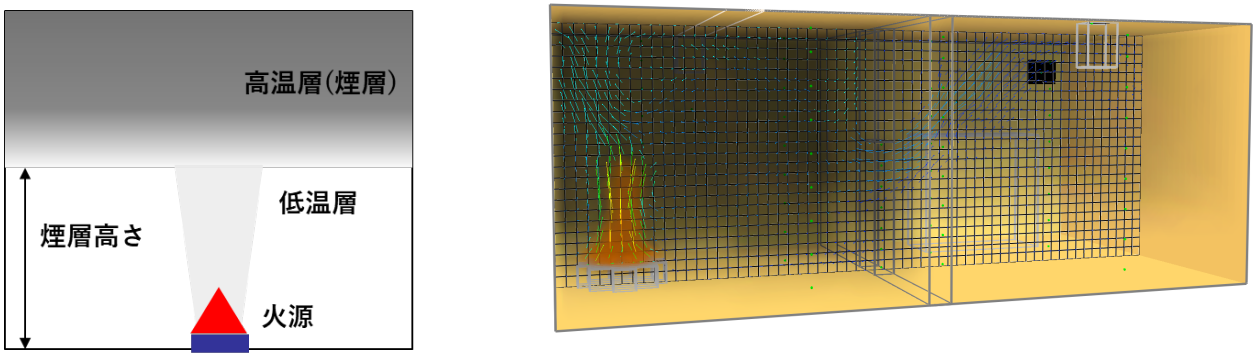
・スプレッドシートモデル（以下、数式モデル）
・ゾーンモデル
・数値流体力学モデル（以下、CFD モデル）

数式モデルは基礎的な数式を用いて区画内の温度などを評価する最も簡易なモデルであり、火災 PRA に広く使われてきた。しかし、機械式換気条件下のコンパートメントについては火災性状予測の精度が低下し、火災性状の時系列計算は不可能である。

図 1 (a)に、ゾーンモデルの概念図を示す。ゾーンモデルは区画を高温の上部層（高温ガス層）と低温の下部層に分割し、各層の火災性状（両層の温度及び境界高さ、酸素濃度など）の時間変化を計算する数値解析モデルである。このため、ゾーンモデルは、ターゲット損傷時間（火災感知・消火の余裕時間に相当）や火災継続時間等、内部火災 PRA において用いる統合過酷度因子等のパラメータを推定する上で有益な火災モデルである。ただし、ゾーンモデルは両層の物理量（例：温度）の平均値を計算する集中定数系モデルであり、水平方向の雰囲気温度や流動分布等は解析できない。

---

*Junghoon Ji[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)




(a) ゾーンモデル　　(b) CFD モデル

図１　ゾーンモデルと CFD モデルの概念図

また、ゾーンモデルは、一般的に区画形状は矩形を原則としているため、実機における複雑な区画形状をモデル化することはできない。複雑な区画形状を考慮して、三次元で事象進展をモデル化するためには CFD モデルが必要となる。

図 1 (b)に、CFD モデルの概念図を示す。CFD モデルは区画を三次元メッシュに分割して、質量・運動量・化学種・エネルギーの保存式により火災進展挙動を時間依存で解く。このため、火災における事象進展を詳細に把握することが可能であるが、計算リソースは極めて高い。海外の内部火災 PRA においても、CFD モデルを内部火災 PRA に適用することは稀である。

### 2-2. 火災モデルのインプットパラメータとその不確かさ

火災モデルを構成しているインプットパラメータは主に次の４つのカテゴリーで分類される。

- 燃料の種類、発熱速度などの火源情報
- 区画寸法、開口部の寸法などの区画形状に関する情報
- 機械式換気条件下の換気流量（換気数）、ファンカーブ特性などの換気に関する情報
- ターゲットの位置、ターゲットの熱的物性値などのターゲットに関する情報

火源情報のうち、代表的なインプットパラメータは発熱速度である。発熱速度は与えられた火災環境での燃料の単位時間当たりの熱発生量を意味することで、自由空間（周囲に、燃焼に影響を及ぼす物体がないオープン空間）での発熱速度の測定値を計算モデルのインプットパラメータとする場合が多い。この場合、火災モデルには発熱速度の試験的不確かさ（experimental uncertainty）が含まれる。区画形状に関する不確かさの発生は、複雑な区画の形状を簡易にして解析する場合、もしくは、図面を読み取る際に不確かさが含まれる可能性がある。同様に、換気流量、ターゲットの位置においても試験的不確かさの可能性、ファンカーブ特性情報やターゲットの熱物性値には知識不足による認識論的不確かさが含まれる可能性がある。その以外にも、モデルの仮定による不確かさや数値解析的不確かさも含まれる。

## 3. 火災モデルの不確かさの定量化

### 3-1. 火災モデルの不確かさの定量化手法

前述したように、火災モデルの不確かさは火災モデルを構成するインプットパラメータの不完全性やモデルの数値解析的不確かさに起因する。火災モデルの不確かさの定量化手法については U.S.NRC と EPRI により作成された火災モデルの Verification & Validation [4]に提案されている。

$n$セットの計算データとそれに相応する試験データの差の平均は次式により示される。

$$\overline{\ln(M/E)} = \frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}\ln(M_i/E_i) \qquad (1)$$

ただし、$M_i$はモデルの i 番目の計算値、$E_i$は$M_i$に相応する試験値である。モデルの不確かさ（モデルエラーの標準偏差、$\tilde{\sigma}_M$）は次式により計算できる。

$$\sqrt{\tilde{\sigma}_M^2 + \tilde{\sigma}_E^2} \cong \sqrt{\frac{1}{n-1}\sum_{i=1}^{n}\left[\ln(M_i/E_i) - \overline{\ln(M/E)}\right]^2} \qquad (2)$$

ここで、$\tilde{\sigma}_E$は試験エラーの標準偏差である。表１に、代表的な評価項目の$\tilde{\sigma}_E$を示す。

偏向(bias factor, $\delta$)は次式から求められる。

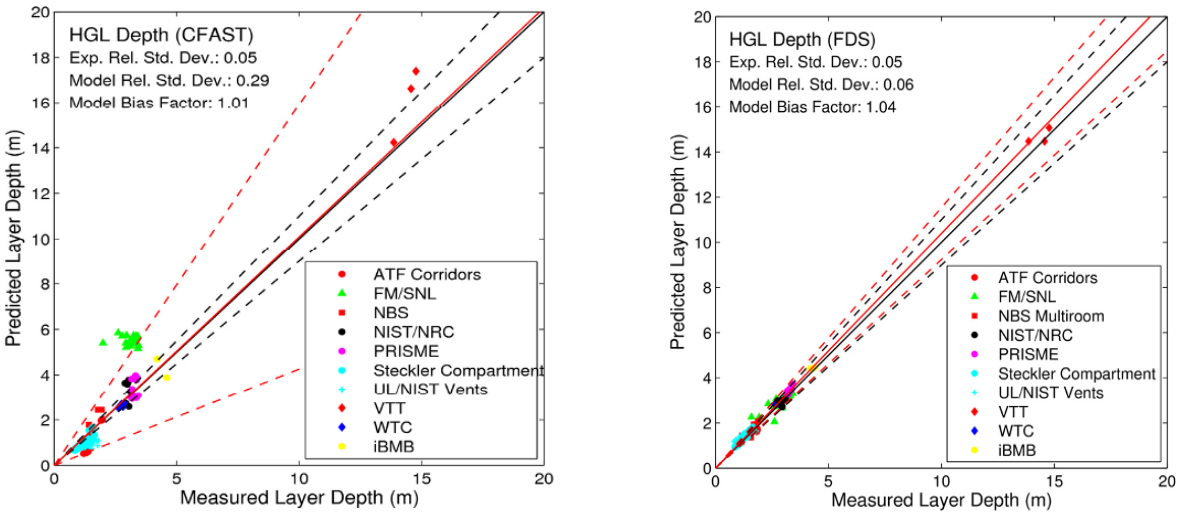
$$\delta = exp\left(\overline{\ln(M/E)} + \frac{\tilde{\sigma}_M^2 - \tilde{\sigma}_E^2}{2}\right) \qquad (3)$$

表１　試験的不確かさ、$\tilde{\sigma}_E$［4］

| 評価項目 | 試験的不確かさ，$\tilde{\sigma}_E$[%] | 評価項目 | 試験的不確かさ，$\tilde{\sigma}_E$[%] |
|---|---|---|---|
| 煙層などの温度 | 7 | 煙濃度 | 19 |
| 煙層高さ | 5 | 圧力 | 23 |
| ガス濃度 | 8 | 熱流束 | 11 |

### 3-2. 火災モデルの不確かさの定量化の例

火災モデルの評価項目の中、煙層高さはターゲットが高温のガスに漏出されるかを決定するパラメータとして、さらに、エネルギー保存式により煙層温度にも大きな影響を与えるため、重要な評価項目である。図２に、煙層高さにおけるゾーンモデルの不確かさと CFD モデルの不確かさを示す。黒い実線は試験データと計算データが完全に一致する基準線、黒い破線は基準線からの試験的不確かさ、赤い実線はモデルによる計算値の偏向、赤い破線はモデルの不確かさを意味する。ここで、評価対象になった試験データは様々な研究機関により行われた実規模火災試験データを集めたものである[4]。ゾーンモデルの場合、モデルの不確かさが 29%となり、試験的不確かさ 5%の約 6 倍になる。CFD モデルの場合、ゾーンモデルと比べてモデルの不確かさが著しく小さいことが見られる。




(a) ゾーンモデル（CFAST）　　(b) CFD モデル（FDS）

図２　煙層高さにおける火災モデルの不確かさと試験的不確かさ[4]

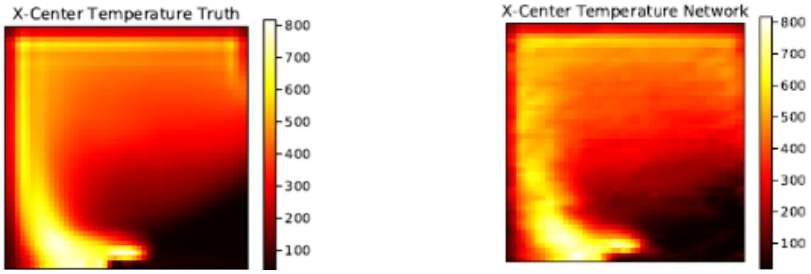
## 4. 火災進展解析における不確かさへの取組み

### 4-1. 火災解析のライブラリ化

火災モデルの不確かさは、PRA の評価指標である炉心損傷頻度の不確かさに寄与するため、火災モデルの不確かさの定量化は重要なプロセスである。火災モデルのインプットパラメータの不確かさを明確にする方案として、予め火災進展挙動に係るパラメータを多様なシナリオについて定量化し、その結果をライブラリ化する方法が考えられる。これにより、条件の変動が過酷度因子に与える影響を把握することが可能となる。また、ライブラリを設定する際には、体系的に火災進展解析を実施することから、解析における User Effect を抑制する。

### 4-2. ディープラーニング技術を用いた CFD 火災モデルの代替モデルの開発

ある評価項目（例えば、ターゲットの損傷確率）について計算する際、複数のモデルを使用（multi-modeling approach）することがより適切な場合がある[6]。最近、ディープラーニング技術の発展により、既往のモデルの代替モデルを開発する事例が多い。上述したように CFD モデルは不確かさが小さいものの、計算負荷が高いため、火災進展解析への適用事例はほとんどない。そこで、ディープラーニング技術を用いて CFD モデルの代替モデルを作成することで、CFD モデルが持つ計算精度と同等な計算結果を活用することが期待できる。図３に、火災室の温度における CFD モデルの計算結果とディープラーニングモデルの計算結果例を示す[5]。ディープラーニングモデルの結果は火源上部のプルームの傾きまでよく再現できていることが分かる。




**(a) CFD** **(b) ディープラーニング**

**図３　火災室の温度計算結果[5]**

## 参考文献

1) NUREG-1855, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision-making”, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017.
2) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities”, RG 1.200, Revision 2, Washington, D. C., 2009 (ADAMS accession No. ML090410014).
3) ASME/American Nuclear Society, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, 2009.
4) NUREG-1824, “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Application”, Supplement 1, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2016.
5) J.L. Hodges, “Predicting Large Domain Multi-Physics Fire Behavior Using Artificial Neural Network”, Thesis of Virginia Polytechnic Institute and State Univ., 2018.
6) NUREG/CR-6850, “Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”, Vol.2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2005.

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

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

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

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2J_PL01]
Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue" through collaboration between science, politics, and society

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

[2J_PL02]
Activities of Fukushima Support Project

*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[2J_PL03]
Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

社会・環境部会セッション

「対話の場」から福島の復興と廃炉を考える－2023 年度社会・環境部会賞記念講演

Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

2023 Award Commemorative lecture of Social & Env. Div.

# （1）科学と政治と社会の協働による「対話の場」から福島の復興と廃炉を考える

(1) Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

Through Collaboration of Science, Politics, and Society

*松岡俊二

[1] 早稲田大学

2011 年 3 月から、福島の復興と廃炉に関する「対話の場」＝「学びの場」の形成に関する研究と実践を持続してきた。そのなかで考えてきた科学と政治と社会の協働の課題について講演する。 （キーワード：Connecting the Dots、イノベーション、対話の場、学びの場、社会的学習）

**1. 未来は前か後ろか？**

冒険作家の高野秀行と日本中世史を研究する清水克行の対談をまとめた奇書『世界の辺境とハードボイルド室町時代』のなかに、「未来は前か後ろか」という時間認識をめぐるとても興味深い議論がある。

「戦国時代ぐらいまでの日本人にとっては、未来は『未だ来らず』ですから、見えないものだったんです。過去は過ぎ去った景色として、目の前に見えるんです。当然、『サキ＝前』の過去は手にとって見ることができるけど、『アト＝後ろ』の未来は予測できない。

つまり、中世までの人たちは、背中から後ろ向きに未来に突っ込んでいく、未来に向かって後ろ向きにジェットコースターに乗って進んでいくような感覚で生きていたんじゃないかと思います。・・過去が前にあって未来は後ろにあるという認識は、世界各地の多くの民族がかつて共通して持っていたみたいなんです。

・・ところが、日本では 16 世紀になると『サキ』という言葉に『未来』、『アト』という言葉に『過去』の意味が加わるそうです。

それは、その時代に、人々が未来は制御可能なものだという自信を得て、『未来は目の前に広がっている』という、今の僕たちがもっているのと同じ認識をもつようになったからではないかと考えられるんです。人類が経験と技術によって未来を切り開ける社会に移行したことで、自分たちは時間の流れにそって前に進んでいくという認識に変わったのかなと思います」（高野・清水, 2019, pp.90-92）。

**2. Connecting the Dots：スティーブ・ジョブズとジョセフ・シュンペーター**

2005 年 6 月 12 日、スティーブ・ジョブズは、スタンフォード大学卒業式において、” Stay Hungry. Stay Foolish.”の締めの言葉で有名なスピーチを行った。

すでに癌が進行し、死を意識していたジョブズは、自らの体験から 3 つのことを語った。その第 1 が” The first story is about Connecting the Dots“である。

「リード大では当時、全米でおそらくもっとも優れたカリグラフの講義を受けることができました。キャンパス中に貼られているポスターや棚のラベルは手書きの美しいカリグラフで彩られていたのです。退学を決めて必須の授業を受ける必要がなくなったので、カリグラフの講義で学ぼうと思えたのです。ひげ飾り文字を学び、文字を組み合わせた場合のスペースのあけ方も勉強しました。何がカリグラフを美しく見せる秘訣なのか会得しました。科学ではとらえきれない伝統的で芸術的な文字の世界のとりこになったのです。

もちろん当時は、これがいずれ何かの役に立つとは考えもしなかった。ところが 10 年後、最初のマッキントッシュを設計していたとき、カリグラフの知識が急によみがえってきたのです。そして、その知識をすべて、マックに注ぎ込みました。美しいフォントを持つ最初のコンピューターの誕生です。もし大学であの講義がなかったら、マックには多様なフォントや字間調整機能も入っていなかったでしょう。もし私が退学を決心していなかったら、あのカリグラフの講義に潜り込むことはなかったし、パソコンが現在のようなすば

らしいフォントを備えることもなかった。もちろん、当時は先々のために点と点をつなげる意識などありませんでした。しかし、いまふり返ると、将来役立つことを大学でしっかり学んでいたわけです。

繰り返しですが、将来をあらかじめ見据えて、点と点をつなぎあわせることなどできません。

できるのは、後からつなぎ合わせることだけです。だから、我々はいまやっていることがいずれ人生のどこかでつながって実を結ぶだろうと信じるしかない」(『日本経済新聞』2011 年 10 月 9 日付)。

現在、ジョブズのスピーチで有名になった Connecting the Dots は、目的達成や課題解決のために、これまでの経験や知識や情報を効果的に繋げることにより、新たなアイデアや概念を産み出し、イノベーションを創造するための重要な思考方法であると理解されている。

イノベーションの父ジョセフ・シュンペーターは、それぞれの要素は既知であったとしても、異なる要素を新たな観点から結合すること（new combinations）によって、イノベーションが創出されるとしたが、Connecting the Dots と同じことと考えられる。

ジョブズの Connecting the Dots であれ、シュンペーターの新結合であれ、重要なことは、イノベーションの源泉は過去の多様な経験や知識や情報を繋げることにあるという点である。

さらに、ジョブズは Connecting the Dots を可能にする能力や資質について、「文系と理系の交点、人文科学と自然科学の交差点・・この『交差点』が僕は好きだ。魔法のようなところがあるんだよね。・・アップルが世間の人と心を通わせられるのは、僕らのイノベーションはその底に人文科学が脈打っているからだ」（アイザックソン, 2011, p.425）と述べている。

**3. 物理学者の罪：高村薫とロバート・オッペンハイマー**

1953 年に大阪に生まれた社会派作家・高村薫は、2018 年、福島原発事故などを受け、原子力について以下のように語っている。

「私のように 20 世紀の真ん中に生まれた人間には、科学技術に対する信奉がありました。1970 年の大阪万博のように、新しい技術の発展や、ひたすら明るい未来にあこがれていたんですね。

もともと私は文学少女というより理系なんです。中でも原子力は、原爆の恐ろしさはあっても、平和利用という条件付きで『希望の火』でした」(『朝日新聞』2018 年 12 月 5 日、「オピニオン：火のいざない 2：「原子の火、怖いのは人の欲」)

私たち人類は、15 世紀・16 世紀の大航海時代、1543 年の種子島・鉄砲伝来、18 世紀半ばからの石炭利用によるエネルギー革命に始まる産業革命、ガリレオやニュートンを父祖とする近代科学の誕生、20 世紀の石油文明や自動車文明を経て、1942 年からのマンハッタン計画による原子爆弾の開発へと突き進んでいった。

1945 年 7 月 16 日午前 5 時 29 分、ニューメキシコ州中部のトリニティ実験場において、人類史上初の核分裂爆縮装置（プルトニウム使用）が炸裂した。

トリニティ実験を、ロバート・オッペンハイマーは次のように回想している。

「爆風が過ぎるのを待って濠の外に出た。それは実に荘厳の限りであった。世界は前と同じではないことを私たちは悟った。笑う人もいた。泣く人もいた。大部分の人はおし黙っていた。私はヒンズー教の聖典『バガヴァド・ギーター』の 1 行を思いおこした。王子はその責務を果たすべきであることを王子にわからせようとヴィシュヌは試みている。そして王子の心を打とうとして、ヴィシュヌはその千手の姿をとり、『今、われは死となれり。世界の破壊者となれり』と言う。私たちはみな、何らかの形で、そうした思いを抱いたものと私は思う」（藤永, 2021, p.249）。

広島・長崎に原爆が投下されたのち、オッペンハイマーは、科学者の「技術的に甘美（technically sweet）」なものの誘惑に対する本質的な弱さを語り、「物理学者は罪を知った（Physicists have known sin）」と語った。「戦時中のわが国の最高指導者の洞察力と将来についての判断によってなされたこととはいえ、物理学者は、原子兵器の実現を進言し、支持し、結局その成就に大きく貢献したことに、ただならぬ内心的な責任を感じた。これらの兵器が実際に用いられたことで、現代戦の非人間性と悪魔性がいささかの容赦もなく劇的に示されたことも、我々は忘れることができない。野卑な言葉を使い、ユーモアや大げさな言い方でごまかそうとしても消し去ることのできない、あるあからさまな意味で、物理学者は罪を知ってしまった。そしてこれは、物理学者が失うことのできない知識である」（藤永, 2021, pp.413-414）。

**4. アルヴィン・ワインバーグとトランス・サイエンス的課題**

広島・長崎に投下された原子爆弾を研究開発したマンハッタン計画にも参加した物理学者アルヴィン・ワインバーグは、1972 年、社会科学の総合学術誌『ミネルヴァ』に「サイエンスとトランス・サイエンス」と題する論文を発表した（Weinberg, 1972）。

低線量被曝の健康被害や原子力発電所の過酷事故を事例とし、こうした社会課題は「科学に問うことができるが、科学によって答えることはできない」とし、トランス・サイエンス的課題（Trans-Scientific Questions）の重要性を提起した。同じ論文の中で、ワインバーグは、「科学者は、どこまでが科学の領域で、どこからは科学を超えたトランス・サイエンスの領域であるのかを明確に認識しなければならい」とも述べている。ワインバーグは、科学技術の発展によって社会課題が「技術的に解決」されるという「科学の共和国」（マイケル・ポラニーの言葉, Polanyi, 1962）の時代が終わり、科学によって課題を研究することは必要であり重要だが、科学だけで社会課題の解決策を導き出すことは出来ない時代に移行したことを明確にした。

ワインバーグは科学技術の「限界」を語っているが、このことは必ずしも科学技術の力に対する否定的な評価ではない。むしろ、科学技術の立ち位置を、政治や社会との緊張関係の中で明確にすることで、科学技術の力が適切かつ有効に行使される空間を設定したと考えられる。

ワインバーグの提起したトランス・サイエンス的課題は、カリフォルニア大学バークレー校の数学者リッテルと都市計画者ウィーバーが 1973 年に提起した「厄介な問題（Wicked Problems）」とほぼ同じ趣旨のものと考えられる（Rittel & Webber, 1973）。

しかし、ワインバーグのトランス・サイエンス的課題は、原子力発電所の過酷事故リスクや低線量被曝リスクという科学技術リスクを念頭に、科学的予測の認識論的不確実性に焦点を当てている。これに対し、厄介な問題は都市計画や交通計画といった社会計画を対象に、人々の価値観の多様化によって、いわゆる unknown unknowns（専門家は特定の専門知から課題へアプローチするので、技術的に定義しにくい社会問題に対しては、何が問題の本質なのかがよく分からない。いわゆる最適解の存在しない問題に対する専門知の限界を指摘したもの）という状況に焦点を当てたものである。

こうした意味では、トランス・サイエンス的課題は科学（認識論的不確実性）に焦点を当て、「厄介な問題」は社会（価値観の多様化）に焦点を当てたとも言える。

筆者（松岡）は、2011 年 3 月の福島第一原子力発電所（1F）の事故を契機に、1F 事故の社会構造的要因分析や 1F 廃炉の社会的側面（「社会のなかの廃炉」アプローチの具体化を試みてきた。従来の原子力業界の「廃炉のなかの社会」アプローチとは異なる）を中心に調査研究を行ってきた。1F 事故や 1F 廃炉の問題は、科学技術と社会との関係性に関わる社会課題であり、課題特性としてトランス・サイエンス的課題であることを強調してきた。

**5. 「対話の場」の必要性と難しさ：トランス・サイエンス的課題と厄介な問題**

1F 廃炉の問題はトランス・サイエンス的課題であることは間違いないが、福島の復興と廃炉といったより広い問題設定（scope of study）をすると、科学的側面からだけでなく、社会的側面から問題特性を考えることも必要になる。その際、リッテルとウィーバーが提起した厄介な問題の議論は、社会的側面から福島の復興と廃炉の問題特性を理解する上で参考になる。

2022 年暮れに刊行された『やっかいな問題はみんなで解く』において堂目卓生は「『厄介な問題（wicked problem）』は、1960 年代～1970 年代にホルスト・リッテルとメルビン・ウエッバーが用いた言葉であり、一つひとつが特有で、終わりのない社会課題を意味する」（堂目・山崎, 2022, pp.13-14）としている。

また、厄介な問題は、「特定の学問分野の専門知、特定の現場で得た経験知だけで解決することは不可能であり、また、それらの知を寄せ集めただけでは大きな力にはならないであろう。知を力に変えるためには、学問分野や立場の違いを乗り越えた『共創』が必要である」（堂目・山崎, 2022, p.14）と論じている。同じ書籍において、山崎吾郎は「リッテルらが強調したのは、社会政策にかかわる問題の多くが、それまで科学が想定してきた技術的な問題（手なづけられた問題）とは決定的に異なっている」（堂目・山崎, 2022, p.29）ことであるとしている。

これらは、社会課題への技術的アプローチだけでなく、社会的アプローチの必要性や重要性を指摘してい

る。社会課題を社会的に解くということは、必然的に人々の価値観や社会的行為の意味づけや価値づけと密接に関連する。

科学技術リスクを念頭においたトランス・サイエンス的課題は、リスク・マネジメントという政策課題を対象とし、都市交通などの社会問題を念頭においた厄介な問題は、都市政策や社会政策などの政策課題を対象としている。

こうした政策課題に対して、従来の技術官僚モデル（一部の専門家や政府による政策形成）による政策形成プロセスでは、公共政策に対する市民の社会的納得性を醸成することは難しく、科学と政治と社会の協働が求められる。ここに、参加民主主義（participatory democracy）や熟議民主主義（deliberative democracy）が登場する。

