## Wed. Sep 8, 2021

### Room A

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

#### [1A_PL] Safety communication on geological disposal

chair: Osamu Tochiyama (NSRA)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Why geological disposal?
*Yukiko Kusano[1] (1. NUMO)

[1A_PL02] Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO
*Tetsuo Fujiyama[1] (1. NUMO)

[1A_PL03] Panel discussion for safety communication on geological disposal
*Osamu Tochiyama[1]、Atsushi Iizuka[2]、Michito Shimo[3]、Kenichiro Nakarai[4]、Tetsuro Hirono[5]、Keiichiro Wakasugi[6] (1. NSRA, 2. Kobe Univ., 3. FGI, 4. Hiroshima Univ., 5. Osaka Univ., 6. Tokai Univ.)

## Thu. Sep 9, 2021

### Room A

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

#### [2A_PL] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

chair: Yurugi Kanzaki (MHI)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[2A_PL01] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)
*Hideki Kamide[1] (1. JAEA)

## Fri. Sep 10, 2021

### Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

#### [3A_PL] Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[3A_PL01] Measuring Value of Nuclear Science and Technology
*Akira Yamaguchi[1] (1. UTokyo)

[3A_PL02] Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG
*Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

[3A_PL03] Discussion for the Future
*Yuichi Niibori[1], Jun Nishiyama[2], Naoto Hagura[3], Kohta Juraku[4], Takako Shiraki[5], Tatsuhiro Kamisato[6], Akira Yamaguchi[7], Kenta Murakami[7], (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo)

## Thu. Sep 9, 2021

### Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

#### [2B_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

chair: Reiko Fujita (Fukushima Support PJ)
1:00 PM - 2:30 PM Room B

[2B_PL01] Past and future activities of the Fukushima Special Project
*Reiko Fujita[1] (1. Fukushima support PJ)

[2B_PL02] Support activities for school education
*Shoko Yashio[1] (1. Obayashi Corporation)

[2B_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization
*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

[2B_PL04] Open Discussion

## Wed. Sep 8, 2021

### Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

#### [1D_PL] Future prospects for nuclear fuel

chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Diverse fuel forms and R &D prospects
*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[1D_PL02] Light water reactor fuels
*Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui)

[1D_PL03] MOX fuels
*Seiichiro Maeda[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Metal fuels
*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL05] Nitride fuels
*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL06] High temperature gas-cooled reactor fuels

©Atomic Energy Society of Japan

*Shohei Ueta[1] (1. JAEA)

[1D_PL07] Molten salt fuels

*Yuji Arita[1] (1. Univ of Fukui)

[1D_PL08] Discussion

## Fri. Sep 10, 2021

### Room D

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

### [3D_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

chair: Mitsuhiro Kodama (TEPCO HD)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

[3D_PL02] Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*Hideaki Mineo[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor

*Takeshi Toyama[1], Masanori Yamazaki[1] (1. Tohoku Univ.)

[3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto[1] (1. Univ. of Fukui)

## Wed. Sep 8, 2021

### Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

### [1E_PL] Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Challenges Concerning External Events Identified by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division

*Tatsuya Itoi[1], Koichi Miyata[2] (1. Utokyo, 2. ATENA)

[1E_PL02] Activities in Nuclear Utilities

*Takeshi Kunimasa[1] (1. KEPCO)

[1E_PL03] Activities in Regulatory Body

*Taijun Tanikawa[1] (1. NRA)

[1E_PL04] Discussion

## Thu. Sep 9, 2021

### Room E

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

### [2E_PL] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

[2E_PL01] Symposium2021 report

*Hiroyuki Nakano[1] (1. TEPCO HD)

[2E_PL02] Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science &Technology and Human Resource Development Project

*Akihiro Tagawa[1] (1. JAEA)

[2E_PL03] Topics on Decommissioning Researches

*Anton Pshenichnikov[1] (1. JAEA)

[2E_PL04] Overview of IRID R&D

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

## Fri. Sep 10, 2021

### Room E

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

### [3E_PL] Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

[3E_PL01] Fundamental Policy of Standards Committee

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

[3E_PL02] Utilities' expectations toward the standards and future actions

*Yasunori Yamanaka[1] (1. FEPC)

[3E_PL03] Case Examination

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1], Akio Yamamoto[2], Yasunori Yamanaka[3], Takashi Takata[1] (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC)

## Thu. Sep 9, 2021

### Room F

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2F_PL] Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

chair: Tokio Fukahori (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room F

[2F_PL01] Continuous Survey of Needs for Nuclear Data
*Nobuhiro Shigyo[1] (1. Kyushu Univ.)