熟議民主主義の実践として多様な「対話の場（place of dialogue）」が試みられてきているが、「対話の場」が議会制民主主義を効果的に補完し、現代の民主主義の危機を克服し、民主主義のイノベーション（democratic innovation）となるかどうかは未だ明らかではない。

「対話の場」によって、政策課題に対する新たなプローチが発見され、議会制民主主義を効果的に補完し、民主主義のイノベーションとなるかどうかの最大のポイントは、「対話の場」が「学びの場」＝社会的学習プロセスへ進化・発展できるかどうかである。

科学と政治と社会の協働による「対話の場」が、政策形成プロセス（政策形成の場）に対して市民の意見を効果的に伝達し、政策形成に有効に機能するためには、科学者・専門家も政治家・行政官も国民・市民も多様な「対話の場」の実践による社会的学習（学び）の蓄積が不可欠である（松岡他, 2022:朱・松岡,2024）。

しかし、「対話の場」が社会的学習プロセスへ進化・発展することは容易ではない。

「対話の場」が社会的学習プロセスへ進化することの困難性は、政策形成プロセスにおける「対話の場」の活用に対する深刻な疑問と批判を産み出している。

闘技民主主義からの批判だけでなく、熟議民主主義への懐疑的な見方は、専門知への再依存や技術官僚モデルへの回帰を招くこととなる。しかし、従来の専門知へ回帰し、再び技術官僚モデルに依拠して社会課題の解決策を形成したとしても、そうした公共政策に対する社会的受容性や社会的納得性の醸成は難しく、公共政策の実効性は乏しいというジレンマからは脱却できない。

思えば、2020 年 2 月から 2023 年 5 月に猛威をふるった新型コロナ・パンデミックの 3 年余の経験は、専門知や技術官僚モデルへの過度の依存と過度の不信の間で揺れ動いた 3 年間であった。

また、2022 年 2 月に始まったロシアによるウクライナ侵略戦争や 2023 年 10 月から続くイスラエル・ガザ紛争は、世界は対話的環境にはなく、世界は分断と対立のなかにしか存在し得ないようにも思われる。

分断と対立の世界のなかで、私たちはどのように「対話の場」を形成し、それを「学びの場」＝社会的学習プロセスへ進化・発展させ、多様な人々の間の相互理解と信頼形成を通じた相互尊重を醸成し、分断と対立を「克服する」ことができるのだろうか。

**6. 分断と対立と『対話の場』を考える：フランツ・ファノンの『黒い肌・白い仮面』**

フランス植民地であった西インド諸島マルティニーク島出身の政治哲学者・精神科医で、アルジェリア独立運動で指導的役割を果たしたフランツ・ファノンは、1961 年に 36 才で白血病で亡くなった。ファノンは、黒人差別の歴史的・文化的根源を植民地主義（帝国主義）に求めた（ファノン, 2020）。

支配者であるフランス人の持つ「植民地化される人たちには無意識のうちに支配に従属したいという願望がある」という植民地観＝差別観に対して、「従属したいという願望を創り出している社会構造に着目しないと、植民地主義を正当化するだけである」と、ファノンは批判した。

さらにファノンは反差別を言うだけでなく、社会の中の差別を産み出し、差別を助長する構造について深く考えた。差別する側も差別される構造があり、差別される側も差別をする構造がある。差別と反差別という構造が、差別の構造と対立の構造であり、差別と対立の構造は怒りと憎悪を拡大再生産すると考えた。

ファノンは、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出さない限り、分断と対立は際限なく連鎖すると考えた。自分たちと違うものに対する恐怖と怒りは、自己と他者の分断と対立を生み、他者に対して世界を閉ざす（排除）という行為は他者の人間性の否定となる。こうした構造に対して諦めること、

あるいは答え（解決策）が出たと思うことは、差別や分断の始まりである。

ファノンは、対立や分断があるから自己が存在するのではなく、自己と他者の違いを認めつつ（相互理解、信頼形成、相互尊重）、共に生きていくためにはどうしたら良いのかを考えなくてはならないことを主張する。他者を受け入れる能力は多様な世界や未来を選択する能力であり、多様な選択ができることが自由であり人間性である。

ファノンの述べる「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出す能力や資質とは、エンパシー能力や「2.5 人称の視点」（柳田, 2005）ではなかろうか。エンパシー能力や 2.5 人称の視点を備え、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から脱却する知識体系を総合知（科学技術・イノベーション基本計画（第 6 次）の総合知は近い概念である）と名づけ、総合知の能力や資質を有する人材を境界知作業者（boundary knowledge worker）と呼ぶことにしたい。

「対話の場」を「学びの場」＝社会的学習のプロセスへ進化・発展させ、相互理解と信頼形成を通じた相互尊重を醸成することで、分断と対立を「克服する」ことを可能にするためには、「対話の場」の多くの参加者が総合知を形成し、境界知作業者となることが必要だと考えられる。

「対話の場」が「学びの場」となり、社会的学習プロセスへ進化する中で、多くの参加者が自己変容し、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出し、エンパシー能力や「2.5 人称の視点」を獲得することが求められている。

## 7. 会話と対話の違い：「対話の場」と「学びの場」と社会的学習

劇作家で演出家の平田オリザは、会話（conversation）と対話（dialogue）は全く違うとしている。

「会話が、お互いの細かい事情や来歴を知った者同士のさらなる合意形成に重きを置くのに対して、対話は異なる価値観のすり合わせ、差異から出発するコミュニケーションの往復に重点を置く。

対話は、単に自分を他人に紹介することではない。対話は初対面の人間とのみ行われるものではない。ごく親しい人との間でも、異なる価値観のすり合わせが必要となる場合には、対話的なコミュニケーションが要求される」（平田, 2015, p.168-169）。

21 世紀における原子力と社会のあり方を考える際、対話は不可欠であるとの認識は広がっている。

しかし、日本社会において、「対話とは何か」に関する深く広い専門知の蓄積は乏しい。また、対話を可能とするためには、「場」の形成が不可欠であるが、日本における「対話の場」の理論的・実証的研究は乏しい。さらに、原子力などをめぐる「政策対話の場」の形成には、科学と政治と社会の協働が不可欠であり、科学と政治と社会の協働が「対話の場」を「学びの場」へ進化させ、社会課題に対する新たなアプローチの発見に繋がるが、日本における科学と政治と社会の協働に関する学術研究も人材育成もこれからである。

**参考文献**

アイザックソン,ウォルター（2011）『スティーブ・ジョブズ（上・下)』講談社
堂目卓生・山崎吾郎（2022）『やっかいな問題はみんなで解く』世界思想社
ファノン, フランツ（2020）『黒い皮膚・白い仮面』みすず書房（海老坂武（訳）,新装版,原書 1952 年）
藤永茂（2021）『ロバート・オッペンハイマー：愚者としての科学者』筑摩書房
平田オリザ（2015）『対話のレッスン：日本人のためのコミュニケーション術』講談社
Polanyi, M. (1962) “The Republic of Science: Its Political and Economic Theory”, Minerva, 1(1), pp. 54-73
Rittel, H. W. & M. M. Webber (1973) “Dilemmas in a General Theory of Planning”, Policy Science, 4, pp.155-169
松岡俊二（他）（2022）『未来へ繋ぐ災害対策：科学と政治と社会の協働のために』有斐閣
高野秀行・清水克行（2019）『世界の辺境とハードボイルド室町時代』集英社
柳田邦男（2005）『言葉の力 生きる力』新潮社
Weinberg, A. M. (1972) ”Science and Trans-Science”, Minerva, 10(2), pp.209-222
朱 鈺・松岡俊二（2024）「対話の場と社会的学習：福島における 1F 地域塾の経験から」『アジア太平洋討究』48,pp.65-92

*Shunji Matsuoka[1]
Waseda Univ.

2024年秋の大会

社会・環境部会セッション

「対話の場」から福島の復興と廃炉を考える－2023 年度社会・環境部会賞記念講演

Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

2023 Award Commemorative lecture of Social & Env. Div.

# （2）福島特別プロジェクトの活動

(2) Activities of Fukushima support project

*布目礼子

公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター

## 1. はじめに

福島特別プロジェクトは、東京電力福島第一原子力発電所事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立ち学会の総力を結集して臨むために、理事会直結の組織として 2012 年 6 月に設立された。地元にとって切実かつ喫緊の課題であった周辺環境の除染作業のサポートや放射線影響に関する分析･助言など現地における活動を行うとともに、住民の早期の帰還を促すために、住民に寄り添い、国や自治体と住民との間のインターフェースの役割を果たす役割を担い、地元にとって有益な情報を分かりやすく発信するなど、地元の役に立つ活動を実施してきた。

## 2. 福島特別プロジェクトの活動

### 2-1. 活動の概要

当プロジェクトは、事故直後から「除染技術カタログ Ver.1」や「仮置き場 Q&A」などの作成やシンポジウムの開催など福島県民向けの活動を継続して実施するとともに、その活動状況等について学会誌等を通じて発信してきた。また、これらの活動の経験から「除染・帰還・復興に関する見解」をとりまとめ公表した。さらに、福島県の環境再生プラザへの専門家派遣や南相馬市での稲作試験なども行っている。

### 2-2. 対話活動

これまでの活動の内、福島県民の方々と直接関与するものとして、以下のようなシンポジウムや地域交流イベントを行ってきた

- 福島市、いわき市などにおいて、１F の状況の説明、オフサイトの環境修復の取り組みなど住民に知ってほしい情報を発信し疑問に答えるシンポジウムを 10 回以上開催。
- 富岡町において住民の声を直接聞くためにテーブルトークを中心とした地域交流イベントを実施。
- 学会の専門性を活かした活動として、福島市内に設置されている環境再生プラザへ説明員を派遣し、来館者の疑問に答えるとともに、どのようなことに懸念や不安を持っているのかを把握することに努め情報発信の際の一助としてきた。
- 直接的な関与ではないが、国や自治体への提言へ地元住民の考えを反映するために住民アンケートも。

## 3. おわりに

特別復興再生拠点区域内の除染される区域を少しでも拡大していくことが福島の再生、復興には重要であると考えているが、特別復興再生拠点区域以外の帰還困難区域の除染は範囲が限定されていることから帰還困難区域の大部分の避難を解除することは難しい。このような状況の中で、本プロジェクトは、今後も地元の方々の関心・ニーズに応える活動を継続していきたいと考えている。

---

*Reiko Nunome

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

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

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

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

Chair:Kohta Juraku(TDU)

## [2J_PL03] Discussion

早大レジリエンス研究所所長および同大ふくしま広野未来創造リサーチセンター長を務める松岡氏は、これらの組織を通じて福島第一原子力発電所事故や福島復興について多くの研究と取り組みを図ってきた。特に福島の復興と廃炉に関する「対話の場」＝「学びの場」の形成に関する研究と実践は特筆すべき活動である。本企画セッションではこれらの活動を通じて、同氏が考えてきた科学と政治と社会の協働の課題について講演していただく。キーワードは「Connecting the Dots」、「イノベーション」、「対話の場」、「学びの場」、「社会的学習」。
あわせて原子力学会が取り組んでいる福島特別プロジェクトの活動についても紹介する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

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

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

Chair:Isamu Sato(TCU)

[2N_PL01]

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

*Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

[2N_PL02]

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

*Yoshinobu Niitsu[1] (1. JNFL)

[2N_PL03]

General discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

核燃料部会、再処理・リサイクル部会　合同セッション

# 核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待
Issues and expectations for fuel field in "the Nuclear Fuel Cycle"

## （1）燃料の製造から運用・貯蔵に影響を与える核分裂生成物の解説

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

*園田　健[1]

[1]電中研

### 1. 背景

核燃料中に含まれる核分裂生成物（Fission Products：FP）は、ウラン濃縮、燃料製造、燃料性能、原子炉の運用と安全評価、輸送・貯蔵、再処理、処分など燃料サイクルのあらゆる分野に深く関係している。近年の燃料開発では、通常運転時の堅牢性や耐腐食性、過渡時の耐久性、事故時の破損低減、輸送時・貯蔵時の安定性、といった主に燃料被覆管の改良に重きを置かれた開発が行われているが、燃料サイクルとの関わりの視点が減ってきてはいないだろうか。また、核燃料の燃焼から生じる FP や超ウラン元素（TRU）への関心が薄れてきてはいないだろうか。そこで本報告では、核燃料の照射（燃焼）によって生じる FP や TRU が燃料の挙動に及ぼす様々な影響を整理し、解説する。

### 2. FP および TRU の発生と蓄積

核燃料に利用されている $^{235}$U や $^{239}$Pu、軽水炉燃料には使用されていない $^{233}$U、$^{241}$Pu、等の核分裂性物質に中性子を当てると、発熱と共に 2 つの原子核に分かれる。この核分裂反応の際に生成される核種を FP と呼ぶ[1]。この反応により中性子が 2〜3 個発生し、それがまた次の核分裂性物質の核分裂反応を発生させることで核分裂反応が継続する。加えて、放射線環境下では天然に存在する原子番号 92 より小さい元素に加えて、U や Pu が中性子を捕獲した後に $\beta$ 崩壊が起こることにより原子番号が 93 以降の元素が発生する。この元素を TRU と言い、特に $^{237}$Np、$^{244}$Cm、$^{241}$Am 等は核分裂性物質でもある。このように核分裂反応で形成される FP や TRU は核分裂反応（燃焼）が進むにつれて燃料内に蓄積する。

核分裂反応により FP は図 1[2,3]のように質量数 90 と 140 付近のピークを中心として軽めと重めの核種が形成されるが、その元素の特徴は大きく分けて表 1 のように分類される[4, 5]。いわゆる、安定的に酸化物となって存在する元素と元素単体で存在する元素、そして不活性ガス元素である。また蓄積の仕方も燃料と固溶する元素もあれば、混合酸化物、金属析出物となる元素もある。また揮発性、腐食性の元素も存在する。

これらの FP が燃料に蓄積することで、燃料の運用時や貯蔵時、事故時に様々な影響が発生する。以下の節で代表的な影響を解説する。

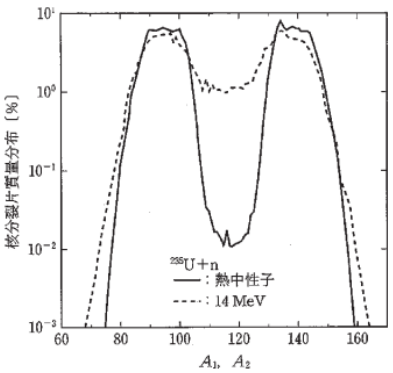



図１　$^{235}$Uの核分裂片質量分布[2,3]

| 分類 | 核種 | 半減期 | 放射能量*（Bq/tU） |
|---|---|---|---|
| 揮発性 FP | $^{85}$Kr | 10.8y | $4.8\times10^{14}$ |
| | $^{129}$I | $1.57\times10^{7}$ y | $1.6\times10^{9}$ |
| 準揮発性 FP | $^{90}$Sr | 28.8 y | $3.5\times10^{15}$ |
| | $^{134}$Cs | 2.06 y | $2.4\times10^{15}$ |
| | $^{137}$Cs | 30.1 y | $4.9\times10^{15}$ |
| 非揮発性 FP | $^{93}$Zr | 64.0 d | $8.4\times10^{9}$ |
| | $^{93}$Nb | 35.0 d | $1.8\times10^{10}$ |
| | $^{99}$Tc | $2.11\times10^{5}$ y | $6.5\times10^{11}$ |
| | $^{106}$Ru | 1.02 y | $1.6\times10^{15}$ |
| | $^{121}$Sn | 129 d | $1.3\times10^{10}$ |
| | $^{125}$Sb | 2.76 y | $1.4\times10^{14}$ |
| | $^{144}$Ce | 285 d | $1.4\times10^{15}$ |
| | $^{147}$Pm | 2.62 y | $2.5\times10^{15}$ |
| | $^{151}$Sm | 90 y | $1.4\times10^{13}$ |
| | $^{154}$Eu | 8.95 y | $2.0\times10^{14}$ |
| | $^{155}$Eu | 4.76 y | $9.8\times10^{13}$ |
| 燃料 | $^{235}$U | $7.04\times10^{7}$ y | $9.1\times10^{8}$ |
| | $^{238}$U | $4.47\times10^{9}$ y | $1.1\times10^{10}$ |
| TRU | $^{237}$Np | $2.14\times10^{6}$ y | $1.6\times10^{10}$ |
| | $^{238}$Pu | 87.7 y | $1.6\times10^{14}$ |
| | $^{239}$Pu | $2.41\times10^{4}$ y | $1.5\times10^{13}$ |
| | $^{240}$Pu | 6564 y | $2.2\times10^{13}$ |
| | $^{241}$Pu | 14.4 y | $5.5\times10^{15}$ |
| | $^{241}$Am | 432 y | $4.6\times10^{13}$ |
| | $^{243}$Am | 7370 y | $1.0\times10^{12}$ |
| | $^{242}$Cm | 163 d | $5.0\times10^{12}$ |
| | $^{244}$Cm | 18.1 y | $1.2\times10^{14}$ |

*炉型:PWR，濃縮度:4.5%，燃焼度:45,000MWd/t，冷却期間:4 年

表１　核分裂で生成する主なFPとTRU核種[4]

*Takeshi Sonoda[1]

[1]CRIEPI

### 3. 燃料挙動に影響を与える FP および TRU

#### 3-1. 燃料運用（照射）時

**(a) FP 生成による炉心運転への影響**[6]

$^{135}$Xe は非常に大きな熱中性子断面積を持ち、比較的多量に生ずる核分裂生成物である。直接核分裂生成物として生じる他に $^{135}$I のベータ崩壊生じる。運転中の原子炉が急に停止すると核分裂反応により生成される $^{135}$Xe の生成は止まるが、体系中にある $^{135}$I の崩壊により継続的に $^{135}$Xe が生成される。そのため、炉の停止後は初めのうち $^{135}$Xe の原子密度が増加し、その後は半減期（～9.2 時間）に従い崩壊し消滅する。ここで $^{135}$Xe は強力な中性子捕獲物質であるため、$^{135}$Xe 濃度が増加する間は原子炉の負の反応度が上昇する。それにより原子炉を停止してある程度の時間（30～40 時間）は再起動することが難しい状態になる。これを原子炉の再起動不能時間と呼ぶ。この $^{135}$Xe の蓄積は急激な停止を避けることで小さくできる。また運転中に出力変動を起こすと、それにより炉心内で局所的に $^{135}$Xe の濃度が変動するため、燃焼に不安定性が生じる。この現象を Xe 振動と呼び、これを防ぐために制御棒の操作などの処置をとる必要がある。

**(b) FP ガス放出による燃料棒内圧の上昇[7]**

燃料の燃焼が進むに従い FP が発生し燃料内に蓄積される。FP の中でも希ガスである Kr, Xe は燃焼履歴（線出力、温度）に従い、一部がペレット外に放出され、被覆管内のプレナム部に蓄積される。軽水炉燃料の場合、商用炉で現在利用される燃焼度レベルでは、FP 生成量の数パーセントが放出されても問題ないようにプレナム体積が設計されている。しかし、近年は更なる高燃焼度化が志向されており、もし FP ガス放出量が著しく増える場合は、幾つかの不具合が連鎖的に発生する可能性がある。いわゆる FP ガス放出による燃料棒内圧の上昇と、それによるペレットと被覆管の間隔の増加（リフトオフ現象）、そしてそれによる熱伝導性能の低下によるペレット温度の上昇、そしてそれが更なる燃料棒内圧の上昇を起こす、といった不具合である。これを防ぐには、出力の適切な運用と、体系的に単位体積当たりの燃料棒密度を増やすことが考えられる。

**(c) 腐食性 FP による PCI 破損の発生[8]**

原子炉の起動時、または出力変動時はペレットの熱膨張や収縮によりペレットに亀裂が発生したり、ペレットと被覆管が接触する可能性がある。その際に被覆管に応力が負荷されると共に、ペレット内に蓄積された腐食性 FP である Cs や I が被覆管内面と作用して、そこが亀裂発生の起点となり、被覆管内面から外面に向けて亀裂が進展する現象がある。これを PCI 破損とよび、原子力発電での負荷追従運転を検討する際の課題の一つと考えられている。この PCI 破損の低減には大粒径燃料や添加物燃料の適用、または Zr ライナーの適用などが有効と考えられている。

**(d) MOX における He 放出[7]**

MOX は核分裂性物質である $^{239}$Pu が添加されている。$^{239}$Pu は燃焼時のみならず貯蔵時においても α 崩壊するため、MOX を長期に渡り貯蔵する、または燃焼度を増加させると、ウランにおける FP 蓄積に加えて多量の He が蓄積されることになる（ウランより 2 桁増）。これはペレット特性や(b)で述べた被覆管内圧の上昇に影響を与えると考えられ、MOX の燃焼度延伸に対する壁の一つとなっている。

#### 3-2. 燃料貯蔵時

**(a) 被覆管中の水素化物の再配向[9]**

照射時の冷却材の放射線分解によって生成した水素の一部は被覆管に吸収され固溶する。乾式貯蔵時に、FP ガスの放出等で燃料棒内圧が高くなり被覆管の周方向応力（フープ応力）が大きい状態で、崩壊熱の減少によって燃料温度が低下する場合、被覆管に固溶していた水素が水素化物として半径方向に再配向し、水素脆化が進む可能性がある。これに対応するには乾式貯蔵時の燃料温度を調整または被覆管の耐水素吸収特性を強化する必要がある。

#### 3-3. 事故時

**(a) 冷却水喪失事故（LOCA）時の燃料粉砕・移動・放出（FFRD）挙動[10]**

原子炉にて LOCA が発生した場合、燃料の有する崩壊熱により炉内の冷却水が水蒸気になり、同時に燃料温度も急上昇する。その後、燃料棒の内圧が上昇し、ある部分でバルーニングが発生し、燃料バーストが発生する。その際に、被覆管内のペレットは粉砕し、バルーニングの際に被覆管内を移動し、最終的にはバースト時に形成された破損口から燃料が放出されることになる。本挙動のメカニズム解明には、燃料ペレット中の FP 分布と、加熱時の FP 分布と微細組織変化、加熱時（過渡時）の FP ガス放出とそれによる内圧増加、そして燃料棒の軸方向の FP ガスの透過性が重要になる、と米国 NRC は考察しており、今後、メカニズム解明が望まれている。

**3-4. 再処理時[11,12]**

燃料を再処理した場合、Pd 等の金属 FP は硝酸に溶けない。そのため、ガラス固化をする際に白金族 FP（Pd, Ru, Rh）が入ることでガラスの電気抵抗が低下し、溶融化ガラスは高粘性化する。その結果、通電によるジュール加熱の不調やガラス流下性低下・不調・閉塞などの事象が発生し、ガラス固化プロセスの連続運転が出来なくなる。本件については、白金族 FP の吸着法や、白金族 FP の有効利用法などの研究が様々な研究機関で行われている。

**4. 燃料挙動を評価する際に用いられる FP および TRU[13]**

核分裂反応により生成され、燃料内に蓄積される FP や TRU は、燃料棒の局所燃焼度を評価する際の指標として利用される。例えば、$^{148}$Nd は中性子断面積が小さく、且つ燃料内の移動が少ないことが知られており、燃焼度の評価に用いられている。また、軸方向の燃焼度分布については $^{134}$Cs や $^{137}$Cs が用いられる。また、この $^{134}$Cs と $^{137}$Cs の比は照射中の燃料温度の勾配に関する評価に用いられる。他にも、燃料の最終サイクルの出力の大小を検証するための指標として短半減期の Zr 同位体等を用いる、MOX と $UO_2$ を分離するために Xe と Kr の比（Xe/Kr　大：MOX、小：$UO_2$）を利用する、などが挙げられる。

貯蔵中の使用済燃料の崩壊熱については、貯蔵初期は FP が崩壊熱の大半（90%以上）を占め、また、貯蔵期間が長くなるに従い FP の崩壊熱に占める $^{90}$Sr→$^{90}$Y, $^{137}$Cs→$^{137m}$Ba の寄与が増加する（燃焼度に依存するが 20 年冷却で 90%以上を占める）。

**5. まとめ**

燃料を健全に、且つ経済的に使用するには、核分裂反応により生成される FP や TRU が燃料挙動に及ぼす影響を把握し、適切な対策を検討する必要がある。また、今後の燃料サイクルを発展させるには、この FP や TRU についても多方面の影響を検討し、開発を行うことが肝要と思われる。

[参考文献]

[1]環境省ホームページ：https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-02-03.html
[2]多田将、「放射線について考えよう」第 10 章、https://radiation.shotada.com/chapter/10/
[3]K. Shibata, T. Kawano et al.,"Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDLE-3.3",J. Nucl. Sci. Technol. 39.1125 (2002).
[4] 森山裕丈、エネルギー・資源　Vol.35 No.2 (2014) URL: https://www.jser.gr.jp/wp-content/uploads/2020/12/201403_SI2.pdf.
[5] 原子力ハンドブック編集委員会；原子力ハンドブック(2008)、オーム社.
[6] 武田充司、仁科浩二郎、ラマーシュ　原子炉の初等理論（下）(1995)、p702-713、吉岡書店.
[7] OECD/NEA, "Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition", OECD 2012, NEA No. 7072, p36-37. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14782/nuclear-fuel-safety-criteria-technical-review?details=true
[8] OECD/NEA, "Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition", OECD 2012, NEA No. 7072, p40. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14782/nuclear-fuel-safety-criteria-technical-

review?details=true
[9] Q. Auzoux et al., “Hydride reorientation and its impact on mechanical properties of high burn-up and unirradiated cold-worked stress-relieved Zircaloy-4 and Zirlo™ fuel cladding”, J. of Nucl. Mater. Vol. 568 (2022), 153893.
[10] M. Bales, A. Chung et al., “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup”, RIL 2021-13 (2021).
[11] T. Usami et al., Proc. of Global 2015, Pape 5186 (2015).
[12] K. Uruga et al., Proc. of Global 2015, Pape 5191 (2015).
[13] A. Sasahara, T. Matsumura et al., J. of Nucl. Sci. and Tech., Vol. 45, No. 4, p313-327 (2008).

2024年秋の大会

核燃料部会、再処理・リサイクル部会　合同セッション

# 核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待
Issues and expectations for fuel field in “the Nuclear Fuel Cycle”

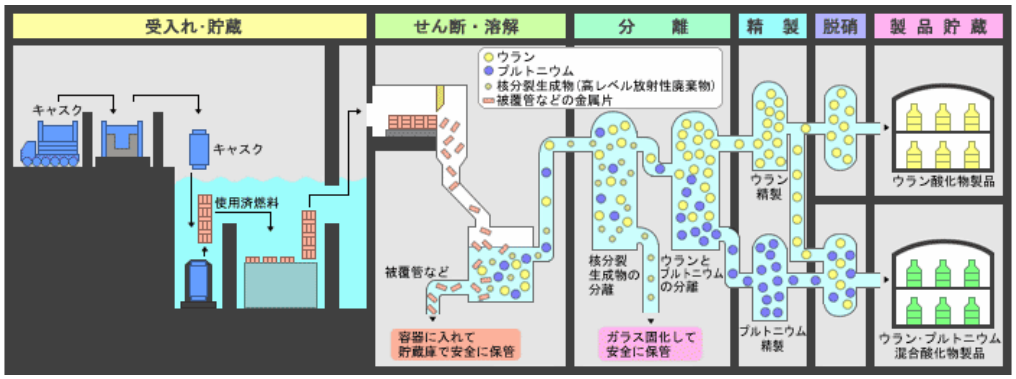
# （２）再処理工程上、FP や TRU によって引き起こされる課題やフロントエンド側への要望

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

新津　好伸 [1]
[1] 日本原燃株式会社

## １．はじめに

我が国では、原子力発電所で使用した核燃料（以下、使用済核燃料）を再処理し、分離・回収したプルトニウム を用いてＭＯＸ 燃料として、軽水炉で使用するプルサーマル計画を推進している。今後、六ヶ所再処理工場の操業開始に伴い、ＭＯＸ粉末が製造され、ＭＯＸ燃料工場で燃料としたのち、国内の原子力発電所で使われる。また、使用済核燃料から分離された核分裂生成物（以下、ＦＰ）や超ウラン元素（以下、ＴＲＵ）は、ガラスと混合することによりガラス固化体を製造し、高レベル放射性廃棄物として最終的には地層処分される。




六ケ所再処理工場の工程

## ２．再処理工場、ＭＯＸ燃料工場の運転

使用済核燃料を再処理する場合には、原子力発電所に装荷する前の燃料組成、発電中の照射履歴、発電後の冷却期間により、使用済核燃料中のウラン、プルトニウムだけでなく、ＦＰやＴＲＵ等の組成が異なるため、これらを考慮する必要がある。具体的には、ＭＯＸ燃料、ガラス固化体には、それぞれに製品としての仕様が定められているため、後工程となるＭＯＸ燃料工場、地層処分を意識して、それらを満たすことが必要である。

さらに 2018 年 7 月 31 日の原子力委員会決定「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」に示されているとおり、我が国のプルトニウム保有量を減少させるため、プルトニウムの需給バランスを確保し、再処理から照射までのプルトニウム保有量を必要最小限とし、再処理工場等の適切な運転に必要な水準まで減少させることが求められている。再処理工場、ＭＯＸ燃料工場では、上記の製品仕様を満たすことに加え、それぞれの工場の特徴や能力を踏まえて、実際の運転をすることになる。

再処理工場、ＭＯＸ燃料工場の安定運転は、核燃料サイクルを回していくために極めて重要であるため、再処理工場、ＭＯＸ燃料工場が本格的な操業となる前に、あらためて両工場を運転していくうえで考慮すべき点について、核燃料部会、再処理・リサイクル部会の本合同セッションで皆様と共有することとしたい。

*Yoshinobu Niitsu[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Ltd.

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

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

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

Chair:Isamu Sato(TCU)

## [2N_PL03] General discussion

再処理あがりのウラン製品とMOX燃料用のウラン・プルトニウム製品を供給する再処理分野と、これを受けて燃料を製造する核燃料製造分野においては、今後、核燃料サイクルの本格稼働に向けて、連携を強くしていくべきではないかと考えます。再処理分野においても、燃料製造分野においても、その実現を難しくするのは、核分裂で発生する核分裂生成物（FP）とウランなどの核種の中性子吸収などにより発生する超ウラン元素（TRU）であるといえます。まずは広く浅く両者の状況を理解することを目的として、議論を行い、今後の更なる相互理解へつなげていきたいと考えています。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Lecture：Local Organizing Committee

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

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

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[2E92_PL01]

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

*Hajime Asama[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

特別講演

# 福島第一原子力発電所の事故対応および廃炉のためのロボット技術・遠隔技術

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

*淺間 一[1]

[1]東京大学

## 1. 背景

これまで，福島第一原子力発電所（1F）の事故対応，廃炉においては，放射線量が高く，人間が立ち入ることが困難，危険，不可能な環境が多く，様々な場面において，ロボット技術・遠隔技術の活用が必須となっている．1F の事故対応・廃炉において，これまでに活用されたロボット遠隔技術については，すでに別報で紹介しているが 1)，本講演では，その後の経緯や最近のミッションで明らかになってきたことなども含め紹介するとともに，今後，廃炉におけるロボット遠隔技術の開発・導入やそのための人材育成において考慮すべきことについてについて述べる．

## 2. 福島第一原子力発電所の事故対応・廃炉におけるロボット技術のニーズ

1F 事故直後，ロボット遠隔技術は，事故対応として，事故の状況の調査や冷却の安定化，封じ込めなどのミッションで用いられていたが，現在では，廃炉やそれに向けての準備・環境整備などにシフトしている．ロボット遠隔技術術活用の最大の目的は，現場作業員の被曝の低減であり，被爆のリスクの高い作業での活用が特に求められる．具体的なタスクは，注水，瓦礫・燃料（使用済み燃料，燃料デブリ）・汚染水等の除去・移送（切断，吸引，ハンドリング），調査・計測・マッピング（映像，放射線量，等），サンプリング（ダスト，汚染水，コンクリートコア，燃料デブリ，等），除染・遮蔽，汚染水の止水，デバイス・計器・機材・装置・設備の運搬・除去・設置・解体，汚染物・廃棄物・汚染水のハンドリング・処理，解体などである．

## 3. 福島第一原子力発電所の事故対応・廃炉におけるロボット技術の活用

これまでに，地上，水上，水中，空中で動作する 50 種類以上のロボット技術が事故対応・廃炉の現場で用いられている．緊急時であった事故直後は，災害対応用ロボットや偵察用ロボットなどをそのまま，あるいは改造して用いていたが，その後の廃炉では，ミッションや導入環境に応じて，ロボットを設計開発／導入するケースが多くなった．現場を模擬したモックアップで，ロボットの試験やオペレータの訓練を行って後に現場で導入されることになるが，これまでにロボットがスタックして動かなくなる，回収できなくなるといったことも生じていた．その主な直接的要因は，通信の切断，操作ミス，放射線による機能不良などであるが，そもそも導入する環境自体が事前によくわかっていないケースもあり，設計・開発や運用は容易ではない．原子炉建屋，特に，格納容器内は，壁や障害物が多く，無線通信も通じにくいことが，ロボット導入を困難にしている要因となっている．最近，通信を中継するロボットと調査・作業するロボットをペアで投入することで，無線でロボットを動作させることが可能かつ有効であることがわかってきた．

## 4. おわりに

廃炉の工程は長期間に及ぶため，基礎研究，基盤技術開発，人材育成が重要である．そこでは，廃炉，原子力分野に特化することなく，広く社会に貢献できる高度な技術開発，人材育成という視点が重要である．

## 参考文献

1. 淺間 一："福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術"，日本原子力学会誌 ATOMO Σ，vol. 62, no. 3, pp. 13-14, 3 月 (2020).

---

*Hajime Asama[1]

[1]The Univ. of Tokyo

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

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

## [3A_PL] Current status of the plan of new research reactor at Monju site

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

[3A_PL01]
Progress on basic design of the new research reactor
*Masaji Arai[1] (1. JAEA)

[3A_PL02]
A perspective on neutron instruments for the new research reactor
*Nobuhiro Sato[1] (1. Kyoto Univ.)

[3A_PL03]
Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor
*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[3A_PL04]
Discussion
All Presenters

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

# 「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research reactor at Monju site

## （1）新試験研究炉の詳細設計Ⅰの進捗状況
(1) Progress on basic design of the new research reactor

*新居　昌至
日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに
福井県敦賀市にある「もんじゅ」サイト内に新たに設置が計画されている試験研究炉（以下、「新試験研究炉」とする）は、文部科学省の委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」として令和 2 年度から日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」とする）、京都大学、福井大学が中核的機関となり概念設計を開始し、令和 4 年度末からは原子炉設置許可申請を目指した詳細な設計（以下、「詳細設計Ⅰ」とする）の段階に入った。

令和 4 年 12 月に原子力機構が詳細設計段階以降の原子炉設置の実施主体に選定されたことを受け、令和 5 年度から原子力機構が国からの補助を受けた事業として、これまで協力して概念設計を進めてきた京都大学及び福井大学と令和 5 年 5 月に協力協定を相互に締結[1]することで連携をさらに強化し、新試験研究炉設置に関わる詳細設計Ⅰを着実に進めている。

ここでは、原子力機構が中心として実施してきた炉心構成を中心とした概念設計の結果及び現在の詳細設計Ⅰの進捗状況について報告する。

### 2. 概念設計の結果
#### 2-1. 炉心構成の概念
中性子ビーム利用を主目的とする新試験研究炉では、できるだけ高い熱中性子束を達成することが望まれる。また、運転持続可能日数は、試験研究炉の稼働率に直結するため、できるだけ長期間、燃料交換無しに運転を持続できることが望まれる。これらの設計目標については、原子力機構で稼働中の JRR-3（熱出力 20MW）の性能を参考に設定し、JRR-3 の半分の出力 10MW で JRR-3 と同等程度の熱中性子束を得ることを目指した。燃料要素は研究炉で一般的な低濃縮ウランシリサイド板状燃料とし、設計目標を満たす炉心として、図 1 に示す ce20 炉心（燃料要素 20 体、運転持続可能日数 416 日、平均燃焼度 55%）と呼ぶ 5x5 の燃料要素配置から中心と四隅の 5 体分を照射孔とした炉心構成を最適とした。

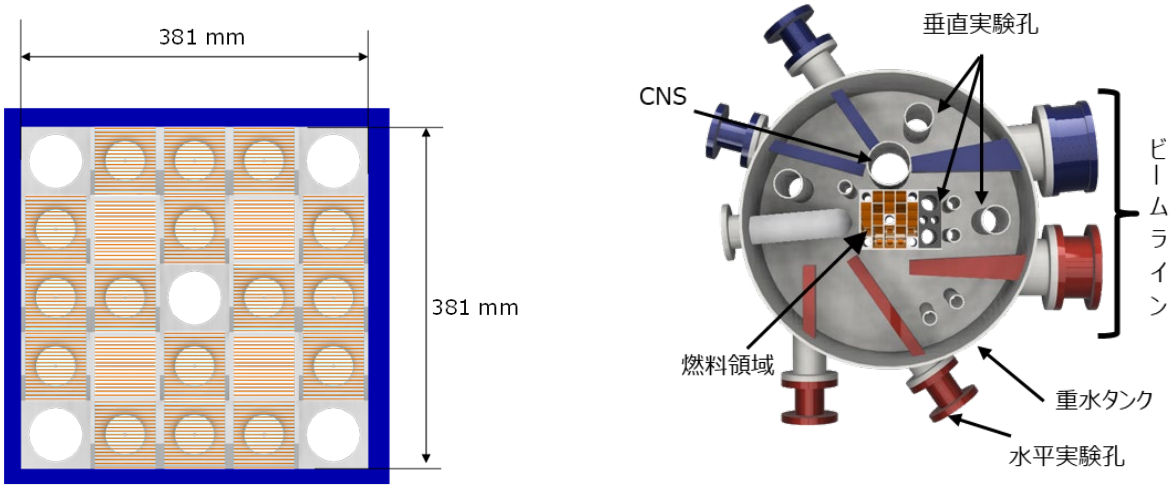



図 1 ce20 炉心及び炉心構造物のイメージ

また、新試験研究炉には多岐にわたる研究成果やイノベーション創発への貢献が期待されている。そこでce20 の炉心構成を念頭に、求められる利用の検討方針として、①高い性能を持つ冷中性子源（CNS）、②学術研究及び産業利用における多様なニーズに応えるビーム利用、③使い勝手の良い照射設備の 3 つを軸に検討を行った。燃料領域の周辺には、中性子小角散乱装置、中性子イメージング、中性子回折装置、中性子反射率計などのビーム実験装置群に効果的に中性子を提供するための水平実験孔を配置した。特に、世界と伍する中性子ビーム炉を実現するためには最新の知見に基づいた高性能 CNS の整備が不可欠であり、予備的検討の結果、減速材として液体重水素が優れていることを確認した。照射設備に関しては、最低限設置すべき照射実験装置として中性子放射化分析装置を挙げ、それに必要な照射設備として、気送照射設備及び水力照射設備を挙げた。

### 2-2. 施設レイアウトイメージ

新試験研究炉施設レイアウトのイメージを図 2 に示す。縦 60 m、横 120 m 四方程度の敷地には、原子炉本体施設、ビームホール、照射後処理施設、原子炉管理棟などをコンパクトに配置することになる。炉心を格納する原子炉建家とその周辺のホットセルなどが設置される施設は、十分な耐震性を有した重厚な造りとなり、原子炉建家に隣接するビームホールは、多種多様な実験装置を多数設置できる十分なスペースを確保する。

また、新試験研究炉は中性子を活用したさまざまな基礎的な研究をはじめ、革新的な研究開発、医薬品の開発、原子力の安全性研究といった研究開発だけでなく、地域産業との連携や共生、原子力の教育などへの貢献が期待されることから、核セキュリティ上の安全性を十分に確保した上で、多くの研究者、学生、企業の方々が利用できるよう、実験設備には比較的容易にアクセスできる工夫が必要となる。

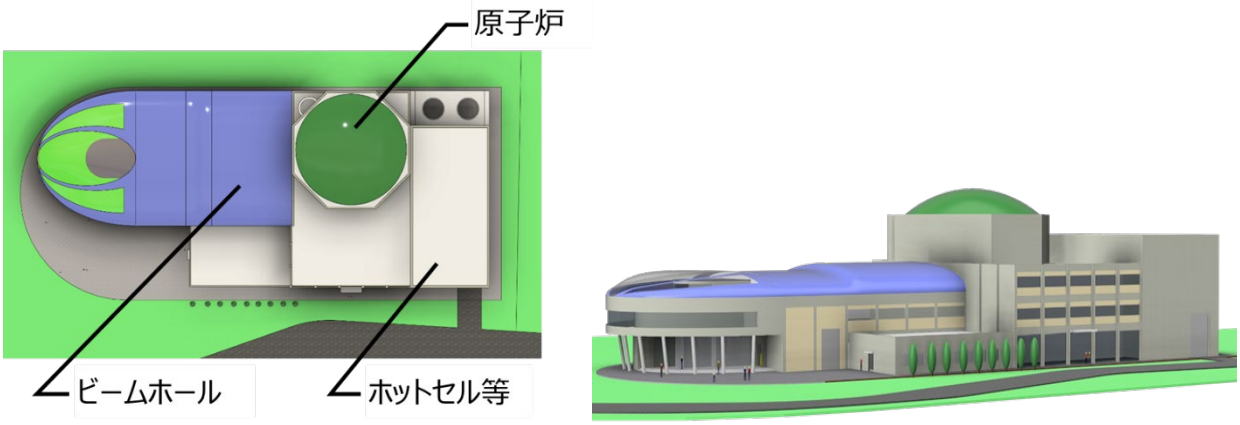



図 2 新試験研究炉施設レイアウトのイメージ

## 3. 詳細設計 I の進捗

### 3-1. 原子炉設置許可申請に向けた詳細設計 I

新試験研究炉の詳細設計は、図 3 に示すとおり、原子炉設置許可の申請に関わる「詳細設計 I 」と設計及び工事の計画の認可の申請に関わる「詳細設計 II」の 2 つのフェーズに分割して進める。詳細設計 I は、機器・設備の主要仕様や基本設計、使用済燃料の処分の方法、気象・地盤・地震や社会環境、平常時被ばく、事故・トラブル時の影響評価など多岐に亘り、安全規制に適合する原子炉の設計方針を記載した原子炉設置許可申請書の作成が主たる作業となる。

また、新試験研究炉の高い信頼性と安全性を確保するにあたり、設計から製作、据付まで一貫して行う業務に関する枠組となる契約を、三菱重工業株式会社と令和 5 年 11 月に締結[2]した。現在は、系統ごとに主要な設備・機器を抽出し、設計上の要求事項を具体的に取りまとめ、要求事項に対する基本設計方針の策定を進めている。

### 3-2. 建設候補地の検討状況

新試験研究炉の建設候補地として、「もんじゅ」サイト内の 3 地点が抽出されている。令和 2 年度から候補地の地質調査を開始し、現在は地質調査の結果及び外部有識者の技術的検討を踏まえて、候補地を一つに絞り込むための選定作業を進めている。選定にあたっては、地盤の安定性を最優先に、原子炉設置までの必要な期間、安全対策コスト及び利便性を加味して総合的に判断する。

建設候補地の選定結果については、原子炉設置許可申請の見込み時期と合わせて、本年中に公表する。

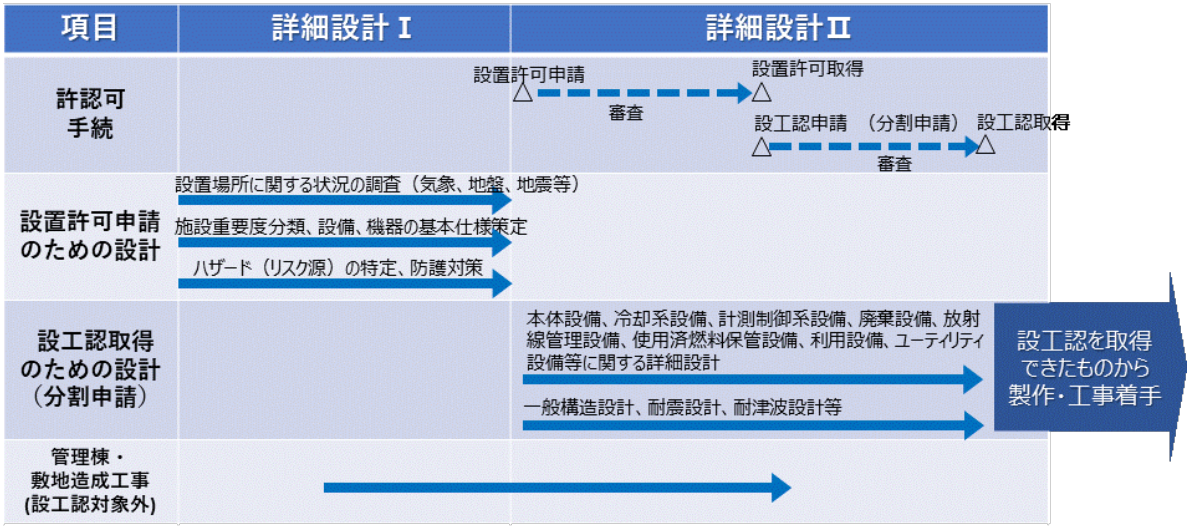



図 3 詳細設計検討スケジュール

[1] https://www.jaea.go.jp/04/nrr/jp/news/20230508/index.html

[2] https://www.jaea.go.jp/02/press2023/p23112901/

*Masaji Arai

Japan Atomic Energy Agency

2024年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

# 「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

## （2）新試験研究炉利用の実験装置検討

（2）A perspective on neutron instruments for the new research reactor

*佐藤　信浩
京都大学

### 1. はじめに

「もんじゅ」サイト新試験研究炉（以下、「新試験研究炉」とする）の概念設計および詳細設計において、京都大学は「施設に対するニーズ整理および幅広い利用運営の検討」を担当し、主に新試験研究炉に設置すべき実験装置と効率的な利用運営体制のあり方に関する議論を行っている。その中において、優先して設置すべき実験装置の提案や実験装置整備に向けた体制の構築、さらには、学術研究や産業利用の発展と人材育成や地元振興への貢献等につながる実験装置検討の進め方について検討を重ねてきた。本発表では、これまでの実験装置検討の概要と今後の活動の展開について報告する。

### 2. 実験装置検討における基本指針

新試験研究炉は、熱出力 10MW の中出力炉としての性能を最大限に発揮するために、中性子ビーム利用を主目的としつつ中性子照射利用を含めた多目的利用を視野に入れ、広汎な分野の研究に利用可能な施設の実現を目指している。持続可能性が期待できる幅広い利用運営体制の構築と、汎用性と先端性のバランスが取れた多様な実験装置群の設置により、学術研究、産業振興、人材育成、地域貢献に資する有用性の高い研究拠点を形成することが重要な目標である。新試験研究炉の稼働開始に至るまでの間、中性子利用に関連する学術・技術を継承・発展させつつ、世界と伍する実験装置の設置や運用に必要な人材を確保するために、関連コミュニティとの密接な連携を図り、新試験研究炉利用開始時の科学技術の進展や社会情勢の変化を見据えた活動を並行して進めている。

### 3. 優先設置実験装置

国内の中性子ビーム炉である JRR-3 においては約 30 台の実験装置が稼働しているが、新試験研究炉においては、関連学術コミュニティへのヒアリング等を通じて、汎用性や利用ニーズの観点から重要度の高い 5 つの装置（中性子小角散乱、中性子イメージング、中性子粉末回折、中性子反射率、中性子放射化分析）を優先設置装置として定め、端緒としてこれらの検討を着実に進めることとした。また優先装置以外にもコミュニティからの要望があり、原子炉本体の設計に密接に関連する装置（研究用 RI 製造、陽電子ビーム、材料照射、生物照射、三軸分光、素粒子原子核物理）についても装置に要求される仕様に関して調査を進めている。

### 4. タスクフォースによる実験装置検討

新試験研究炉に設置する実験装置は、原子炉運転開始時において最先端の利用が期待されるものであり、学術研究や産業利用の発展を踏まえつつ人材育成と地元振興への貢献も考慮する必要がある。このため長期にわたって装置開発・設置・利用のプロセスに主体的に取り組むプロジェクトチームを実験装置ごとに編成する必要がある。そこで関連分野の専門家に協力を仰ぎ、前項で述べた各実験装置に関する検討を実施するタスクフォース（TF）を編成した（図 1）。TF の活動は、全体計画を立案し基本仕様を策定する Phase 1 と、装置の詳細設計を行い装置の建設設置を進める Phase 2 の 2 段階で実施し（図 2）、令和 6 年度より Phase 1 の活動を開始した。Phase 1 においては、国内外施設の現状調査や課題抽出を行うとともに新試験研究炉における特徴づけや広汎な利用の促進策等を検討した上で、10–20 年後を見据えた装置の基本仕様策定を目指す。

**5. 既存施設を利用した研究開発と将来の展開**

2 の基本指針で述べたように、新試験研究炉の利用開始時点で、利用価値の高い有用な施設を実現するためには、当該分野の学術や産業の隆盛を見極めつつ関連コミュニティとの発展を図ることが肝要である。そこで、TF の活動においては、KUR や JRR-3 等の既存の中性子施設を利用した先端実験装置のプロトタイプ開発や解析の高度化などを進め、既存技術の継承や新たな利用分野の開拓を行うとともに、新試験研究炉への活用に向けて適宜フィードバックを図る(図 2)。これらの活動を通じて中性子利用に携わる人材を育成し、学術研究の発展や産業利用の支援、装置の効率的な運用に携わる高度な人材を確保することも重要な課題である。新試験研究炉建設という貴重な機会を通じて社会に貢献する中性子利用を目指し、長期にわたって成果を生み出す利用価値の高い装置群を実現するために、大学・国研等の学術コミュニティや産業界、地域社会等、多方面からの意見や要望を募り協力・支援を仰ぎ、All Japan 体制での持続的なプロジェクトとして計画を推進する。

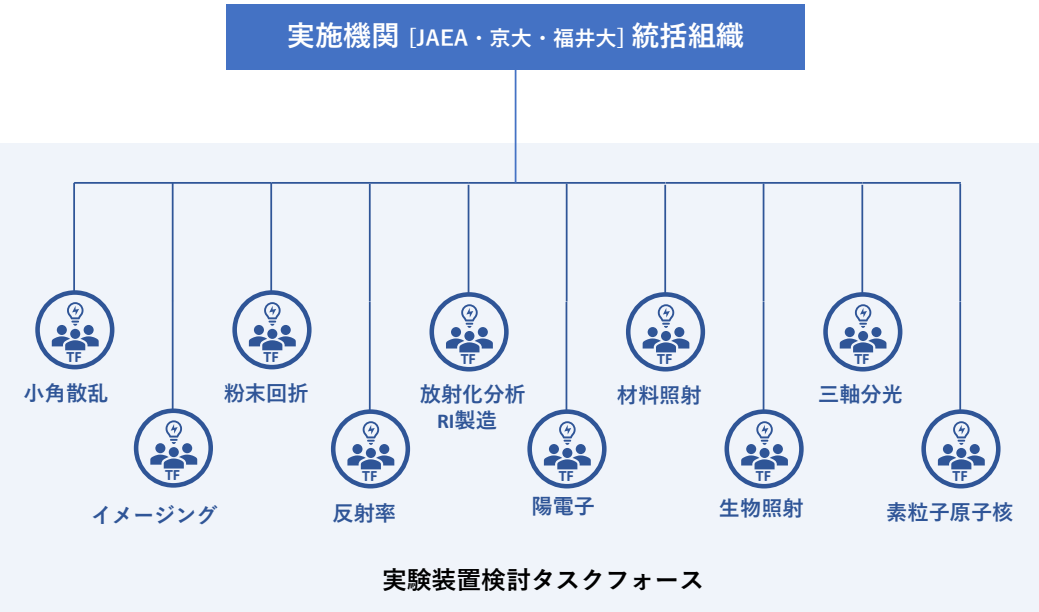



図 1　実験装置ごとに編成するタスクフォース

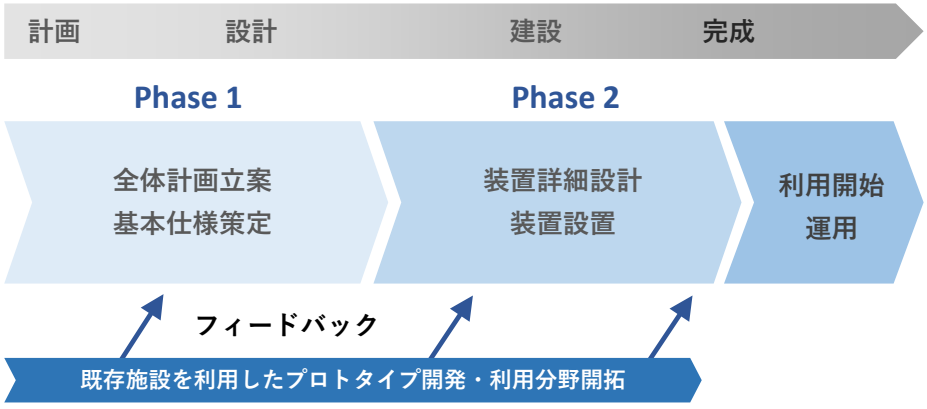



図 2 タスクフォースによる実験装置の検討と既存施設における開発

*Nobuhiro Sato[1]
[1]Kyoto Univ.

2024年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

# 「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状

Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

## （3）新試験研究炉利用に向けた地元関係機関との連携構築

（3）Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor

*宇埜正美

福井大学

### 1. 令和 5 年 3 月から始まった詳細設計

令和 5 年 3 月まで続いた文科省の委託事業である本試験研究炉の概念設計では、JAEA が中心となり炉の設計・設置・運転および地質調査を行うワーキンググループ 1 （WG1)、京都大学が中心となり幅広い利用・運用について検討する WG2 および福井大が中心となり地元関係機関との連携を構築していくための活動を行う WG3 に分かれて活動を行ってきた。令和 5 年 3 月から新たに始まった JAEA を代表とし京都大学および福井大学が加わった共同研究である詳細設計では、本日のここまでの報告にあるように引き続き JAEA が中心となり詳細設計の検討および京都大学が中心となり新試験研究炉に設置する実験装置の検討が行われている。一方、これまでの福井大学が担当してきた地元との連携構築についてはそれ以外の地元関連の施策と合わせて地域関連施策検討 WG で議論していくこととなった。

### 2. 地域関連施策検討 WG

地域関連施策検討 WG は、利用促進法人の役割等についての検討やトライアルユースの実施に向けた準備を行うサブワーキンググループ 1 （SG1)、複合利用拠点の設備等について検討する SG2、中性子利用を専門とする人材の育成に向けたロードマップ等について検討する SG3 にわかれて議論している。いずれの SG も JAEA、京都大学および福井大学のメンバーが中心となって構成されている。概念設計の段階から福井大学が中心となって行ってきた地元企業への情報発信と技術相談は SG1 の活動として、福井大学における中性子利用に関するカリキュラムの構築は SG3 の活動として議論されている。

### 3.福井大学の活動

#### 3-1. 地元企業への情報発信と技術相談

福井大学の産学連携本部を中心に JAEA および福井県庁とも連携して、地元企業の集まる FUNTEC フォーラム[1]や繊維マテリアル研究センター発表会などで新試験研究炉の紹介をするほか、福井県の委託を受けた原子力安全研究協会による講習会などを福井大学にて開催した。さらには福井大学および JAEA のこれまでの産学連携経験をもとに個別の企業に対して地元勧誘活動を行い、中性子利用に関して前向きな企業もあったが、企業内の中性子利用専門家の育成の要望など課題も出された。

#### 3-2. 中性子利用カリキュラムの構築

今後、地元における中性子の利用は福井大学の教員の研究や地元企業との共同研究を通じて発展すると考えられるので、そのためのカリキュラムの構築には、まずは多くの福井大学教員が中性子を利用する研究を行っていくことが必要である。そのため学内の部局間を超えた研究組織である研究ファームを利用して、中性子利用研究を促進する研究支援を開始した。現在までに繊維先端工学講座他、物理工学講座および原子力安全工学講座に所属する 3 つの研究グループが支援を受けており、これらの教員の研究とその研究に必要な学問や中性子の利用方法等を紹介するセミナーを行っている。さらに令和 6 年度より JAEA に所属する中性子利用の専門家を特命教授として招聘し、これらの教員に対する技術的な相談や既存の試験研究炉のトライアルユースに向けたサポートを行っている。これらの活動で得た福井大学教員の中性子利用に関する情報をもとに、まず次年度にオンデマンドの授業教材を作成する予定である。

[1] https://hisac.u-fukui.ac.jp/kyouryokukai/information/1788/

*Masayoshi Uno

[1]Univ. of Fukui

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

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room A(Recture RoomsA 1F A101)

# [3A_PL] Current status of the plan of new research reactor at Monju site

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

## [3A_PL04] Discussion

All Presenters

福井県敦賀市「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画が進んでいます。本計画は、令和4年12月から日本原子力研究開発機構(以下 原子力機構)が実施主体として、京都大学及び福井大と協力して推進しており、原子力機構は三菱重工業(株)と「新試験研究炉の設置業務に係る基本契約」を締結し、令和6年中に設置許可申請時期を含む設置計画を策定します。京都大学は、中性子ビーム利用を主目的とした熱出力10MWの新試験研究炉に設置する実験装置検討を、福井大学は、地元との連携構築強化に向けて活動をしています。これらの機関から現状と今後の進め方について報告し、議論をする予定です。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science subcommittee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

# [3C_PL] Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

Chair:Shigekazu Hirao(Fukushima Univ.)

[3C_PL01]

Distribution and risks of radioactive caesium in forests

*Kazuki Iijima[1] (1. JAEA)

[3C_PL02]

Agriculture, Forestry and Fisheries of Fukushima Prefecture -Current status, issues and future from the nucler disaster

*Kenichi Ogino[1] (1. Agriculture and Forestry Planning Division of Fukushima Prefectural Government)

[3C_PL03]

Research on Forest Radioactivity at the Fukushima Prefectural Forestry Research Center

*Hideki Ogawa[1] (1. FPFRC)

[3C_PL04]

The impacts of wildfires on radionuclides redistribution in the radioactivity contaminated areas

*Yasunori Igarashi[1] (1. Univ. of Tsukuba)

[3C_PL05]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 福島の森林の現状と課題および研究の進展

Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

## （1）森林における放射性セシウムの分布とリスク

(1) Distribution and risks of radioactive caesium in forests

*飯島　和毅[1]

[1]原子力機構

### 1. はじめに

1F 事故により放出され、陸域に沈着した放射性セシウムのうち、約 70%は森林に沈着した。住居、農地、道路などの生活圏は除染対象であるが、生活圏になっていない森林は、基本的に除染されていない。そのため、特に生活圏近くに森林が多く存在する里山においては、森林に残存する放射性セシウムの影響やリスクを正しく認識することが重要である。本件では、その影響やリスクを把握する基礎となる森林における放射性セシウムの分布の現状を概括する。

### 2. 森林の放射性セシウムの現状

#### 2-1. 森林の放射性セシウムの分布と挙動

事故から 13 年が経過した現状では、森林に沈着した放射性セシウムの 90%以上は、樹冠から地表面に移動している。また、地表面に存在する放射性セシウムの 90%以上は、地表面から 10 cm までの深さにとどまっており、深さ方向への移行は極めて遅い。健全な森林の地表面から流出する放射性セシウムは、1 年間に沈着量の 0.1%程度と極めて少なく、台風などの大雨時でもほとんど変化はない。森林火災などで下草やリター層が焼失した斜面では流出割合は多くなるが、せいぜい年間 3%程度で、1 年後には下草の繁茂やリターの堆積のため、元の流出割合に回復する。つまり、森林に沈着した放射性セシウムは、流出や地下深部への移行はほとんど起こらず、長期にわたり森林地表面にとどまると考えられる。

#### 2-2. 森林での放射性セシウムの挙動が引き起こす生態系への移行

樹木については、1 年間に吸収される放射性セシウムの量は、地表面に存在する量の 0.1%程度と見積もられている。しかし、森林表土に放射性セシウムが長期にわたり留まることで、樹木中の放射性セシウム濃度の減少は、今後も緩やかであると考えられる。山菜・キノコは、種類によって濃度が高い状況が続いているが、その濃度の減少も緩やかであると推測される。

森林からの放射性セシウムの流出が少ないため、森林を水源とする河川水系を流れる放射性セシウム濃度は、数年程度の半減期で時間とともに低下している。特に、生態系に移行しやすいと考えられる溶存態の放射性セシウム濃度は、最も濃度が高い河川でも 0.1 Bq/L 程度と極めて低く、飲料水や灌がい用水として十分利用できるレベルである。しかし、渓流魚については、100 Bq/kg を超える個体が捕獲され、森林表土やそこに生息する昆虫などの寄与が懸念されている。

#### 2-3. 森林に残存する放射性セシウムの影響・リスク

林業の場として森林をとらえた場合、残存する放射性セシウムの最も重要な影響は、森林内で施業する際の外部被ばくである。また、林産物や里山生活のモチベーションとなる森の恵みを収穫する場としてとらえた場合、林産物中の濃度が基準値を超えることで、出荷できなくなることが、大きな影響である。この影響は、森林に近くに生息する渓流魚についても同様である。さらに、森林に沈着した放射性セシウムが除染されず、系外への流出が極めて少ない状況では、森林に残存する放射性セシウム自体が潜在的なリスク源である。これらのリスクを認識し、将来の森林の管理に対する課題を設定していくことが望まれる。

---

*Kazuki Iijima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2024年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 福島の森林の現状と課題および研究の進展

Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

## （2）原発事故から 13 年　福島県の農林水産業の課題と今後

(2) Agriclture, Forestry and Fisheries of Fukushima Prefecture
- Current status, issues and future from the nucler disaster

*荻野　憲一[1],

[1]福島県農林企画課

### 1. 原発事故による農林水産業に関する被災状況

原発事故により避難指示が出された 12 市町村においては区域内の農地に立ち入ることができなくなり、17,298ha で営農が休止した。

また、原発事故で広がった放射性物質の影響で、避難区域以外の地域においても、米の作付け制限や、野菜や果実、きのこなどについても、放射性物質の検査により基準値を超過した場合は出荷制限が行われた。

### 2. 復旧・復興の取組

#### 2-1. 農地等の除染、吸収抑制対策

放射性物質を除去するため、農地の表土の削り取り、表層に集積している放射性セシウムを下層に埋却する反転耕、樹皮の洗浄等を行ったほか、放射性物質の吸収抑制対策として、稲わらのすきこみや土の状況に応じた塩化カリ肥料などの追加施用を実施した。

また、農業用ため池の底にたまった放射性物質の除去のため、ポンプ浚渫により除染を実施し、令和 5 年度末までに約 87%のため池で対策工事が完了している。

#### 2-2. 県産農林水産物の安全・安心に向けた取組

県産農林水産物は、出荷前に国のガイドラインに基づき県が放射性物質検査を実施し、安全性を確認している。基準値を超過した品目は市町村単位で出荷が制限され、流通しない仕組みとしている。

#### 2-3. 営農再開に向けた取組

避難指示が解除された地域での営農再開は徐々に進んでおり、避難指示が出された 12 市町村の営農再開面積は令和 5 年度末で約 49.7%。避難指示の解除時期は地域によって大きく異なり、解除されて間もない地域は営農再開の初期段階であることから、今後も切れ目のない支援が必要である。

#### 2-4. 森林・林業の復旧・復興に向けた取組

原発事故の影響により、森林整備や素材生産等の林業生産活動は大きく落ち込んだが、震災から 13 年が経過し徐々に回復傾向にある。

現在は、森林整備とその実施に必要な放射性物質対策をはじめ。原木林や特用林産物の産地再生、木材製品生産拠点施設の整備、人材育成に向けた取組を実施している。

### 3. 残された課題と今後の展望

避難指示が出された 12 市町村の営農再開や産地再生はもとより、農業産出額の向上のため生産力及びブランド力の回復・強化が必要である。

また、森林では除染がされていないため未だに空間線量が高い場所が残されていることから、森林環境モニタリング調査、間伐等の森林整備とそれに必要な放射性物質対策、住民が安心して利用できる里山の環境づくり等の継続が必要である。

---

*Kenichi OGINO[1]

[1]Agriculture and Forestry Planning Division of Fukushima Prefecture Governme

2024年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 福島の森林の現状と課題および研究の進展

Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

## （3）福島県林業研究センターにおける森林放射能研究について

(3) Research on Forest Radioactivity at the Fukushima Prefectural Forestry Research Center

*小川　秀樹[1]

[1]福島県林業研究センター

福島県林業研究センターでは原発事故以降、放射性セシウム（以下 Cs）による森林の汚染によって生じた林業現場の課題に対応するため、各種の研究を進めてきた。本発表では、これまでの研究の取り組みについて報告を行う。

事故当初、木材生産に利用されるスギについては、高濃度の樹皮の取扱いが課題となった（図－１）。肥料（暫定許容値 400 Bq/kg）への樹皮の利用が進まず、製材所に大量の樹皮が滞留したことから、閉鎖式燃焼炉を利用して樹皮を減量化するシステムの開発を、大学との共同で進めた。また、樹皮濃度が高いスギを伐採前に森林内で把握するために、GM 管式サーベイメータを利用して樹皮 Cs 濃度を簡易的に推定する手法を開発した。

きのこ栽培用の原木として利用されてきたコナラには、50 Bq/kg という厳しい指標値が設けられたことで、福島県内の多くの地域で原木生産が出来なくなった（図－２）。そのため、Cs が付着した樹皮の表面を、研磨剤を吹きかけて剥ぎ取る装置を大学とともに開発し、本装置は実際に現場で利用されることとなった。さらに、コナラによる土壌からの Cs の吸い上げを抑制するために、水稲等で実績のあるカリウム施肥を利用した Cs 吸収抑制手法の検討を進めた。これまで、ポットを利用したコナラ苗木では吸収抑制効果を確認した。現在は、きのこ原木として利用できる大きさのコナラに対して施用して、その効果を検証している。

今後は、コナラや山菜等における効果的な Cs 吸収抑制手法の検討をさらに進めるとともに、空間線量率が高い場所を含む森林の管理や利活用に関する研究を進める予定である。



図－１　事故当初、製材所に滞留した樹皮



図－２　きのこ原木に利用するコナラ林

*Hideki Ogawa[1]

[1]Fukushima Prefectural Forestry Research Center

2024年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 福島の森林の現状と課題および研究の進展

Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

## （4）放射能汚染地域における森林火災と放射性物質の再拡散

(4) The impacts of wildfires on radionuclides redistribution in the radioactivity contaminated areas

*五十嵐　康記[1]

[1]筑波大学

2020 年 4 月にチェルノブイリで発生した森林火災(2020 年 ChEZ 火災)は、数週間でチェルノブイリ立入禁止区域(ChEZ)の約 20%を焼失する過去最大のものとなった。森林火災を起源とした $^{137}$Cs が、ウクライナ・キエフだけでなく、ヨーロッパ各地で観測され、メディアなどで大々的に報道された。放射能汚染地域における森林火災は、大きな社会的影響を及ぼす可能性がある。森林火災により直接的に大気に放出される $^{137}$Cs の大気拡散や、鎮火後から水文過程による $^{137}$Cs の再拡散の把握は、汚染地域の管理者だけでなく、一般市民への情報提供のためにも重要と考えられる。本発表では、環境研究総合推進費により実施された「原発事故地域における森林火災後の放射性物質・再拡散予測システムの開発」の成果を紹介する。プロジェクトでは、現地観測と衛星観測を用いて森林火災の発生面積と焼損度を迅速に推定し、大気拡散モデルと水文モデルを用いて火災後の放射性物質の拡散を予測するための統合解析 AI を開発した。1996 年 4 月から 2020 年 4 月までの期間 (過去 20 年)で合計 33 件の森林火災が発生し、500m 解像度の衛星観測（MODIS）超える火災は、2015 年と 2020 年の 2 件だけであった。MODIS 観測を入力として延焼範囲を教師データとして用いない森林火災域判定 AI を開発した。地上観測による延焼範囲を真値として、延焼範囲の検出精度を幾つかの尺度を用いて森林火災域判定 AI の精度を評価し、NASA や ESA のプロダクトと同等以上の検出精度が達成することができた。開発されたアルゴリズムの日本における適用性も検証し、30m 解像度解像度の衛星観測（LANDSAT）データを用いる事で、高解像度森林火災検出の可能性が示された。2020 年の ChEZ 火災によって大気中に放出された $^{137}$Cs の大気拡散を大気輸送モデルで計算した。火災により放出された $^{137}$Cs は数時間以内にキエフに到達し、大気中の濃度は、数十から数百 μBq/m$^3$ と、キエフのバックグラウンドレベルよりも約 1 桁高いことが示された。地表水循環モデルによるシミュレーションでは、火災が発生した 2020 年に観測された高い $^{90}$Sr 濃度が森林火災の影響である可能性が示された。

---

*Yasunori Igarashi[1]

[1]University of Tsukuba.

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science subcommittee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room C(Recture RoomsA 1F A105)

# [3C_PL] Forests of Fukushima -Current status, issues and research progress-

Chair:Shigekazu Hirao(Fukushima Univ.)

## [3C_PL05] Discussion

東日本大震災による福島第一原子力発電所の事故で設定された帰還困難区域内において、特定復興再生拠点区域については全ての区域で避難指示が解除された。今後は、特定期間居住区域の設定によって除染が進められ、住民の帰還・居住地域が拡大することになる。しかし、陸域に沈着した放射性セシウムの約70%は森林に沈着しており、生活圏になっていない森林は基本的に除染されていない。本企画セッションでは、森林における放射性セシウムの分布の現状、福島県の取り組み、関連する研究の進展を紹介するとともに、森林に残存する放射性セシウムの影響やリスクについての認識を共有する。総合討論において保健物理・環境科学分野で必要な取り組みなど今後の方向性について意見交換する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

# [3E_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis -Implementation of the Lessons Learned from The 2024 Noto Peninsula Earthquake-

Chair:Akio Yamamoto(Nagoya Univ.)

[3E_PL01]

Situation at Sika Nuclear Power Station

*Toshihiro Aida[1] (1. RIKUDEN)

[3E_PL02]

Noto Peninsula Earthquake in Light of Recent Standardization Activities

*Tatsuya Itoi[1] (1. UTokyo)

[3E_PL03]

Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

原子力安全部会セッション

# 地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震の教訓の具体化～

Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Implementation of the Lessons Learned from The 2024 Noto Peninsula Earthquake

## （1）志賀原子力発電所の状況

(1) Situation at Sika Nuclear Power Station

*四十田　俊裕[1]，坂口　英之[1]，辰尾　光一[1]，徳田　将人[1]

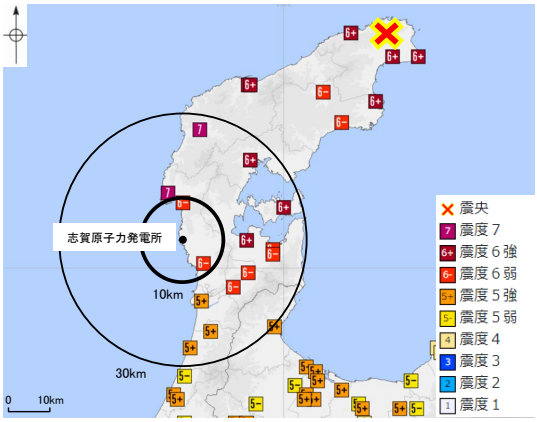
[1]北陸電力株式会社

### 1. はじめに

2024年1月1日16時10分に石川県能登地方の深さ16kmでM7.6の地震が発生。この地震により石川県輪島市や志賀町で最大震度7を観測したほか、能登地方の広い範囲で震度6強や6弱の揺れを観測。

その後も多数の余震が連続的に観測されており、北陸エリアの死者・負傷者は1,551名、家屋倒壊（全壊・半壊・一部破損）106,076棟と能登地域を中心に各地で甚大な被害が発生した。［7月1日現在、政府公表値］

ここでは、能登半島地震による北陸電力（株）志賀原子力発電所における影響について紹介する。




能登半島各地の震度（気象庁HP資料に加筆）

### 2. 志賀原子力発電所への影響について

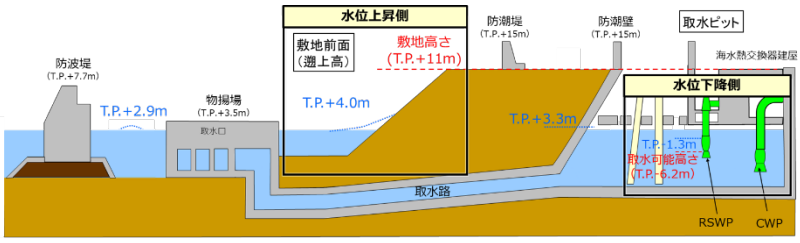
#### 2-1. 志賀原子力発電所で観測された地震、津波

##### 2-1-1. 地震

1号機 原子炉建屋地下2階にて、震度5強、地震加速度399.3gal が観測された。

##### 2-1-2. 津波

敷地前面の遡上高の解析値は T.P.＋4ｍであり、敷地高さ T.P.＋11ｍを下回るとともに、取水ピット内の観測値は T.P.-1.3ｍであり、取水可能高さ T.P.-6.2ｍを上回り、今回の津波に対して施設の安全性は確保されている。




今回の津波高さと敷地高さ，取水可能高さとの比較

#### 2-2. 発電所設備への影響

1、2号機とも停止中で、外部電源や必要な監視設備、冷却設備および非常用電源等の機能を確保しており、原子炉施設の安全確保に問題はなかった。敷地内のモニタリングポストの数値に変化はなく、外部への放射能の影響もなかった。

発生した事象の詳細を以下に示す。

##### 2-2-1. 変圧器

1号機起動変圧器の No. 4放熱器上部配管接続部が損傷し絶縁油が漏えいした。漏えいした絶縁油（雨水等含め約 4,200 ﾘｯﾄﾙ）は回収済。また、放圧板動作およびコンサベータ内のゴム袋の損傷を確認した。

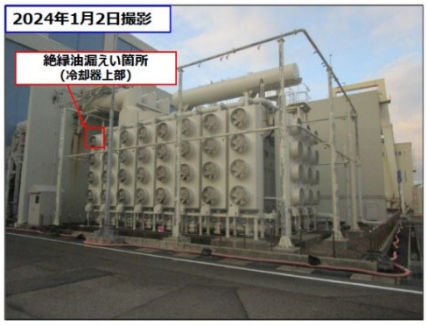



1号機 起動変圧器の損傷

２号機主変圧器のNo.11冷却器上部配管接続部等が損傷し絶縁油が漏えいした。漏えいした絶縁油（雨水等含め約24,600ﾘｯﾄﾙ）は回収済。放圧板が動作したことから詳細点検により、変圧器内部に放電跡および損傷が確認されている。

また、１、２号機とも破断面観察および構造解析を実施し、損傷原因を共振によるものと推定。

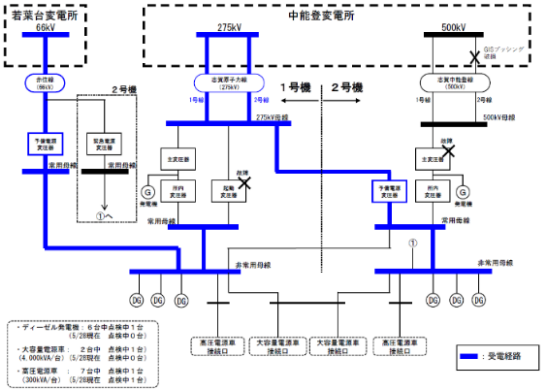
なお、１号機主変圧器、所内変圧器、２号機励磁電源変圧器の放圧板および放圧弁の動作が確認されたが、正常動作であり問題はない。



２号機 主変圧器の損傷

**2-2-2. 外部電源関連**

２号機主変圧器の故障および中能登変電所のガス絶縁開閉装置（GIS）の一部損傷により、外部電源５回線のうち志賀中能登線500kV２回線が使用不可となったものの、３回線が使用可能で、安全確保に問題はない。




**2-2-3. 絶縁油流出関連**

２号機主変圧器の噴霧消火設備の作動により飛散し、その後の降雨で側溝等を通じ１月７日に前面海域に流れた絶縁油（推定約0.1ﾘｯﾄﾙ）について処理・回収済。その後、１月10日に再び前面海域に絶縁油（推定約６ﾘｯﾄﾙ）が流出したことを受け、側溝の油吸着マットの設置方法の改善等を実施。その後、油が飛散した防油提外の砕石部、側溝および道路（舗装部）を油流出源と特定し、砕石の除去、洗浄を実施。

**2-2-4. 非常用ディーゼル発電機の停止**

１月 16 日に発生した志賀町震度５弱の地震後の保安確認措置として１号機高圧炉心スプレイディーゼル発電機の試運転を実施したところ、自動停止した。

原因調査の結果、設備の故障ではないことを確認し、試運転を実施のうえで待機状態とした。

**2-2-5. タービン・発電機関連**

停止中の２号機低圧タービンにおいて「伸び差大」 警報が発生。これまでに低圧タービンおよび高圧タービンの動翼と静翼との接触痕や、発電機回転検出器の損傷等を確認した。

**2-2-6. 使用済燃料貯蔵プール関連**

１号機、２号機使用済燃料貯蔵プール水が波打ち現象（スロッシング）により床面に飛散（１号機：約95ﾘｯﾄﾙ、２号機：約326ﾘｯﾄﾙ）。飛散水はふき取り済。

２号機使用済燃料貯蔵プール内に保管してあった原子炉冷却材再循環ポンプの検査装置の一部がプール底部に落下していることを確認。落下物は回収済。

**2-2-7. 冷却水・補給水関連**

１号機タービン補機冷却水系サージタンク、純水タンクの水位低下が確認されたものの、いずれも原因を特定し弁の閉止により水位低下は停止。1号機タービン補機冷却水系は、漏えい箇所を補修済で、純水タンクの漏えい箇所の補修は2024年度中に実施予定。

**2-2-8. １号機制御棒駆動機構ハウジング支持部品の脱落**

発電設備全般に対する耐震健全性点検（3月1日～27日実施）にて1号機制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品の脱落を確認。脱落した部品は回収、取付け済。

**2-2-9. 敷地地盤の変状**

敷地内において、盛土・埋戻土の範囲及び舗装部に変状（沈下、舗装の亀裂）が確認されている。これらの変状は、掘削調査により、表層のみに発生したもので深部の岩盤に連続しないことを確認しており、地震に伴う盛土・埋戻土の揺すり込み沈下や地震力を受けた舗装の変形が原因と考えられる。

重要施設は十分な支持性能を有する岩盤に直接支持されていることから、発電所施設の機能に影響をあたえるものではない。

**2-2-10. 上水道の断水**

地震の影響により，志賀町で断水が発生したため，トイレ，洗面の使用制限を行うとともに，バイオトイレを活用した。トイレ用水としては雑用水を活用し，中央制御室のトイレについては，中央制御室近傍の消火栓からトイレ用水を確保した。

また，発電所で使用する生活用水や上水を志賀町の浄水場と富山県高岡市の浄水場で確保する調整を行い，１月 12 日から発電所員が直接出向いて水を確保し，各建物の給水タンクに補給を行って必要な水を確保していた。

## 3. 過去の大規模地震の教訓が活かされた事例

### 3-1. 能登半島地震(2007 年３月 25 日)の教訓

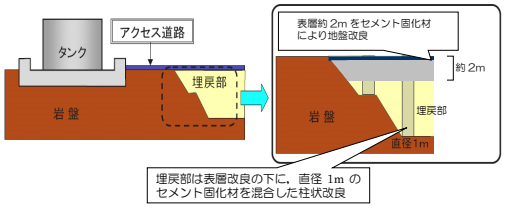
・各建屋運転階の水銀灯について，軸の接続部が回転することで振動や揺れが緩和できる可動式タイプの器具に取り替えたことにより，今回の地震における水銀灯の落下を防止した。

・能登半島地震後に，陸域については，地震の震源域において地表地質踏査を実施するとともに，航空レーザ計測を実施し，広域的な地殻変動量の解析を行った。海域についても，当社の地質・地質構造調査に基づく各種データを提供するなど，各種研究機関で実施する調査研究と連携した。これらの調査検討により得られた知見について，その後の耐震安全評価における基準地震動Ｓｓの策定等に適切に反映した。

### 3-2. 新潟県中越沖地震(2007 年７月 16 日)の教訓



・化学消防車を導入するとともに，化学消防車が消火対象物（重油タンク，軽油タンク，変圧器）へアクセスする道路（埋設部）について，表層約２ｍをセメント固化材により地盤改良するとともに，埋設部は表層改良の下に，直径１ｍのセメント固化材を混合した柱状改良を実施した。




・能登半島地震、中越沖地震を踏まえ，相対的に裕度の比較的少ない配管類，電路類の耐震性裕度向上工事（耐震補強材の追加等）を実施した。

### 3-3. 東日本大震災(2011 年３月 11 日)の教訓



・免震構造の緊急時対策棟を使用することで，今回の地震における要員の円滑な活動を支えた。

・全ての送電線を各号機の非常用母線に接続するため，１号機には 500kV 送電線（志賀中能登線）から，２号機には 66kV 送電線（赤住線）から接続できるよう電路を新設しており，今回の地震時の外部電源の確保に活用できた。



・バックアップ電源として，非常用ディーゼル発電機に加えて，大容量電源車（4,000kVA/台）を２台（１台点検中），高圧電源車（300kVA/台）を７台（１台点検中）確保していた。非常用ディーゼル発電機の燃料は３台定格運転で７日間分を確保し，実負荷なら１台運転で１号は約 24 日間，２号は約 42 日間運転継続可能であった。



・使用済燃料貯蔵プールに注水可能な消防車を 10 台配備（中越沖地震の教訓として配備したものを含む）し，注水時の水源として耐震性の高い大容量淡水貯水槽を設置し，約１万$m^3$の淡水を確保していた。

・休日・夜間中に万一発電所で事故が発生しても速やかに対処できるよう，原子力防災組織の初動対応要員 39 名のうち 23 名，連絡当番者３名の要員が発電所に 24 時間常駐する体制を整備しており，今回の地震発生時には運転当直員及び初動対応要員合わせて 44 名が発電所で活動し，４時間後には 89 名の体制で対応した。

・対外対応（国，プレス対応等）を行う原子力部としては，2021 年 12 月頃から石川県珠洲市付近で群発地震が続いていたことから，地震時の初動対応の強化のため，2022 年７月以降，原子力部の休日の連絡当番者（待機当番）を１名から２名に増員しており，今回，最寄りの拠点に分散して参集し，４時間後には 45 名の体制で対応した。

## 4. 新規制基準適合性審査（敷地地盤）への影響

### 4-1. 敷地内断層の確認結果

敷地内断層については、今回の地震に伴い活動した痕跡(上載地層の変位変形など)がないことを確認済。

敷地内で生じた沈下・亀裂(79 箇所)は、埋戻土等の沈下が原因で敷地内断層によるものでないことを確認済。よって、敷地内断層の活動性評価については、審査会合での結論（活断層ではない）に影響はない。

### 4-2. 敷地地盤の変動量の確認結果

敷地地盤における鉛直方向の変動量は「平均 0.04ｍの沈降」(水平方向の変動量は「西南西方向に平均 0.12ｍ」)であり、震源域周辺での大きな隆起（輪島で約４ｍ隆起）に比べ、小さい。

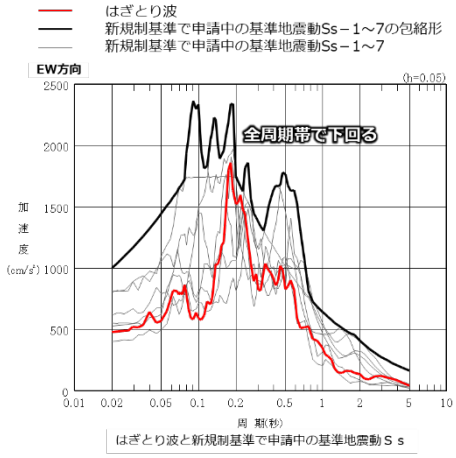
原子炉建屋を挟んだ変動に伴う傾斜は 1/100,000 以下であり、審査ガイドの基準（1/2,000）を下回ることから、敷地地盤の変動による影響はない。

### 4-3. 耐震健全性確認結果

#### 4-3-1. 敷地地盤の地震観測記録の分析

基準地震動は、表層地盤のない地表面での地震動として策定している。そのため、今回観測した岩盤中の地震動は、解析により表層地盤の影響を取り除いたうえで、新規制基準で申請中の基準地震動と比較した。

比較の結果、表層地盤の影響を取り除いた地震動(はぎとり波)は、新規制基準で申請中の基準地震動Ｓｓ－１～７の包絡形を下回ることを確認した。



はぎとり波と新規制基準で申請中の基準地震動Ｓｓ

#### 4-3-2. 原子炉建屋

今回の地震に対する原子炉建屋の耐震健全性の確認は、原子炉建屋の地下２階に設置された地震計の観測記録を用いて、主要な耐震要素である耐震壁に発生した力（層せん断力）と許容値を比較することで行った。

その結果、各階の耐震壁に発生した層せん断力が許容値を下回っていることから、原子炉建屋の耐震健全性が確保されていることを確認した。

#### 4-3-3. タービン建屋、海水熱交換器建屋等

タービン建屋、海水熱交換器建屋の耐震健全性を確認した結果、各階の耐震壁に発生した層せん断力は許容値を下回っていることから、タービン建屋、海水熱交換器建屋の耐震健全性が確保されていることを確認した。

また、屋外施設（排気筒、土木構造物）の耐震健全性を確認した結果、各部材の発生応力は許容値を下回っていることから、屋外施設（排気筒、土木構造物）は耐震健全性が確保されていることを確認した。

#### 4-3-4. 原子炉建屋内主要設備

１号機および２号機原子炉建屋内の各階に設置された地震計の観測記録を用いて、原子炉建屋内の主要設備について、加わった力や作用した加速度を算出し、構造強度評価および動的機能維持評価を実施した。

その結果、各設備に加わった力や作用した加速度が全て許容値以下であることから、原子炉建屋内主要設備の耐震健全性が確保されていることを確認した。

#### 4-3-5. 海水熱交換器建屋内主要設備等

海水熱交換器建屋内の主要設備等について構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した結果、各設備に加わった力（応力）や作用した加速度は全て許容値以下であることから、設備の耐震健全性が確保されていることを確認した。

## 5. おわりに

2024 年 1 月に発生した能登半島地震により、志賀原子力発電所は、外部電源や必要な監視設備、冷却設備および非常用電源等の機能は確保されており、原子炉施設の安全確保に問題はなかった。

地震後の設備点検は、概ね全て終了し、復旧完了あるいは応急処置済みであるが、一部復旧に時間を有する設備については、今後、計画的に復旧していく。

また、原子炉建屋、タービン建屋、海水熱交換器建屋、屋外施設（排気筒、土木構造物）と各建屋内主要設備の耐震健全性確認を行った結果、いずれも耐震健全性が確保されていることを確認した。

今回の地震の「震源断層」や「地震や津波の発生メカニズム」について、大学・研究機関が各種の調査・研究を進めている。当社としても、これらの調査・研究の動向を把握しつつ、志賀原子力発電所の断層、津波、地震動等の評価に必要な項目について追加調査を実施しているところである。これらの調査・研究から得られる新たな知見を的確に評価に反映し、安全性の向上に努めていく。

---

*Toshihiro Aida[1] and Hideyuki Sakaguchi[1] and Koichi Tatsuo[1] and Masato Tokuda[1]

[1]Hokuriku Electric Power Company

2024年秋の大会

原子力安全部会セッション

# 地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震の教訓の具体化～

Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Implementation of the Lessons Learned from The 2024 Noto Peninsula Earthquake

## （2）学協会における最近の活動からみた能登半島地震

(2) Noto Peninsula Earthquake in Light of Recent Standardization Activities

*糸井 達哉[1]

[1]東京大学

### 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の直接的な教訓を踏まえて策定された現行の原子力安全規制では，事故前と比較して高い堅牢性を要求され，加えて，重大事故等対処施設や特定重大事故等対処施設などの追加設備も新たに要求されるようになった。しかし，外部ハザード，特に規模が大きく発生頻度が稀な自然ハザードには，発生時の規模，発生頻度，性状の予測に大きな不確かさがあるため，許認可時に想定した範囲を超える事象が発生する可能性（特に，設備設計の想定を超える事象が発生する可能性）は小さくなったにしても残っており，適切な備えが必要である。また，研究開発による新たな知見の積み重ねや安全対策の見直しは，今後も継続して行うことが必要である[1)]。学術的な知見の蓄積はそのための不可欠な基盤である。

本稿では，2024 年能登半島地震の経験を踏まえて，外部ハザードに対する学術的知見の体系化という観点で最近の学協会における標準化に関わる活動などを整理する。また，整理した結果について議論することで，今後の課題を議論する。なお，このような議論では，志賀原子力発電所とその周辺地域の地震時の挙動がどうだったのかという観点での議論に限定せず，原子力発電所が立地しうるサイトやその近傍においてどのようなことが起こりうるのかという観点でより幅広い検討を行うことが，将来的な原子力安全の確保という観点では必須と考えられる。本稿もそのような立場から議論を行う。

### 2. 近年の学協会における取り組み

#### 2-1. 日本地震工学会と本会標準委員会の協働

日本地震工学会では，本会標準委員会，土木学会原子力土木委員会との協力のもと，原子力安全のための耐津波工学の体系化に関する調査委員会(2012～2015 年)を設置し，福島第一原子力発電所事故の直接な原因となった津波について，工学的方法論の体系化，個別技術とシステム評価技術の的確な融合，工学の責任の明確化などを目的に議論を行い，活動成果を報告書「原子力安全のための耐津波工学－地震・津波防御の総合技術体系を目指して－」[2)]として取り纏めた。報告書では，事故の主要な原因のひとつとして，原子力安全に関し，学術分野における分野横断的視野の欠如していたことを共通の認識とし，地震工学・津波工学・原子力安全工学の分野の横断的討議が不可欠であることを，技術ガバナンスという観点からとりまとめたことにその特徴がある。

上記の成果を踏まえる形で，日本地震工学会と本会標準委員会が協働し，「原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会」（2016 年～2019 年）が設置された。そこでは，津波に限らない地震安全に関わる基本原則を明確にし，共有化した上で，原子力発電所の安全確保の実践に関する検討が行われた。その中で次の点を具体的な設計の方法も含めて報告書としてとりまとめた。

- 地震安全に関する性能を満足させるために，設備集合，組織，マネジメント及び人的要因（発電所敷地外における事故時の備えも含む）に対し，バランスや多様性も含めた適切な余裕を考慮しなければならない
- 社会に安定した電力を供給することが原子力発電所の社会的役割である。原子力発電所が社会で受け入れられるためには，地震に対してそれを供用期間中に継続的に果たすこと（「供用性」）が重要であり，そのような観点でのリスク情報を活用した性能規定型の設計・評価の方法論を構築することが必要である

- 地震による揺れに加えて、余震、津波、斜面崩壊や地盤の変位・変形等が随伴して生じる（随伴性）ことを考慮する必要がある
- また，地震事象の評価には極めて大きな不確かさが介在すること（不確かさ），地震による影響は極めて広範囲となること（広域性），多くの設備，構築物などに共通して作用すること（共通原因）を前提とする必要がある

**2-2.原子力安全部会**

原子力安全部会では，今回の企画セッションを含め，継続的に外部ハザードに対する原子力安全の現状と課題を議論している。2021 年には，これまでの議論を踏まえて，経過報告書をとりまとめた[1)]。その中で，① 外部ハザード（自然ハザード，人為ハザードなど）に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方（プラント設備の頑健化や設備の増強という対策を大きく上回った場合の備えも含む），② 新知見などの継続的な検討と迅速に対応する体制の確立，③ PRA などのリスク評価手法を活用した外部ハザードに対する安全対策の向上の 3 項目について，今後検討を進めるべき課題として挙げた。原子力安全の立場から，外部ハザードを，他分野の検討項目として境界条件（入力条件）とせずに，主体的に検討するこのような活動は，今後も継続的に行うことが望まれる。

**2-3. 本会標準委員会**

標準委員会では，安全検討会傘下の外的事象分科会とリスク活用分科会において，地震，津波，強風，低温，高潮等の外部ハザードに対する原子力安全の基本的な考え方を議論し，その実行にかかる課題と対応として必要な規格・標準の制改定，対策の高度化，研究・技術開発事項の抽出につながる事項をまとめ[4)]，またリスク情報の活用に関する基本的な考え方をとりまとめた[5)]。

また，外部ハザードに関わる標準についても整備を進めている。外部ハザードに関わるリスク評価の入り口的な標準である「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」（技術レポートでの提言[4)]を受けて改定中）[6)]では，外部ハザードをその複合（combined hazard）を含めて原子力安全にかかわる外部ハザードを網羅的に抽出し，リスクの特徴を踏まえて，グレーデッドアプローチの観点から PRA を含めた適切なリスク評価手法を選定するための標準である。安全性向上評価届出制度では，外部ハザードに対する網羅的評価は，現状決定論的な観点からの評価が主であるが，リスクに基づく評価への拡張も含め実務での活用が期待される。

原子力発電所の安全を確保するために重要なハザードについては，確率論的リスク評価（PRA）を行うことになる。標準委員会では，確率論的地震リスク評価（地震 PRA）[7)]，確率論的津波リスク評価（津波 PRA）[8)]，確率論的断層変位リスク評価（断層変位 PRA）[9)]に関する実施基準が策定されている。PRA による複数の事象の重畳に関するリスクの把握では，まず，それぞれの事象に起因するリスクを単独で評価し，そのリスクの大きさ又は重要な事故シナリオを分析し把握することが求められる。その上で，分析結果に基づき重畳に関するリスクを評価することで，効果的にリスクを評価するということが基本的な考え方である。

但し，地震 PRA 標準[10)]では，津波，地殻変動，断層変位，地震起因の火災・溢水などの揺れと同時に発生しうる事象の重畳や，巨大地震後の余震発生を考慮した事故シナリオの分析について，箇条 5 で要求している。なお，2024 年に改定される地震 PRA 実施基準（印刷中）では，地殻変動（現状はハザード評価のみ）や地震起因の火災・溢水の PRA に関する規定も追加される予定である *。地殻変動（隆起・沈降・傾斜：地震動加速度波形を 2 回積分して得られる変位）と断層変位（断層面に沿って生じる両側の地盤のずれ（食いちがい））はどちらも震源断層の滑りにより生じるものであるが，原子力発電所への影響は異なるものである（図 1）。一般に，両者はそれぞれ別々の現象としてモデル化され評価される[例えば10)]。原子力学会標準では，地殻変動は地震 PRA 実施標準，断層変位は断層変位 PRA 標準で取り扱われている。地殻変動については，わが国では主に震源断層の滑りにより生じるものが原子力発電所の安全評価の対象となり，現状は耐震設計の一部

* 安全性向上評価届出などで，これらの現象が地震 PRA の中で陽に扱われている例はない（一部ストレステスト的に取り扱われている事例はある）と考えられる。

として決定論的に取り扱われている（JEAC4629-2021 の箇条 6.2）†。一方，断層変位については，わが国では将来活動する可能性がある断層等の直上に重要構造物を設置することが認められていないため，立地の適否の評価にとどまっており，原子力発電所の安全性を直接検証した事例は極めて少ない。なお，断層 PRA 標準[9]においては震源断層の延長ではない副断層（図 1 参照，破砕帯などが該当）におけるずれが主な検討対象となる ‡。なお，2024 年の能登半島地震では，能登半島北西部を中心に最大 4m 程度の隆起が観測されている。また，加えて主断層ではない場所において，地表変状がいくつか観測されている。これらの地表変状が断層変位に該当するかについては今後の議論が待たれる。

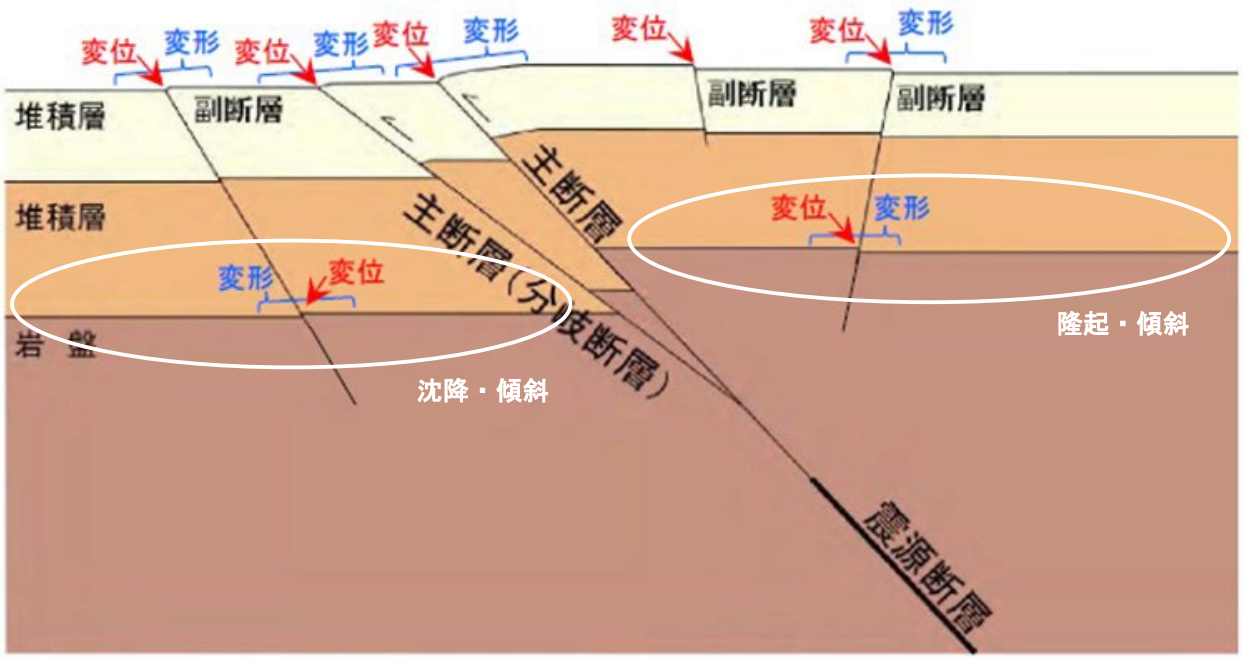



図 1　断層変位と地殻変動の違い（模式図）

地震・津波・断層変位 PRA などにおいては，不確実さ（認識論的不確実さ）の取り扱いについて，その要求事項や評価手順に関する世界的な標準化（例えば SSHAC プロセス）が進んでいる §。上記の PRA 標準においては，評価結果の妥当性を確保するため，このような考え方を積極的に取り込む方向で議論が進められている。また，レベル 2PRA 実施基準[11]についても，地震・津波を発端する事故リスクを評価対象とする形で改定されている。

以上，学会標準における地震に関わる事象のリスク評価手法の検討状況をとりまとめた。2011 年以降様々な取り組みが行われた結果，能登半島地震で見られた現象の多くは，何らかの形で，標準で取り扱われている現状にあると考えられた。一方で，標準としての要求事項、推奨事項の記載が適切かについては，今後の改定作業において継続的に議論を進める必要がある。また，実務においてもこれらの標準が活用され，外部ハザードに対する安全性向上が中心的な課題として進められることを期待したい。

**2-4. 本会「安全対策高度化技術検討」特別専門委員会**

福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえ，資源エネルギー庁の委託により，官界，産業界，学術界，学協会の関係者間の役割が明確化された原子力安全技術・人材に関するロードマップが作成された[12),13)]。原子力発電所の安全性向上を，立地地域や広域における多様な防災力の強化と両輪で進めることがその中の重要

† 米国では確率論的地殻変動ハザード評価に関する標準[11)]が出版されている。
‡ 他の土木分野では主断層による断層変位が主な検討対象になることから，副断層に関わる研究開発は原子力分野を中心に行う必要がある。
§ 外部ハザードのリスク評価では，不確実さを減らすことが目的ではなく，不確実さを適切に捉えることが重要である。

課題のひとつとされ，そのために必要な研究開発課題などが整理された（図 2）。能登半島地震の経験を踏まえ，改めてその重要性が再認識されたとみることもできる。原子力発電所そのものの安全性向上と比すると取り組みの進捗が必ずしも十分でない部分もあるかと考えられ，現状の課題を整理したうえで，今後の取り組みを行うことが望まれる。

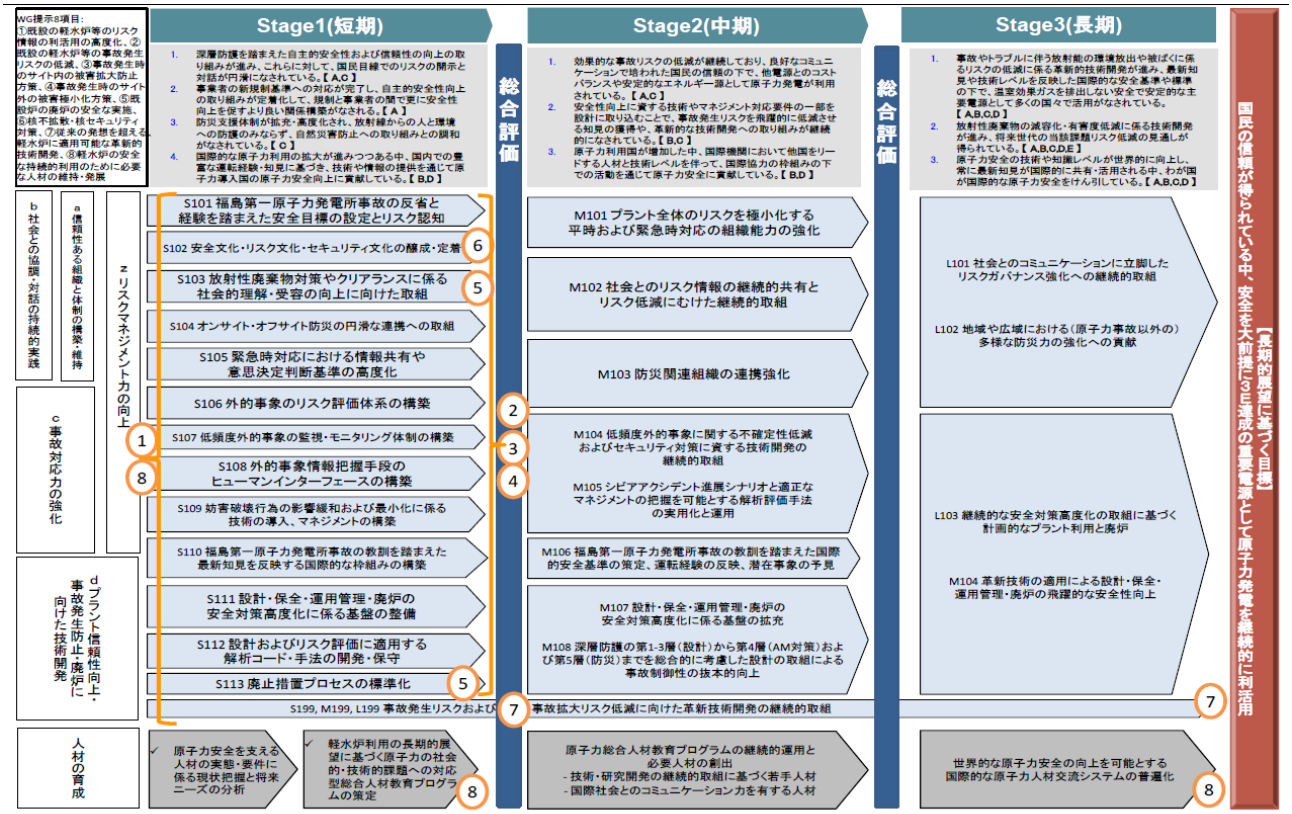



図 2　軽水炉安全技術・人材ロードマップ俯瞰図[13)]

## 3. 考察

学協会における福島第一原子力発電所事故の教訓（直接的な教訓だけでなく間接的な教訓を含む）を踏まえた様々な取り組みによって，2024 年能登半島地震で見られた事象の多くは，標準などにおいて，今後さらなる検討が必要と考えられる部分が残るものの，考慮されている状態であったと言える。ただし，責任関係が明確でない課題（周辺分野や境界領域）については，取り組みの進捗が十分でないものも見られ，今後検討を進める必要がある。また，事故の記憶が風化する中でこのような活動を継続できるかも課題である。また，2024 年能登半島地震についても，志賀原子力発電所とその周辺地域の地震時の挙動がどうだったのかという観点での議論に限定せず，原子力発電所が立地しうるサイトやその近傍においてどのようなことが起こりうるのかという観点でより議論することが，将来的な原子力安全の確保という観点では必須と考えられるという点を再度強調したい。

## 参考文献

1)　日本原子力学会 原子力安全部会 外的事象に対する安全確保の高度化 WG：外的事象に対する原子力発電所の安全対策に関する経過報告，http://www.aesj.or.jp/~safety/report.html，2021.
2)　日本地震工学会原子力安全のための耐津波工学の体系化に関する調査委員会：報告書　「原子力安全のための耐津波工学－地震・津波防御の総合技術体系を目指して－」，2015.
3)　日本原子力学会標準委員会・日本地震工学会原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会：原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～

(AESJ-SC-TR016：2019, 2019.
4) 日本原子力学会：外的事象に対する原子力安全の基本的考え方:2021（AESJ-SC-TR018：2021）
5) 日本原子力学会：リスク評価の理解のために：2020(AESJ-SC-TR011: 2020)
6) 日本原子力学会：外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014（AESJ-SC-RK008：2014）
7) 日本原子力学会：原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015（AESJ-SC-P006:2015）
8) 日本原子力学会：原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016(AESJ-SC- RK004:2016)
9) 日本原子力学会：原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021（AESJ-SC-RK009:2021）
10) American Nuclear Society: Criteria For Assessing Tectonic Surface Fault Rupture And Deformation At Nuclear Facilities, ANSI/ANS-2.30-2015
11) 日本原子力学会：原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル２PRA 編）：2022（AESJ-SC-RK012：2022）
12) https://www.aesj.net/sp_committee/com_koudoka（参照：2024-07-05）
13) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/jishuteki_anzensei/index.html（参照：2024-07-05）

*Tatsuya Itoi[1]
[1]Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room E(Recture RoomsA 2F A200)

# [3E_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis -Implementation of the Lessons Learned from The 2024 Noto Peninsula Earthquake-

Chair:Akio Yamamoto(Nagoya Univ.)

## [3E_PL03] Discussion

原子力安全部会の企画セッションも、理事会セッションに引き続き、2024年能登半島地震を取り上げます。理事会セッションが本件を包括的に議論するのに対し、原子力安全部会は個別の技術領域に横串を刺すことを意識しながら、特に原子力安全に係る議論を深めます。具体的には、志賀原子力発電所で実際に何があったのか、既存の安全対策の安全余裕、地震リスク評価における想定等に見直すべきことはあるか、等を議論します。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room I(Recture RoomsB 1F B103)

## [3I_PL] Global Energy Situation and Japan's Nuclear Power Policy

Chair:Takashi Takata(UTokyo)

[3I_PL01]

The Energy Crisis and the Return to Nuclear Power in the World

*Yuji Kuroda[1] (1. JEPIC)

[3I_PL02]

Initiatives to Utilize Nuclear Power Toward Achieving GX

*Katsuyuki Tada[1] (1. METI)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

原子力発電部会セッション

# 世界のエネルギー情勢と日本の原子力政策
Global Energy Situation and Japan's Nuclear Power Policy

## 世界におけるエネルギー危機と原子力回帰の動き

The Energy Crisis and the Return to Nuclear Power in the World

*黒田　雄二[1]
[1]（一社）海外電力調査会

### 1. はじめに

- 2022年2月に始まるロシアによるウクライナへの侵攻（以下、ウクライナ侵攻）は世界に大きな影響。
- エネルギー分野においては、ロシアは世界有数の化石燃料保有国であるとともに、原子力分野でも世界一の強国。このため、ロシアにエネルギーを依存する西側諸国は、その脱却に懸命。
- 一方、気候変動への対応が求められる中、世界的なエネルギー危機は、エネルギー安全保障の重要性を喚起し、各国における原子力への期待が上昇し、「原子力回帰」の動きが鮮明に。
- 本講演では世界における、ウクライナ侵攻によるエネルギー危機の状況とそれへの対応、およびこれを受けた「原子力回帰」の現状について説明。

### 2. ロシアによるエネルギー危機

#### 2-1. エネルギー強国 ロシア

- ロシアは世界有数の化石燃料資源国。石油、天然ガス、石炭を豊富に保有し、生産量も多い。
- このため、ウクライナ侵攻後に実施された西側諸国の経済制裁より、世界のエネルギー情勢は大きく変化し、欧州を中心とした「エネルギー危機」が世界を覆う。

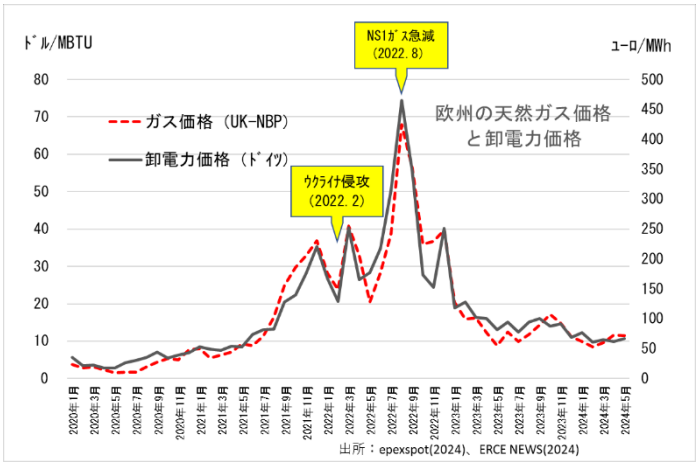
天然ガスの流れ（2021→2023年）

| Gm3（10億m3） | | 輸入国 欧州 2021 | 欧州 2023 | 中国 2021 | 中国 2023 | 日本 2021 | 日本 2023 | 合計 2021 | 合計 2023 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 輸出国 | ロシア | 184 | 69 | 14 | 32 | 9 | 8 | 241 | 138 | 11% |
| | 米国 | 31 | 76 | 12 | 4 | 10 | 8 | 179 | 204 | 17% |
| | ノルウェー等 | 137 | 237 | 1 | 0 | 0 | 0 | 140 | 240 | 20% |
| | 中東 | 23 | 27 | 16 | 25 | 17 | 8 | 130 | 176 | 14% |
| | 合計 | 477 | 510 | 163 | 159 | 101 | 90 | 1,221 | 1,226 | |
| | | 39% | 42% | 13% | 13% | 8% | 7% | | | |

出所：EI(2024)

#### 2-2. 欧州等への影響とその対応

- 欧州の天然ガス価格は、一時70ドル/MBTUとエネルギー危機前（2020年頃）の20倍以上にもなり、これに連動して卸電力価格も約450ユーロ/MWhまで上昇。
- 欧州（EU27カ国）はエネルギーの多くをロシアに依存するため、この脱却に向けて2022年5月、「REPowerEU Plan」を策定。省エネ推進、エネルギー効率の向上、エネルギー調達の多様化、再生可能エネルギー（再エネ）の導入促進などを実施。
- その結果、石炭の輸入はゼロに、また石油も着実に減少。ただし、天然ガスのパイプラインによる輸入はかなり減ったものの下げ止まり状態。またLNGではほとんど変化がない。




- 以上の対策により2024年5月現在、天然ガス価格、卸電力価格とも、ピーク時の数分の1まで下がったが、エネルギー危機前に比べるとまだ高いレベル。

### 3. 原子力情勢の変化

*Yuji Kuroda[1]
[1]Japan Electric Power Information Center, Inc.

### 3-1. 原子力強国ロシア

- 一方、ロシアは原子力の分野でも世界一の強国。
- 原子炉の輸出（海外での建設）や原子燃料の輸出において大きな競争力。
- 世界シェアが、ウラン供給で 15%（3 位）、転換で 38%（1 位）、濃縮で 36%(1 位)、成型加工で 17%（3 位）
- 先進的原子炉等の開発においても世界の先頭を走る。

世界の第3世代炉建設状況（2023年末現在）

| 供給国 | 炉型名 | 運転中 | | | 建設中 | | | 計画中 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 計 | （輸出） | | 計 | （輸出） | | 計 | （輸出） | |
| 米国 | AP1000 | 5 | 4 | 中4 | 1 | | | 7 | 7 | ｳｸ2、ﾎﾟｰﾗﾝﾄﾞ3、ﾌﾞﾙ2 |
| フランス | EPR | 3 | 3 | 中2、ﾌｨ1 | 3 | 2 | 英2、 | 6 | 4 | 英2、ｲﾝ2 |
| | EPR2 | 0 | | | 0 | | | 6 | | |
| 韓国 | APR1400 | 6 | 3 | U3 | 4 | 1 | U1 | 2 | | |
| ロシア | VVER 1 200 | 6 | 2 | ﾍﾞﾗ2 | 13 | 13 | ﾊﾞﾝ2、ﾄﾙ4、中4、ｴｼﾞﾌﾟﾄ3 | 7 | 5 | ﾊﾝ2、ｳｽﾞ2、ｴｼﾞﾌﾟﾄ1 |
| | VVER-TOI | 0 | | | 2 | | | 4 | | |
| 中国 | CAP1000 | 0 | | | 6 | | | 12 | | |
| | CAP1400 | 0 | | | 2 | | | 0 | | |
| | 華龍1号 | 5 | | ﾊﾟｷ2 | 11 | | | 12 | 2 | ﾊﾟｷ1、ｱﾙ1 |

<注> 中：中国、ｳｸ：ｳｸﾗｲﾅ、ﾎﾟｰ：ﾎﾟｰﾗﾝﾄﾞ、ﾌﾞﾙ：ﾌﾞﾙｶﾞﾘｱ、英：英国、ｲﾝ：ｲﾝﾄﾞ、ﾌｨ：ﾌｨﾝﾗﾝﾄﾞ、U：ｱﾗﾌﾞ首長国連邦、ﾍﾞﾗ：ﾍﾞﾗﾙｰｼ、ﾊﾞﾝ：ﾊﾝｶﾞﾘｰ、ﾄﾙ：ﾄﾙｺ、ｴｼﾞ：ｴｼﾞﾌﾟﾄ、ﾊﾝ：ﾊﾝｶﾞﾘｰ、ｳｽﾞ：ｳｽﾞﾍﾞｷｽﾀﾝ、ﾊﾟｷ：ﾊﾟｷｽﾀﾝ、ｱﾙ：ｱﾙｾﾞﾝﾁﾝ、

出所：原産協会（2024）より筆者作成

### 3-2. ロシア依存からの脱却

- 欧州では、運転中のロシア型原子炉が 19 基と多く、原子燃料の依存度も高いため、原子力分野での早期の脱却は難しく、少しずつ対応しているところ。
- 原子炉の輸入では、フィンランドが建設契約を破棄したが、ハンガリーは新設計画を続行。
- 欧州はこの対策として、燃料分野でのウラン転換、濃縮における製造能力の拡大を図るとともに、ロシア型燃料の成型加工を西側メーカーに移行することを目指す。
- 米国も、ウラン供給、濃縮においてロシアに依存。特に小型モジュール炉（SMR）開発に必要な 20%までの濃縮ウラン（HALEU）がロシアしか商業的に生産できないことに大きな危機感。
- このため、米国は 2024 年 5 月「ロシア産ウラン輸入禁止法」を制定し、原子力分野におけるロシア依存からの脱却を急いでいる。

米国原子力におけるロシア依存（2021年）

| | | 単位 | 米国合計 | ロシア依存度（CIS含） | |
|---|---|---|---|---|---|
| 燃料 | ウラン（U308） | 1000ﾎﾟﾝﾄﾞ | 46, 736 | 6, 314 | 14% |
| | | | | (22. 871) | (49%) |
| | 濃縮 | tSWU | 14, 217 | 3, 953 | 28% |

出所：EIA(2022)

## 4．原子力、今後の展望

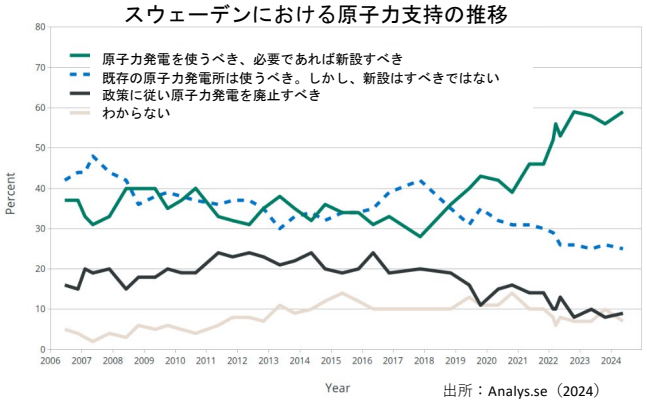
### 4-1. 国際機関の展望

- 国際エネルギー機関（IEA）は 2023 年の World Energy Outlook(WEO)において 3 つのシナリオを示し、「エネルギー危機」は緩和されたが依然不安定とし、クリーンエネルギーへの転換の加速を指摘。
- 化石燃料の総需要が、2030 年までにピークを迎え、減少に向かうと予測。
- 今世紀半ばに向けて、太陽光発電、風力発電、電気自動車、蓄電池、水電解装置などが普及。
- NZE（2050 年ネットゼロ）シナリオでは、2050 年の原子力発電設備は現在の 2 倍以上（約 900GW）に。
- 2023 年 12 月の UAE ドバイにおける COP28 では、公式文書として初めて、「化石燃料からの移行」と気候変動対策の一つとして「原子力」が明記される。

### 4-2. 原子力への回帰

- 世界の主要国（米、加、英、仏等）は原子力の推進強化。脱原子力国（独、ﾍﾞﾙｷﾞｰ、伊等）、未導入国（ﾎﾟｰﾗﾝﾄﾞ、豪等）は、原子力を再評価する動き。
- 世界各国の世論調査において、ウクライナ侵攻以降、いずれの国も原子力への支持が上昇し、2 年経過した現在でも同傾向が続く。

スウェーデンにおける原子力支持の推移




出所：Analys.se（2024）

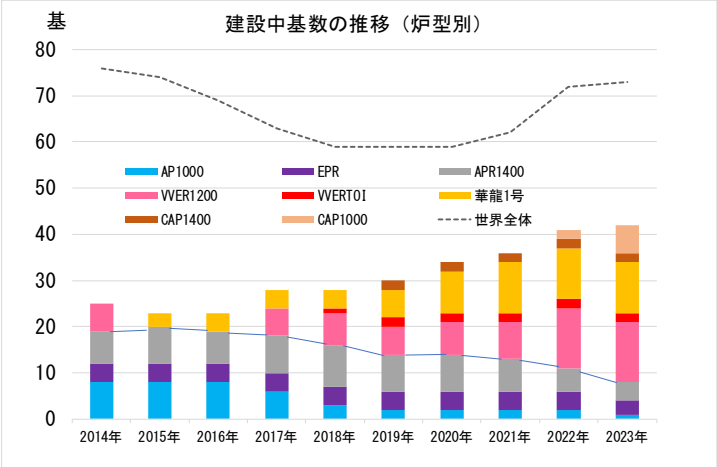
### 4-3. 既設炉の活用

- IEA は既設原子炉の長期運転を推奨。

- 米国では現在、30 基以上の原子炉が、80 年運転に向けた許認可を完了か手続き中。

### 4-4. 新規建設に向けて

- 世界では、第 3 世代（大型）炉の新規建設数が増加中。ただし、ロシア、中国などの新興国と西側の先進国の建設数の乖離（原子力の二極化）が拡大。
- 中国の新規建設認可数は最近、10 基/年と極めてハイペース。
- 西側の英国、フランスでも大型炉新設計画が着実に進展するも、遅れ傾向。
- また、スウェーデン、オランダ、チェコ、ポーランドなどでの大型炉新設計画が進んでいる。
- さらに、米国、英国、カナダ等における、小型モジュール炉（SMR）の開発も進展。
- ただし、ロシア、中国も SMR を開発しており、運転開始時期では先進国に先行。




出所　原産協会（2024）より筆者作成

世界で先行する革新炉プロジェクト（2024年1月現在）

| | 推進者（代表） | 原子炉名 | サイト | 建設スケジュール(2019～) |
|---|---|---|---|---|
| 米国 | UAMPS | VOYGR | アイダホ州INL | ＊2023.11 |
| | オクロ | Aurora | アイダホ州INL | ＊2022.1.NRC申請却下 |
| | テラパワー | Natrium | ワイオミング州 | |
| | Xエナジー、ダウ | Xe100 | ワシントン州、テキサス州 | |
| | ケイロス・パワー | Hermes | テネシー州 | |
| 英国 | ロールスロイス | R&R-SMR | 未定 | |
| カナダ | OPG、BP | BWRX-300 | オンタリオ州（4基） | |
| | SKP | | サスカチュワン州（～4基） | |
| | NBP | ARC-100 | ニューブランズウィック州 | |
| | | SSR-W | | |
| | OPG | MMR | オンタリオ州 | |
| | BP | eVinci | 未定 | |
| ロシア | ロスアトム | KLT-40S | チュクチ自治管区 | |
| | | RITM-200S | チュクチ自治管区 | |
| | | RITM-200N | サハ共和国 | |
| 中国 | 華能集団 | HTR-PM | 山東省威海市 | |
| | CNNC | ACP100 | 海南省昌江 | |
| | CGN | ACPR50S | （渤海沿岸） | |

出所：各種情報より、JEPIC作成

## 5. まとめ

- ロシアは化石燃料資源を豊富に保有し、原子力分野も含めて、世界有数のエネルギー強国。
- このため、2022 年 2 月からのロシアによるウクライナ侵攻は、世界のエネルギー情勢に大きな影響。
- ロシアに化石燃料資源を依存する欧州等はこの脱却に向け、取り組みを開始。また原子力分野においても、関係国はこの脱却に向けた対応を開始。
- エネルギー危機により、世界各国はエネルギー安全保障の優先度を上げ、再エネを支える将来の重要な電源として原子力発電に期待。このため、多くの国で原子力回帰の動きが見られる。
- 日本は、原子炉再稼働、運転期間延長を確実に果たし、新規建設に向かうことが重要。

以上

2024年秋の大会

原子力発電部会セッション

# 世界のエネルギー情勢と日本の原子力政策
Global Energy Situation and Japan's Nuclear Power Policy

# GX 実現に向けた原子力活用の取り組み
Initiatives to Utilize Nuclear Power Toward Achieving GX

*多田　克行[1]
[1]資源エネルギー庁　原子力基盤室

## 1. エネルギーを巡る情勢について

① 国際情勢変化に伴うエネルギー危機の顕在化
② 原子力を巡る国際的な動向
③ 今後の国内の電力需要の見通し
- 東日本エリアの状況

④ GX2040 の動向

## 2. 原子力政策を巡る動向

① 日本の原子力発電の現状
- これまでの再稼働の推移

② 国内における原子力政策の動向

## 3. 原子力活用に向けた環境整備

① GX 推進戦略
② 既設炉の最大限の活用
- 既設炉を対象とする事業環境整備の検討
- 原子炉の運転期間の延長制度
- 設備利用率向上に向けた取組
- 原子力事業者による再稼働に向けた取組

③ 次世代革新炉の開発・建設
- 次世代革新炉の開発・建設に向けた産業基盤の維持・強化
- 次世代革新炉の開発・建設に向けた投資環境

④ 今後の論点・課題（まとめ）
- 原子力の活用に向けた環境整備

Katsuyuki Tada[1]
[1]Agency for Natural Resources and Energy　Office for Nuclear Safety Improvement

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room J(Recture RoomsB 1F B104)

## [3J_PL] Practices and Issues of Ethical Behavior Aimed at Further Improving Safety

Chair:Masaru Fukuie(TOSHIBA ESS)

[3J_PL01]

The appeal points of AESJ Code of Ethics and the Status of its Revision Review

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[3J_PL02]

The Unavoidable 'Safety Myth'

Nonetheless, Necessary Actions to Prevent Accidents

*Tomoki Ohashi[1] (1. MGWU)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

倫理委員会セッション

# さらなる安全性向上をめざした倫理的行動の実践と課題
Practices and Issues of Ethical Behavior Aimed at Further Improving Safety

## （1）原子力学会倫理規程の訴求点と改定作業の状況について

(1) The appeal points of AESJ Code of Ethics and the Status of its Revision Review

*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。

委員会の任務は，倫理委員会規程（細則類番号 1302）第 2 条で定められており，(1)本会の制定した倫理規程（前文，憲章，行動の手引）の改定案の作成等，倫理規程に関する事項，(2)倫理問題の事例集や教材の発行，(3)研究会等の実施，(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査，(5)倫理問題に関する意見の表明，(6)その他必要な事項，の 6 点が挙げられている。

また，委員会発足時から承継している委員の責務は，倫理委員会運営細則（細則類番号 1302-00-02）第 3 条に，(1)倫理規程制定の基本精神に基づき，規範は時代とともに変化するものであることを忘れず，常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに，その遵守状況を見守っていくこと，(2)会員が，原子力界はもとより，昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を，常に自らの問題として捉えられること，(3)会員が，原子力に携わる者，あるいは技術者として，誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること，(4)自己の確立に向け，会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること，の 4 点が掲げられている。

倫理規程は，これまでに 7 回の改定がなされており，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] [3]に掲載している（表 1）。

### 2. 倫理規程制定 20 年企画

近年の活動として，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，二つの企画を行った。

一つは，日本原子力学会誌（アトモス）において，「倫理規程制定 20 年を迎えて」と題した連載企画を実施し，本会内外の識者からの寄稿をいただいた（2021 年 12 月号～2022 年 11 月号）[4]。

もう一つは，「倫理は原子力の安全に寄与できるか」と題した 20 周年記念シンポジウムを開催し（2022 年 9 月 10 日，オンライン開催），原子力施設の立地自治体，原子力安全や科学技術社会学，産業界，未来を担う若手会員から識者をお招きして，あらためて学会や学会員等にとっての倫理を考える機会とし，より高い安全に寄与する行動の実践に向けて議論を行った（討論テーマ 1：信頼につながる行動，2：私たちの意識と行動，3：倫理規程制定・改定の精神を次代に繋ぐための行動）[5]。

*Masanobu Kamiya1[1]
[1]The Japan Atomic Power Co.

表 1　日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

| 年 | 倫理規程の制定・改定，見解等の公表 | 社会に大きな影響を与えた原子力関係の事故等 |
|---|---|---|
| 1995 | | 旧動燃：もんじゅ２次系 Na 漏洩事故・ビデオ隠し |
| 1997 | | 旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故 |
| 1998 | | 旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん発覚 |
| 1999 | 倫理規定制定委員会第 1 回会合 | BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん発覚<br>JCO：臨界事故 |
| 2001 | **倫理規程制定，倫理委員会発足** | |
| 2002 | 委員会による提言（点検データ改ざん問題） | 東電：自主点検記録改ざん等 |
| 2003 | **倫理規程改定（1 回目）** | |
| 2004 | | 関電：美浜発電所３号機２次系配管破断事故 |
| 2005 | 委員会による見解（２次系配管破損事故）<br>**倫理規程改定（2 回目）** | |
| 2007 | 委員会による提言（発電設備に係る不正・不適切事例問題）<br>**倫理規程改定（3 回目）** | 各社：発電設備のデータ改ざん等の不適切事案公表<br>北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚<br>東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災 |
| 2009 | **倫理規程改定（4 回目）** | |
| 2010 | | 中国電：島根原子力発電所点検不備問題公表 |
| 2011 | 委員会による見解（保守管理ならびに定期事業者検査に係わる問題） | 東電：福島第一原子力発電所事故 |
| 2014 | **倫理規程改定（5 回目）** | |
| 2018 | **倫理規程改定（6 回目）** | |
| 2019 | | 関電：金品授受問題発覚 |
| 2020 | 委員会による見解（金品授受問題） | |
| 2021 | **倫理規程改定（7 回目）** | 東電：ID カード不正使用問題および核物質防護機能の一部喪失事案の発覚 |
| 2022 | 委員会による見解（核物質防護設備の機能の一部喪失事案） | |
| 2023 | | 2 月「GX 実現に向けた基本方針～今後 10 年を見据えたロードマップ～」が閣議決定（「再生可能エネルギー，原子力などエネルギー安全保障に寄与し，脱炭素効果の高い電源を最大限活用する」「原子力の利用に当たっては，事故への反省と教訓を一時も忘れず，安全神話に陥ることなく安全性を最優先とすることが大前提」等） |

### 3. 本会倫理規程の特徴

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，「積極的な倫理」と「組織文化の醸成」があることを考察した[6]（表 2）。

倫理規程は前文，7 つの憲章，各憲章に関連した計 41 の行動の手引からなっているが，上記の二つの特徴は，倫理規程全体を支える重要な訴求点と言え，次の倫理規程改定の検討においても適切に継承していくものと考えている。

表 2　日本原子力学会倫理規程の主な特徴

**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. 倫理規程改定に向けた検討

委員会においては，次回倫理規程改定に向けた検討を 2023 年 6 月から本格化させている。検討において，具体的な論点を設定しているものではないが，以下の点に留意して議論を進めている。

- 近年の原子力発電所の再稼働の進展や GX において今後も原子力発電を継続的に活用していく流れの中で，これまでの倫理規程制改定で訴求してきたことを再確認し，また，今般の状況を踏まえてより明確に訴求すべき点の検討（例：安全・安心に対する戒め，社会からの信頼，専門家の誇り，多様な価値の尊重，組織文化の観点 等）
- 過去の改定検討の経緯を踏まえて，引き続き特出ししておくべき箇所には留意（2014 年の１F 事故後の改定内容等）
- 会員や会員が属する組織の構成員が，自分事として考えることのできる文言への適正化

今後，委員会で成案を得て，本会理事会での議論や会員を中心とした幅広い意見募集を経て，2025 年度には改定する計画で検討を進めていく。

**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] 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.
[4] 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.
山本章夫，水は水，どこまでも水，完全に自由，日本原子力学会誌, Vol.64, No.3, 2022.
土田昭司，将来世代に対する倫理，日本原子力学会誌, Vol.64, No.4, 2022.
杉原桂太，公衆優先原則の始まりを確かめる，日本原子力学会誌, Vol.64, No.5, 2022.
山下俊一，倫理規程の遵守と「いろは歌」の精神，日本原子力学会誌, Vol.64, No.6, 2022.
大森聡，企業倫理の醸成に向けた不断の取り組みについて，日本原子力学会誌, Vol.64, No.7, 2022.
更田豊志，事故への反省と倫理的行動，日本原子力学会誌, Vol.64, No.8, 2022.
川合康太，学会の倫理規程を若手はどう活用すべきか，日本原子力学会誌, Vol.64, No.9, 2022.
川村慎一，為すべきことをよりよく成し遂げるために，日本原子力学会誌, Vol.64, No.10, 2022.
大場恭子，弱きも強きも認め，補い支え合い創る未来，日本原子力学会誌, Vol.64, No.11, 2022.
[5] http://www.aesj.or.jp/ethics/03_/03_02_/
倫理委員会，倫理は原子力の安全に寄与できるか～倫理規程制定 20 年シンポジウムの概要～，日本原子力学会誌, Vol.65, No.1, 2023.
[6] 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.

2024年秋の大会

倫理委員会セッション

# さらなる安全性向上をめざした倫理的行動の実践と課題

Practices and Issues of Ethical Behavior Aimed at Further Improving Safety

## （2）"安全神話"は必ず生まれるーそれでも事故を起こさないために必要なこと

(2) The Unavoidable 'Safety Myth' – Nonetheless, Necessary Actions to Prevent Accidents

*大橋 智樹[1]

[1]宮城学院女子大学

**1. “安全神話”について**

原子力発電の専門家と話をすると、福島事故の前から“安全神話”なぞなかったと言う人が少なくない。しかし、原子力緊急事態宣言が発表されたあの日の 19:03 の時点で全号機全電源超長時間喪失が起こることを想定できた専門家はほぼいなかったのは事実であるし、次の日の 15:36 の前まで水素爆発で原子炉建屋があれほどまでに破壊されることを想定できた専門家がいなかったのもまた事実である。私自身、「地震が起こったら家族をサイトに連れていきたい」という発言を何度も聞いたことがある。これらの事実は、発電所の安全性に対してある種絶対的な自信をもっていた専門家が多かったことを示すと言えよう。それらを「実際に事故が起こった事実」を知った専門家以外の人が、「その事故を多くの専門家が予見し得なかった事実」について、その原因を“安全神話”と呼びたくなるのはごく自然であり、「非専門家にはそう思う人がいる」ことをまずは受け入れることが必要であろう。

**2. 1F 事故 13 年の現状**

事故から 13 年半が経過した。この間、原子力規制委員会・原子力規制庁が創設され、新規制基準が施行された。すべての原子力発電所は、同基準の要求をクリアしないと運転が許可されないこととなった。地震・津波はもちろん、竜巻、噴火などを加えた自然災害への対策、そして、テロや航空機の衝突などの自然災害以外への対策も盛り込まれ、特重施設の整備などに加えて、万一の際に対処に関わる関係者の教育・訓練も幅広く求められるようになった。福島事故を契機に長期停止を余儀なくされた発電所は、再稼働の前に膨大な「コンクリートと人」への投資をしてきたのである。「超想定外事象の想定内化」とでも呼ぶべきこの間の取り組みは、関係者に一定の心理的な変化をもたらすことになった。

**3. 新規制基準対応が生む新たな“安全神話”**

原子力防災訓練を考えてみたい。自治体と連携した住民避難がある訓練で必須なのが炉心溶融シナリオである。訓練では、最大級の自然災害を生じさせ、あれを壊しこれを壊しそれに時間をかけなぜか連絡が取れなくなり…普通ではない事象をあれやこれや積み重ねてやっと炉心溶融というシナリオを作成する。この訓練を繰り返すと人はどうなるか。「そこまでやらないと事故は起こらない」と“学習”させられるのである。

水源も電源も多重化されて整備された。アクセスルートもいくつも確保され、アクセスルート啓開のための手段も万全。頑健な緊急時対策所が設けられ、かつ、多重化された。サイト外からのバックアップ体制も整えられた。そしてそれらすべてについて何度も訓練を重ねた。そして、ここまであり得ないほどの異常事態が重ならないと事故は起こらないと思い始める。13 年前への回帰である。

つまり、皮肉なことに、新規制基準に対応してきた過程で、新たな“安全神話的な状態”が生まれているのだ。ただこれは、人間が安定を好む生き物である以上、構造的に防ぎ得ない自然の帰結なのである。“安全神話”は何度でもよみがえるのだ。まずは、構造的に“安全神話”が必ず生まれることをすべての関係者が自覚することが肝要である。そして、それを前提として、それでも事故を起こさないために必要な「人間の心理にブレーキをかけるための施策」をどうにかして生み出すことが求められているのだと思う。

---

*Tomoki Ohashi[1]

[1]Miyagi Gakuin Women’s University

Planning Lecture | Board and Committee：Decommissioning Review Committee

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room K(Recture RoomsB 2F B200)

# [3K_PL] Development of robot technology that contributes to the decommissioning of the 1F NPS

Chair:Takashi Yoshimi(Shibaura Inst. of Tech.)

[3K_PL01]

PCV internal investigation of Unit 1 by drone

*Takuya Miura[1] (1. TEPCO HD)

[3K_PL02]

Robotics development of IRID for the decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

[3K_PL03]

Development of Robotics for Harsh Environments in 1F Decommissioning Utilizing DX at the JAEA Naraha Center for Remote Control Technology Development(NARREC)

*Akihiro Tagawa[1] (1. JAEA)

[3K_PL04]

Creative Robot Contest for Decommissioning

*Shigekazu Suzuki[1] (1. NIT Fukushima College)

©Atomic Energy Society of Japan

2024年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

# 1F 廃炉に貢献するロボット技術開発
Development of robot technology that contributes to the decommissioning of the 1F NPS

## (1) ドローンを活用した 1 号機 PCV 内部調査について

(1) PCV internal investigation of Unit 1 by drone

*三浦 拓也[1]，中島 悟[1]，熊川 喜之[1]，新沢 昌一[1]，溝上 伸也[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

### 1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業において，燃料デブリの取り出しは重要なステップであり，取り出し工法の検討においては，原子炉格納容器内の状況を得ることが重要な課題とされている。

1 号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査については，燃料デブリの状態を把握するため，主に地下階の調査は実施済みである。一方，燃料デブリの取り出しに向けては，地下階の情報だけでなく、PCV 全体の状況も把握する必要がある。

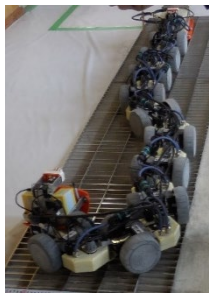
そこで本調査では，小型ドローンおよび無線を中継するヘビ型ロボットを用いて、PCV 1 階エリアを主とした調査を実施し，ペデスタル外の 1 階エリアおよびペデスタル内部の映像取得を実施した。

### 2. 調査方法

調査装置については，図 1,2 に表す小型のドローンおよびヘビ型ロボットを用いた。PCV 内部が狭隘かつ暗所であるため，小型であり，かつ機動性，撮影能力の高い調査装置として，小型ドローンを採用している。また，小型ドローンの無線通信範囲を補うために無線中継器を搭載したヘビ型のロボットを投入した。1 号機原子炉建屋 1 階の所員用エアロック（X-2 ペネ）にシールボックスを取り付け，両機を PCV 内に投入することで，PCV 内の隔離状態を維持した調査を可能とした。



図 1 小型ドローン


図 2 ヘビ型ロボット

### 3. 調査結果

PCV 内にある CRD（制御棒駆動機構）交換用の開口部をペデスタルの内外から捉えた状況について，調査結果の一例を図 3 および図 4 に示す。図 3 によって，ペデスタル外の CRD 交換用開口部前に落下物が存在するものの，ペデスタル壁に大きな損傷はなく，既設の構造物についても経年劣化による変色はあるが，概ねの形は保っていることが確認できる。一方で，ペデスタル内から撮影した図 4 によると，脱落した CRD や関連機器が CRD 交換用レール上に落下していることなどが推定できる。

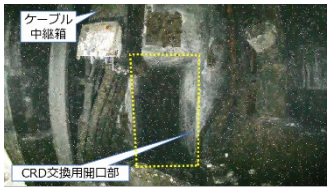


図 3 ペデスタル外の状況

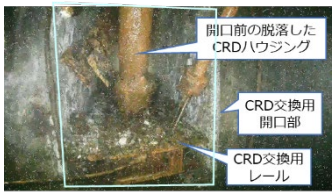


図 4 ペデスタル内の状況

以上により，小型ドローンおよびヘビ型ロボットを用いて，PCV 内の有意な状況を取得できることが分かった。また，本調査によって，小型ドローンの飛行がダスト飛散に与える影響は軽微であることやカメラの放射線ノイズの影響など，今後の調査に向けた新たな知見を得ることができた。

### 4. 結言

本調査によって，PCV 内の状況を取得するために，小型ドローンが有効な手段の一つであることが明らかとなった。また，本調査によって得られた情報は，今後の内部調査および廃炉作業における重要な知見となり，燃料デブリ取り出し工法の確立化に資することが期待できる。

---

*Takuya Miura [1], Satoru Nakashima [1], Nobuyuki Kumakawa [1], Shoichi Shinzawa [1] and Shinya Mizokami [1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2024年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

# 1F 廃炉に貢献するロボット技術開発

Development of robot technology that contributes to the decommissioning of the 1F NPS

## （2）IRID における 1F 廃炉のためのロボット技術開発

(2) Robotics development of IRID for the decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*奥住　直明[1]

[1]技術研究組合　国際廃炉研究開発機構

### 1. 緒言

技術研究組合　国際廃炉研究開発機構(IRID)は、2013 年 8 月の設立以来、廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所廃炉作業に必要な研究開発に取り組んできた。IRID における研究開発概況については今まで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会企画セッションや発電部会企画セッションなどで報告させていただいてきたが、今回 IRID の研究開発の中からロボット技術にかかわるものについて、今までの成果をまとめて報告する

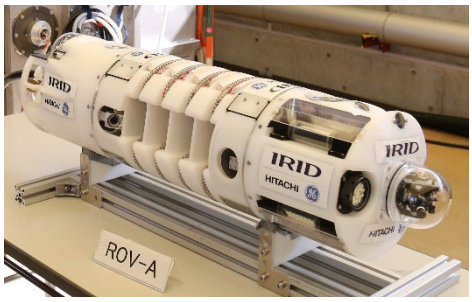
### 2. 作業用ロボット



燃料デブリを取り出すにあたって原子炉建屋内 1 階フロア及び上部階において各種作業が計画・実施されている。各種作業を円滑に遂行するためには放射線線量をできるだけ低減し作業環境を改善することが必要である。このため原子炉建屋内で使用できる除染ロボットの設計・製作を行い、実証試験による性能確認並びに実証試験結果を踏まえた装置改良、遠隔制御システムを開発した。

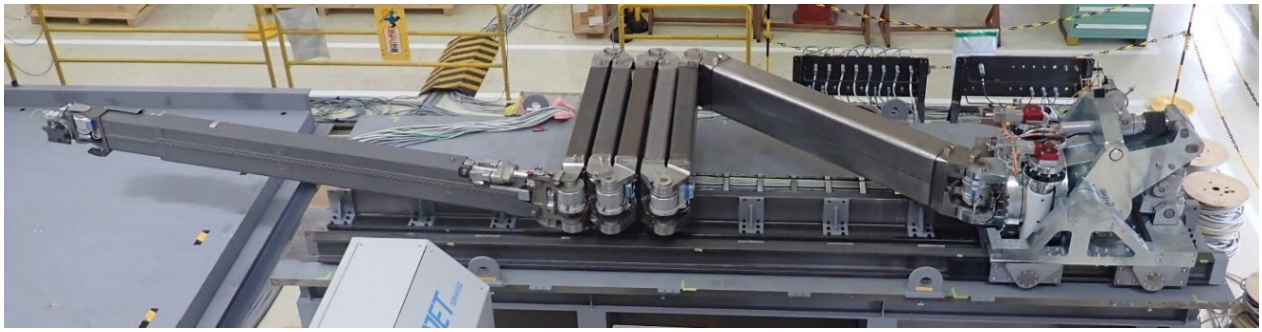
### 3. 調査用ロボット

福島第一原子力発電所では事故により PCV が損傷したが、PCV 内外の損傷状況を調査するため、トーラス室内調査用ロボット、PCV 内部調査用ロボットなど様々なロボットを開発して現場に投入してきた。また計画段階ではあるが、RPV 内部調査用ロボットについてもその要素技術などの開発を行った。さらに現在行われている 2 号機の燃料デブリ試験的取り出しに用いるアーム型アクセス装置の開発を行っている。




### 4. 燃料デブリ取り出し用ロボット

燃料デブリ取り出し用ロボットについては、「段階的に規模を拡大した取り出し」「取り出し規模の更なる拡大」においては使用するロボットのコンセプトなどを検討してきた。また PCV 内部の干渉物撤去に使用するロボットや、将来の RPV 上部からアクセスする「上アクセス工法」について、構造物単位で一括搬出し、原子炉建屋から離れた場所に新設する建屋にて細断して容器へ収納する「構造物一括撤去・搬出」技術や、構造物は RPV に近い位置で分割し容器に収納し搬出する「構造物大分割」技術などを検討している。



**5.** 結言

今後も関係各機関と緊密に連携し、安全かつ着実な技術開発を行っていく所存である。

*Naoaki Okuzumi[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2024年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

# 1F 廃炉に貢献するロボット技術開発
# Development of robot technology that contributes to the decommissioning of the 1F NPS

## (3) JAEA 楢葉遠隔技術開発センターにおける DX を活用した１F 廃炉等の過酷環境ロボット開発環境の整備(NARREC)

(3) Development of Robotics for Harsh Environments in 1F Decommissioning Utilizing DX at the JAEA Naraha Center for Remote Control Technology Development(NARREC)

*田川　明広 [1]
[1] 日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

日本原子力研究開発機構（JAEA）では、2011 年 3 月 11 日に発生した、東日本大震災による原子力災害の対応を震災当日から福島入りして活動を実施してきた。

2011 年当時、福島第一原子力発電所（１F）から 20km 圏内は、警戒区域に設定された（図１）。将来的に、高線量環境下である１F 内部での各種作業は、遠隔装置を活用することが想定されることから、人が容易に立ち入ることができる 20km 境界外に遠隔技術の実規模モックアップや試験等が実施できる楢葉遠隔技術開発センター（NARREC）を設置することとなった。2015 年 10 月に開所した（図２）。




図１　警戒区域等の設定 [1)]




図２　開所式での安倍総理大臣（当時）のご挨拶 [2)]

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の発足当初（2013 年 8 月）からの組合員でもあった JAEA は、IRID が実施する１F 廃炉の大型装置開発のためのモックアップ試験等を中心に利用されてきた。

### 2. NARREC の紹介

NARREC には、主に研究管理棟にあるヴァーチャルリアリティ（VR）施設と試験棟にあるモックアップ施設があり、モックアップには水中ロボット用の水槽、傾斜等を変更できる階段、モーションキャプチャなどの機能が儲けられている。（図３）

施設使用には利用料金が設定されており、１F 廃炉関連、イノベーションコースト構想関連、中小企業の利用等はリーズナブルな料金設定で利用することができる。また、上記に関わらず、一般利用することも可能である。

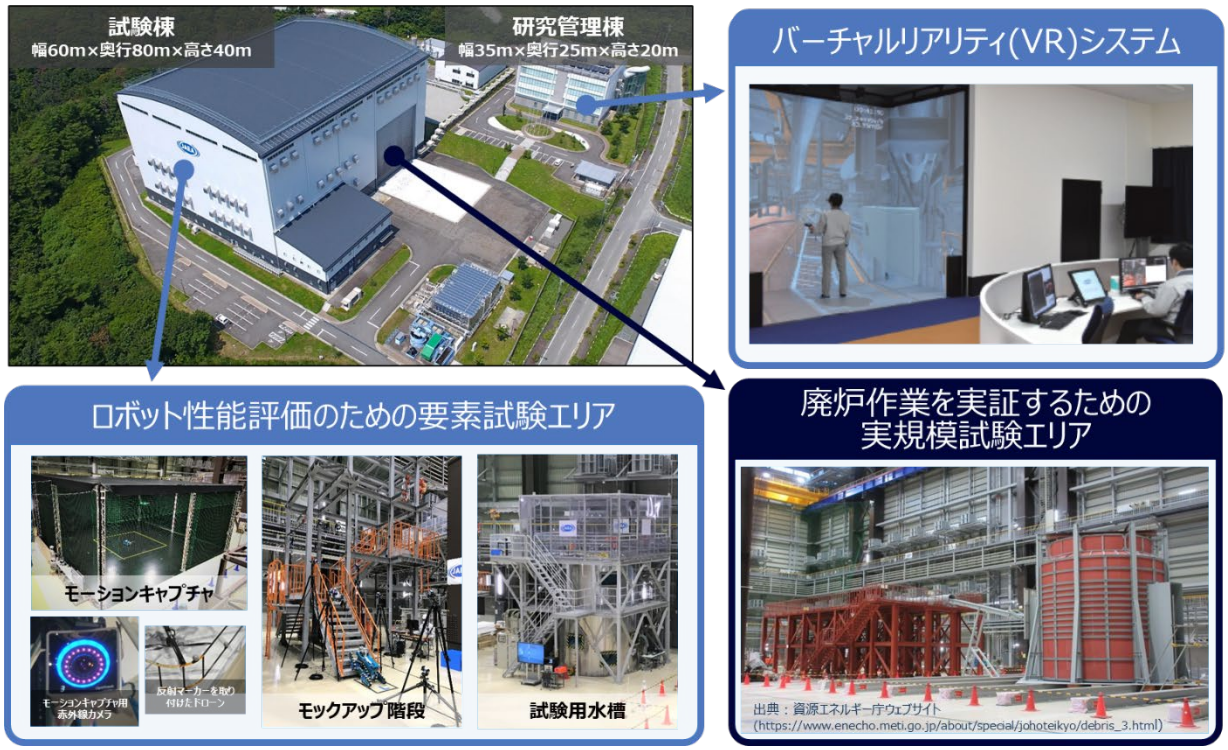



図３　NARREC の主な設備等

### 3. 施設を活用した研究開発の例

１F 廃炉関連での利用例として、燃料デブリ試験的取出しモックアップ試験、PCV 内部調査の実証試験等の実規模試験として活用されている（図４）。

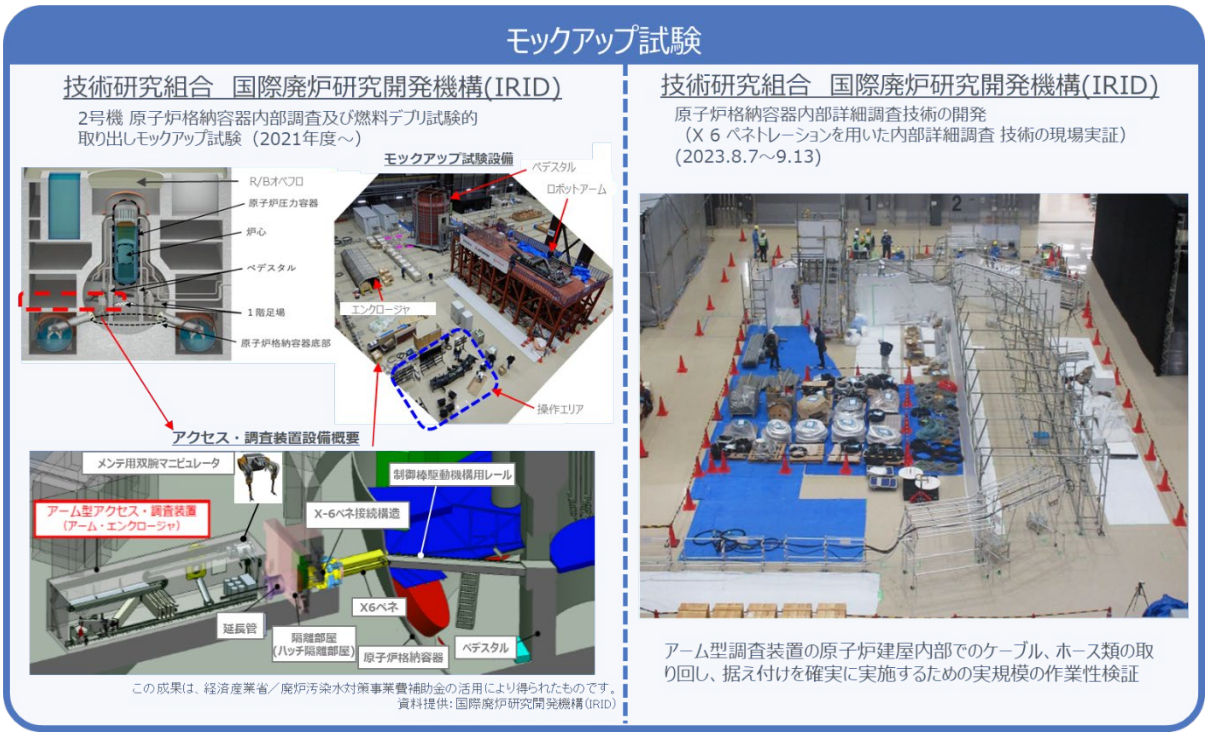



図４　１F 廃炉関連の利用

また、人材育成として、「廃炉創造ロボコン」（図５）も毎年開催され、昨年までに 8 回開催され、何人もの卒業生が JAEA や東京電力等の１F 廃炉関連企業に就職している。




図 5　第 8 回廃炉創造ロボコンの概要

**4. DX 利活用環境の整備**

NARREC の最大の特徴は、実規模モックアップのスグ傍らに VR 施設を有することで DX 環境が整えられている。しかも、１F から 20km と近い距離にある。JAEA では、用途に応じ、デジタルデータを活用しながら、実際の装置開発が効果的に進む取り組みを行っている。その例を以下に記す。

〇デジタル：線源逆推定による 3 次元的汚染分布の把握（図 6）

１F 内部は全方位で汚染されているため、作業員被ばく低減の観点から汚染状況を表面汚染計などによるサーベイで確認することが困難である。そこで、空間線量率を計測し LASSO 法による逆推定手法により逆問題を解くことで空間線量率を 3 次元表面汚染密度に変換する。これにより、汚染分布が把握でき、効果的な除染や遮へい計画による被ばく低減策を計ることができる。（廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発）業務）




図 1　システム全体像及びその動作イメージ

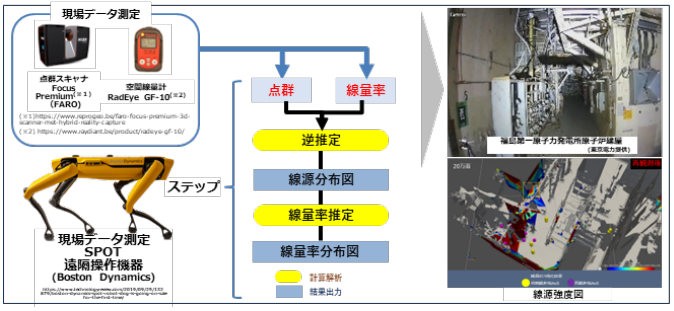



図 6　線源逆推定システム

○リアル：性能試験法によるロボット性能評価

ロボットやドローンによる調査を実施したいが、どのロボットを利用すればよいか、どんな評価を実施すれば活用できると判断できるか、１F 内部状況が不透明であるためわからない。そこで、複数異なるロボットであっても性能を比較検討できるようにするために、いくつかの標準的に走行や飛行ができるコースをモックアップに準備し、モーションキャプチャ等と組み合わせて利用できる環境を整えている。これらのコースは、レスキューロボットなどの過酷環境で活躍できるロボットを意識しており、コースの仕様？や試験方法はホームページで公開し、ホームセンターで購入できる素材で自作できるようにもなっている。[4)]

## 5. 地元利用

NARREC は、一般企業への施設貸出も行っている（図７）。この他にも水中ドローンの操作トレーニングや新人潜水士トレーニング等、様々な活用がされている。今後、NARREC を利用した、地元や異分野の活用も模索したい。




図７　地元企業によるロボット性能試験

## 6. まとめ

NARREC では、１F 廃炉への貢献のみならず、福島復興や新産業創出等の多様な利用を目指して今後も積極的な活用を模索する。原子力学会員の方からの気軽な問合せをお待ちしています。

## 7. 参考文献

1) 環境省 WEB サイト https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h28kisoshiryo/h28qa-09-22.html
2) JAEA WEB サイト　https://fukushima.jaea.go.jp/info/20151022.html
3) 廃炉・汚染水・処理水対策事業事務局 WEB サイト
https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20240126_JAEA.pdf
4) NARREC WEB サイト　https://naraha.jaea.go.jp/rd/standard_test_methods.html

*Akihiro Tagawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2024年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

# 1F 廃炉に貢献するロボット技術開発
Development of robot technology that contributes to the decommissioning of the 1F NPS

## （4）廃炉創造ロボコン

(4) Creative Robot Contest for Decommissioning

*鈴木　茂和[1]
[1]福島高専

**1. 目的**

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置については、「東京電力福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に基づいて、現在様々な取組が進められてきている。また、中長期ロードマップでは、「中長期の視点での人材育成及び大学・研究機関との連携」が強調されている。さらに 2051 年までの完了を目指している作業であるため、安心で安全な作業を続けていくためには若い世代からの教育と人材育成が重要である。

そこで、福島第一原子力発電所廃炉に関する興味を高め、さらに柔軟な発想力による新しい技術を生み出すことを目的として、技術者育成の専門的な教育を受けている高等専門学校の学生を対象に福島第一原子力発電所廃炉を課題としたロボットコンテストを 2016 年から実施しており、その成果について報告する。

**2. 競技課題**

2016 年第 1 回から 2024 年第 9 回大会の課題概略を表 1 に示す。毎年全国から 16 チーム程度が参加して実施しており、第 3 回大会からはマレーシア工科大学も参加している。

表 1　廃炉創造ロボコンの課題

| | | |
|---|---|---|
| 第 1～2 回 | 原子炉建屋の調査 | モックアップ階段か標準ステップフィールドのどちらかを選択して調査を行う |
| 第 3～5 回 | 燃料デブリ取り出し | 実スケールのペデスタルモックアップを使って、ペデスタル下部に置かれた燃料デブリを回収する |
| 第 6～8 回 | 高所除染 | ケーブル干渉支柱、スロープ、グレーチングが置かれた経路を通り高さ約 1.7～2.7m の高所を遠隔除染する |
| 第 9 回 | 原子炉格納容器内部調査 | X-1 ペネもしくは小口径配管から PCV 内部にアクセスし底部に存在する対象物を回収して戻ってくる |

上記の課題は全て、操縦者はロボットを直接見ることはできず、ロボットに搭載されたカメラの映像をモニター上で確認しながら遠隔で操作を行う。競技時間は 10 分である。競技の審査は福島第一原子力発電所廃炉に関わっている専門家、工学教育の専門家がそれぞれの視点で評価を行い、最も優れたロボットを製作したチームには文部科学大臣賞を与えている。

**3. 主な成果**

学生が作製したロボットや技術が廃炉作業の現場に適用された例は無いが、福島第一原子力発電所での使用を目標とした協賛企業との共同研究が 2021～2023 年にそれぞれ 1 校、2024 年からは 3 校で実施していることから、今後の現場適用と高専との共同研究が増えることを期待している。また、廃炉創造ロボコンに参加した学生の中から東京電力や日本原子力研究開発機構等へ就職しており現場での活躍も期待している。

**4. まとめ**

廃炉創造ロボコンを通して、学生の福島第一原子力発電所廃炉への興味関心を高めることができた。今後も継続して人材育成を進めるとともに遠隔技術の発展に貢献していきたいと考えている。

**謝辞**　本ロボコンは、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の成果を受けて実施している。

*Shigekazu Suzuki[1]
[1]National Institute of Technology, Fukushima College

Planning Lecture | Over view Report：Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy, Subcommittee for Examining and Proposing the Role of Research Reactors, etc.

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

## [3M_PL] Graded Approach for Research Reactors

Chair:Sin-ya Hohara(Kindai Univ.)

[3M_PL01]
Activity introduction of the Subcommittee for examining and proposing the role of research reactors, etc.

*Sin-ya Hohara[1] (1. Kindai Univ.)

[3M_PL02]
Current status of Regulatory Compliance for Research Reactors

*Hiroki Sono[1] (1. JAEA)

[3M_PL03]
Current status of Graded Approach Regulations for Research Reactors

*Takumi Koyamada[1] (1. NRA)

[3M_PL04]
Issues related to Graded Approaches for Research Reactors Regulations

*Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

[3M_PL05]
General Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

3M_PL01-04 は同予稿

2024年秋の大会

総合講演・報告

「原子力アゴラ」調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会

# 研究炉とグレーデッドアプローチ

Graded Approach for Research Reactors

*芳原 新也[1]，曽野 浩樹[2]，小山田巧[3]，与能本泰介[2]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力規制庁

## 1. 趣旨

研究炉等原子力施設のリスクは、熱出力や放射性物質内蔵量等から、実用発電用原子炉と比較して小さいと知られる一方、研究炉等に対する規制実態を把握している原子力専門家は多くない。リスクが異なる原子力施設の安全性を合理的に確認するために、「規制の厳密さが、そのリスクに釣り合うこと」を求める、グレーデッドアプローチ（Graded Approach：GA）の考え方が、国内外の規制機関によって重要視されている。本企画セッションでは、研究炉等に対する規制の実情を確認しながら、GA の視点から論点を整理し議論を深める。

## 2. 分科会における現状認識と現段階での論点

研究炉等の設置者（被規制側）として、新規制基準適合性審査等を経験したものの多くは、自らの施設の安全性と比べて、規制要求が過大であると感じる場合が多くあるということが、本分科会においても紹介されている。ただし、そのような意見については、意見の根拠となる客観情報が参照可能な文書の形で取りまとめがなされていない場合がほとんどである。また、審査会合での議論は公開されているものの、概ねその量は膨大であり、審査に参加していないものが、その全体を把握し、規制に要する費用と得られる便益の関係から判断される合理性を議論することは非常に難しいところがある。

他方、規制側にとっては、被規制側から審査に対する意見がほとんど明示されないことに加えて、現状の審査では、すべての審査結果について被規制側が合意し、自ら申請書を補正し、必要な処置を講じていることから、被規制側が合理性の問題を感じていたとしても、それに気付かなくて当然とも言える。その結果、現状の規制に関して、規制側から強い問題意識が発生し難いことが推察される。

このような状況を踏まえ、本分科会では、審査内容の詳細が十分把握されない場合でも、科学的合理性の検討において重要な「規制から得られる安全上の便益」と「費用」に関する客観的な議論が比較的容易な論点に、まず着目することにした。この観点から、新規制基準適合性審査でも行われた「安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばく実効線量の評価」において 5mSv を超えないと判断された施設の審査を当面の対象とした[1,2,3]。このような施設には、近畿大学の極低出力原子炉、京都大学等の臨界実験装置、日本原子力研究開発機構の NSRR 等の試験研究用原子炉が該当する。本分科会では、このような施設の審査に関して、5mSv 以下である施設の規制上及び安全上の意味合い、それを踏まえたバックフィット等の規制要求の合理性、さらには、旧原子力安全委員会の審査指針も含む現行規制基準の問題等を論点とし、課題の抽出や解決の方向性等を検討している。

## 3. 各講演の概要

### 3-1. 研究炉等の役割検討・提言分科会の活動紹介（芳原）

原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会の目的及びこれまでの活動[4]について紹介をし、現在進めている調査報告の概説を行う。また、IAEA 用語集における定義や行政法における比例原則等の関連する事項を紹介しながら、研究炉等施設に対する GA の取扱いについて概説する。

### 3-2. 研究炉等施設の規制の現状（曽野）

新規制基準に係る研究炉等施設の設置変更許可・設計及び工事の計画の認可に係る審査における実例を紹介し、被規制側の視点から GA の観点で改善の余地があると思われる点を整理する。

**3-3. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチの現状（小山田）**

研究炉等施設におけるグレーデッドアプローチについて、規制側の視点から紹介する。

**3-4. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチに係る課題（与能本）**

研究炉等施設に対する規制の課題を、旧原子力安全委員会が決定した安全審査指針の問題も含め、分析する。

**3-5. 総合討論**

上記の講演内容について、規制側及び被規制側の両視点から検討・議論し、今後解決すべき論点を整理していく。

文献

[1] 原子力規制庁，使用施設等の新規制基準における「安全上重要な施設」の選定の考え方について、平成 27 年 8 月 19 日

[2] 原子力規制庁，試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について， 平成 28 年 6 月 15 日

[3] 原子力規制庁、耐震Ｓクラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について、平成 29 年 7 月 12 日

[4] 日本原子力学会，「原子力アゴラ」特別専門委員会研究炉等の役割検討・提言分科会，わが国における研究炉等の役割について中間報告書，平成 28 年 3 月

---

*Sin-ya Hohara[1], Hiroki Sono[2], Takumi Koyamada[3], Taisuke Yonomoto[2]

[1] Kindai Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Nuclear Regulation Agency

3M_PL01-04 は同予稿

2024年秋の大会

総合講演・報告

「原子力アゴラ」調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会

# 研究炉とグレーデッドアプローチ

Graded Approach for Research Reactors

*芳原 新也[1]，曽野 浩樹[2]，小山田巧[3]，与能本泰介[2]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力規制庁

## 1. 趣旨

研究炉等原子力施設のリスクは、熱出力や放射性物質内蔵量等から、実用発電用原子炉と比較して小さいと知られる一方、研究炉等に対する規制実態を把握している原子力専門家は多くない。リスクが異なる原子力施設の安全性を合理的に確認するために、「規制の厳密さが、そのリスクに釣り合うこと」を求める、グレーデッドアプローチ（Graded Approach：GA）の考え方が、国内外の規制機関によって重要視されている。本企画セッションでは、研究炉等に対する規制の実情を確認しながら、GA の視点から論点を整理し議論を深める。

## 2. 分科会における現状認識と現段階での論点

研究炉等の設置者（被規制側）として、新規制基準適合性審査等を経験したものの多くは、自らの施設の安全性と比べて、規制要求が過大であると感じる場合が多くあるということが、本分科会においても紹介されている。ただし、そのような意見については、意見の根拠となる客観情報が参照可能な文書の形で取りまとめがなされていない場合がほとんどである。また、審査会合での議論は公開されているものの、概ねその量は膨大であり、審査に参加していないものが、その全体を把握し、規制に要する費用と得られる便益の関係から判断される合理性を議論することは非常に難しいところがある。

他方、規制側にとっては、被規制側から審査に対する意見がほとんど明示されないことに加えて、現状の審査では、すべての審査結果について被規制側が合意し、自ら申請書を補正し、必要な処置を講じていることから、被規制側が合理性の問題を感じていたとしても、それに気付かなくて当然とも言える。その結果、現状の規制に関して、規制側から強い問題意識が発生し難いことが推察される。

このような状況を踏まえ、本分科会では、審査内容の詳細が十分把握されない場合でも、科学的合理性の検討において重要な「規制から得られる安全上の便益」と「費用」に関する客観的な議論が比較的容易な論点に、まず着目することにした。この観点から、新規制基準適合性審査でも行われた「安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばく実効線量の評価」において 5mSv を超えないと判断された施設の審査を当面の対象とした[1,2,3]。このような施設には、近畿大学の極低出力原子炉、京都大学等の臨界実験装置、日本原子力研究開発機構の NSRR 等の試験研究用原子炉が該当する。本分科会では、このような施設の審査に関して、5mSv 以下である施設の規制上及び安全上の意味合い、それを踏まえたバックフィット等の規制要求の合理性、さらには、旧原子力安全委員会の審査指針も含む現行規制基準の問題等を論点とし、課題の抽出や解決の方向性等を検討している。

## 3. 各講演の概要

### 3-1. 研究炉等の役割検討・提言分科会の活動紹介（芳原）

原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会の目的及びこれまでの活動[4]について紹介をし、現在進めている調査報告の概説を行う。また、IAEA 用語集における定義や行政法における比例原則等の関連する事項を紹介しながら、研究炉等施設に対する GA の取扱いについて概説する。

### 3-2. 研究炉等施設の規制の現状（曽野）

3M_PL01-04 は同予稿



新規制基準に係る研究炉等施設の設置変更許可・設計及び工事の計画の認可に係る審査における実例を紹介し、被規制側の視点から GA の観点で改善の余地があると思われる点を整理する。

**3-3. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチの現状（小山田）**

研究炉等施設におけるグレーデッドアプローチについて、規制側の視点から紹介する。

**3-4. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチに係る課題（与能本）**

研究炉等施設に対する規制の課題を、旧原子力安全委員会が決定した安全審査指針の問題も含め、分析する。

**3-5. 総合討論**

上記の講演内容について、規制側及び被規制側の両視点から検討・議論し、今後解決すべき論点を整理していく。

文献

[1] 原子力規制庁，使用施設等の新規制基準における「安全上重要な施設」の選定の考え方について、平成 27 年 8 月 19 日

[2] 原子力規制庁，試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について， 平成 28 年 6 月 15 日

[3] 原子力規制庁、耐震Ｓクラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について、平成 29 年 7 月 12 日

[4] 日本原子力学会，「原子力アゴラ」特別専門委員会研究炉等の役割検討・提言分科会，わが国における研究炉等の役割について中間報告書，平成 28 年 3 月

---

*Sin-ya Hohara[1], Hiroki Sono[2], Takumi Koyamada[3], Taisuke Yonomoto[2]

[1] Kindai Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Nuclear Regulation Agency

3M_PL01-04 は同予稿

2024年秋の大会

総合講演・報告

「原子力アゴラ」調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会

# 研究炉とグレーデッドアプローチ

Graded Approach for Research Reactors

*芳原 新也[1]，曽野 浩樹[2]，小山田巧[3]，与能本泰介[2]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力規制庁

## 1. 趣旨

研究炉等原子力施設のリスクは、熱出力や放射性物質内蔵量等から、実用発電用原子炉と比較して小さいと知られる一方、研究炉等に対する規制実態を把握している原子力専門家は多くない。リスクが異なる原子力施設の安全性を合理的に確認するために、「規制の厳密さが、そのリスクに釣り合うこと」を求める、グレーデッドアプローチ（Graded Approach：GA）の考え方が、国内外の規制機関によって重要視されている。本企画セッションでは、研究炉等に対する規制の実情を確認しながら、GA の視点から論点を整理し議論を深める。

## 2. 分科会における現状認識と現段階での論点

研究炉等の設置者（被規制側）として、新規制基準適合性審査等を経験したものの多くは、自らの施設の安全性と比べて、規制要求が過大であると感じる場合が多くあるということが、本分科会においても紹介されている。ただし、そのような意見については、意見の根拠となる客観情報が参照可能な文書の形で取りまとめがなされていない場合がほとんどである。また、審査会合での議論は公開されているものの、概ねその量は膨大であり、審査に参加していないものが、その全体を把握し、規制に要する費用と得られる便益の関係から判断される合理性を議論することは非常に難しいところがある。

他方、規制側にとっては、被規制側から審査に対する意見がほとんど明示されないことに加えて、現状の審査では、すべての審査結果について被規制側が合意し、自ら申請書を補正し、必要な処置を講じていることから、被規制側が合理性の問題を感じていたとしても、それに気付かなくて当然とも言える。その結果、現状の規制に関して、規制側から強い問題意識が発生し難いことが推察される。

このような状況を踏まえ、本分科会では、審査内容の詳細が十分把握されない場合でも、科学的合理性の検討において重要な「規制から得られる安全上の便益」と「費用」に関する客観的な議論が比較的容易な論点に、まず着目することにした。この観点から、新規制基準適合性審査でも行われた「安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばく実効線量の評価」において 5mSv を超えないと判断された施設の審査を当面の対象とした[1,2,3]。このような施設には、近畿大学の極低出力原子炉、京都大学等の臨界実験装置、日本原子力研究開発機構の NSRR 等の試験研究用原子炉が該当する。本分科会では、このような施設の審査に関して、5mSv 以下である施設の規制上及び安全上の意味合い、それを踏まえたバックフィット等の規制要求の合理性、さらには、旧原子力安全委員会の審査指針も含む現行規制基準の問題等を論点とし、課題の抽出や解決の方向性等を検討している。

## 3. 各講演の概要

### 3-1. 研究炉等の役割検討・提言分科会の活動紹介（芳原）

原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会の目的及びこれまでの活動[4]について紹介をし、現在進めている調査報告の概説を行う。また、IAEA 用語集における定義や行政法における比例原則等の関連する事項を紹介しながら、研究炉等施設に対する GA の取扱いについて概説する。

### 3-2. 研究炉等施設の規制の現状（曽野）

3M_PL01-04 は同予稿



新規制基準に係る研究炉等施設の設置変更許可・設計及び工事の計画の認可に係る審査における実例を紹介し、被規制側の視点から GA の観点で改善の余地があると思われる点を整理する。

**3-3. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチの現状（小山田）**

研究炉等施設におけるグレーデッドアプローチについて、規制側の視点から紹介する。

**3-4. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチに係る課題（与能本）**

研究炉等施設に対する規制の課題を、旧原子力安全委員会が決定した安全審査指針の問題も含め、分析する。

**3-5. 総合討論**

上記の講演内容について、規制側及び被規制側の両視点から検討・議論し、今後解決すべき論点を整理していく。

文献

[1] 原子力規制庁，使用施設等の新規制基準における「安全上重要な施設」の選定の考え方について、平成 27 年 8 月 19 日

[2] 原子力規制庁，試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について， 平成 28 年 6 月 15 日

[3] 原子力規制庁、耐震Ｓクラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について、平成 29 年 7 月 12 日

[4] 日本原子力学会，「原子力アゴラ」特別専門委員会研究炉等の役割検討・提言分科会，わが国における研究炉等の役割について中間報告書，平成 28 年 3 月

---

*Sin-ya Hohara[1], Hiroki Sono[2], Takumi Koyamada[3], Taisuke Yonomoto[2]

[1] Kindai Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Nuclear Regulation Agency

3M_PL01-04 は同予稿

2024年秋の大会

総合講演・報告

「原子力アゴラ」調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会

# 研究炉とグレーデッドアプローチ

Graded Approach for Research Reactors

*芳原 新也[1]，曽野 浩樹[2]，小山田巧[3]，与能本泰介[2]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力規制庁

## 1. 趣旨

研究炉等原子力施設のリスクは、熱出力や放射性物質内蔵量等から、実用発電用原子炉と比較して小さいと知られる一方、研究炉等に対する規制実態を把握している原子力専門家は多くない。リスクが異なる原子力施設の安全性を合理的に確認するために、「規制の厳密さが、そのリスクに釣り合うこと」を求める、グレーデッドアプローチ（Graded Approach：GA）の考え方が、国内外の規制機関によって重要視されている。本企画セッションでは、研究炉等に対する規制の実情を確認しながら、GA の視点から論点を整理し議論を深める。

## 2. 分科会における現状認識と現段階での論点

研究炉等の設置者（被規制側）として、新規制基準適合性審査等を経験したものの多くは、自らの施設の安全性と比べて、規制要求が過大であると感じる場合が多くあるということが、本分科会においても紹介されている。ただし、そのような意見については、意見の根拠となる客観情報が参照可能な文書の形で取りまとめがなされていない場合がほとんどである。また、審査会合での議論は公開されているものの、概ねその量は膨大であり、審査に参加していないものが、その全体を把握し、規制に要する費用と得られる便益の関係から判断される合理性を議論することは非常に難しいところがある。

他方、規制側にとっては、被規制側から審査に対する意見がほとんど明示されないことに加えて、現状の審査では、すべての審査結果について被規制側が合意し、自ら申請書を補正し、必要な処置を講じていることから、被規制側が合理性の問題を感じていたとしても、それに気付かなくて当然とも言える。その結果、現状の規制に関して、規制側から強い問題意識が発生し難いことが推察される。

このような状況を踏まえ、本分科会では、審査内容の詳細が十分把握されない場合でも、科学的合理性の検討において重要な「規制から得られる安全上の便益」と「費用」に関する客観的な議論が比較的容易な論点に、まず着目することにした。この観点から、新規制基準適合性審査でも行われた「安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばく実効線量の評価」において 5mSv を超えないと判断された施設の審査を当面の対象とした[1,2,3]。このような施設には、近畿大学の極低出力原子炉、京都大学等の臨界実験装置、日本原子力研究開発機構の NSRR 等の試験研究用原子炉が該当する。本分科会では、このような施設の審査に関して、5mSv 以下である施設の規制上及び安全上の意味合い、それを踏まえたバックフィット等の規制要求の合理性、さらには、旧原子力安全委員会の審査指針も含む現行規制基準の問題等を論点とし、課題の抽出や解決の方向性等を検討している。

## 3. 各講演の概要

### 3-1. 研究炉等の役割検討・提言分科会の活動紹介（芳原）

原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会の目的及びこれまでの活動[4]について紹介をし、現在進めている調査報告の概説を行う。また、IAEA 用語集における定義や行政法における比例原則等の関連する事項を紹介しながら、研究炉等施設に対する GA の取扱いについて概説する。

### 3-2. 研究炉等施設の規制の現状（曽野）

3M_PL01-04 は同予稿



新規制基準に係る研究炉等施設の設置変更許可・設計及び工事の計画の認可に係る審査における実例を紹介し、被規制側の視点から GA の観点で改善の余地があると思われる点を整理する。

**3-3. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチの現状（小山田）**

研究炉等施設におけるグレーデッドアプローチについて、規制側の視点から紹介する。

**3-4. 研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチに係る課題（与能本）**

研究炉等施設に対する規制の課題を、旧原子力安全委員会が決定した安全審査指針の問題も含め、分析する。

**3-5. 総合討論**

上記の講演内容について、規制側及び被規制側の両視点から検討・議論し、今後解決すべき論点を整理していく。

文献

[1] 原子力規制庁，使用施設等の新規制基準における「安全上重要な施設」の選定の考え方について、平成 27 年 8 月 19 日

[2] 原子力規制庁，試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について， 平成 28 年 6 月 15 日

[3] 原子力規制庁、耐震Ｓクラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について、平成 29 年 7 月 12 日

[4] 日本原子力学会，「原子力アゴラ」特別専門委員会研究炉等の役割検討・提言分科会，わが国における研究炉等の役割について中間報告書，平成 28 年 3 月

---

*Sin-ya Hohara[1], Hiroki Sono[2], Takumi Koyamada[3], Taisuke Yonomoto[2]

[1] Kindai Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Nuclear Regulation Agency

Planning Lecture | Over view Report：Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy, Subcommittee for Examining and Proposing the Role of Research Reactors, etc.

Fri. Sep 13, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC Room M(Recture RoomsB 2F B202)

# [3M_PL] Graded Approach for Research Reactors

Chair:Sin-ya Hohara(Kindai Univ.)

## [3M_PL05] General Discussion

Many nuclear experts know small risks of research reactors in comparison with those of commercial power reactors, and are, typically, not familiar with the current state of Japanese regulations. To ensure effective regulatory control of different facilities, it is necessary to apply a graded approach in a way that the degree of implementation of regulatory requirements corresponds to the associated radiation risk. In this session, we will review the current Japanese regulations in view of the graded approach to identify issues required for effective and efficient regulations.

©Atomic Energy Society of Japan