[2F_PL02] Human Resource Development for Nuclear Data Research
*Tatsuya Katabuchi[1] (1. Tokyo Tech)

[2F_PL03] Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research
*Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

[2F_PL04] Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries
*Kenya Suyama[1] (1. JAEA)

## Fri. Sep 10, 2021

### Room F

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

[3F_PL] Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

chair: Takaaki Sakai (Univ. of Tokai)
1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA
*Takamori Suzuki[1] (1. ATENA)

[3F_PL02] Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI
*Norio Atsumi[1] (1. JANSI)

[3F_PL03] Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co. , Inc.
*Yoshitaka Tsutsumi[1] (1. Chubu Electric Power)

## Wed. Sep 8, 2021

### Room G

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

[1G_PL] Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

chair: Kai Masuda (QST)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy
*Taeko Matsuura[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1G_PL02] Renewal of the Hokkaido University Electron Linac and Status of the Pulsed Neutron Source "HUNS-2"
*Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1G_PL03] Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University, HUNS
*Hirotaka Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

## Thu. Sep 9, 2021

### Room G

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

[2G_PL] For continuous application of PRA to future

chair: Yu Maruyama (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[2G_PL01] Report on ASRAM2020
*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[2G_PL02] Report on PSAM15
*Jang Sunghyon[1] (1. UTokyo)

[2G_PL03] Suggestions from Research Committee (1)
*Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City Univ.)

[2G_PL04] Suggestions from Research Committee (2)
*Takuro Tobo[1] (1. TOSHIBA ESS)

[2G_PL05] Status of domestic research bodies' activities (1)
*Hitoshi Tamaki[1] (1. JAEA)

[2G_PL06] Status of domestic research bodies' activities (2)
*Hiroshi Ujita[1] (1. AdvanceSoft)

## Fri. Sep 10, 2021

### Room G

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

[3G_PL] Utilization of virtual space in nuclear field

chair: Yoshio Suzuki (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

©Atomic Energy Society of Japan

[3G_PL01] Introduction of the virtual reactor workshop
*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

[3G_PL02] Latest trends in severe accident analysis code SAMPSON
*Masao Chaki[1] (1. IAE)

[3G_PL03] V&V for degital twin
*Seiichi Koshizuka[1] (1. UTokyo)

## Room H

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

### [3H_PL] Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

chair: Yuki Sato (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP
*Shiro Takahira[1] (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident
*Tatsuo Torii[1] (1. Fukushima Univ.)

[3H_PL03] Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge
*Hideo Hirayama[1] (1. KEK)

[3H_PL04] Discussion
*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

# Wed. Sep 8, 2021

## Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

### [1I_PL] Future of reactor physics study on experimental and research reactor

chair: Satoshi Gunji (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor
*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1I_PL02] Young researchers' opnions on research reactor for future reactor physics
*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

[1I_PL03] Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor
*Willem F. G. Van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

## Room J

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

### [1J_PL] Aiming for Good Organizational Calture

chair: Kimio Ito (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Outline of the revision of the "Code of Ethics"
*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[1J_PL02] Discussion in the Ethics Committee
*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

[1J_PL03] Safety, Nuclear Security and Organizational Culture - considering from problems in TEPCO -
*Tomoaki Inamura[1] (1. CRIEPI)

# Thu. Sep 9, 2021

## Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

### [2J_PL] The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

chair: Masahiro Furuya (Waseda Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J

[2J_PL01] Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor
*Ken Aoki[1] (1. JAEA)

[2J_PL02] Development status of thermal-hydraulics evaluation technology in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)
*Kenichi Katono[1] (1. HGNE)

[2J_PL03] Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX
*Rei Kimura[1] (1. TOSHIBA ESS)

[2J_PL04] Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior
*Junichi Takeuchi[1] (1. MHI)

©Atomic Energy Society of Japan

## Wed. Sep 8, 2021

### Room K

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

#### [1K_PL] 2020 Award Commemorative lecture of Social &Env.Div;

chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Quantification of Radionnuclide Migration Parameters in Safety Assesument of Radioactive Waste Disposal
Ryo Nakayashi[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

[1K_PL02] For reconstruction after the Fukushima nuclear accident
*Sae Ochi[1] (1. Jikei Univ.)

[1K_PL03] What will be revealed /not to be revealed by social research
*Kaisuke Saito[1] (1. Okayama Univ.)

[1K_PL04] Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior, nuclear policy
*Ryota Matsui[1] (1. Yamanashi Pre. Univ.)

## Thu. Sep 9, 2021

### Room K

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

#### [2K_PL] Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

[2K_PL01] Now and Future of the IAEA and Efforts to Help Japanese Take Active Roles in the IAEA
*Atsushi Saito[1] (1. MoFA)

[2K_PL02] Activities and experiences in the field of nuclear nonproliferation in IAEA (Promotion to apply to IAEA)
*Yusuke Kuno[1] (1. Former IAEA)

## Fri. Sep 10, 2021

### Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

#### [3K_PL] Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

chair: Takaya Ito (MFBR)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

[3K_PL01] Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries
*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[3K_PL02] Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System
*Tetsu Suzuki[1] (1. TOSHIBA ESS)

[3K_PL03] High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting
*Kazumasa Suyama[1] (1. MHI)

[3K_PL04] Compact SFR with improved safety and reliability
*Hiroshi Sakaba[1] (1. MHI)

[3K_PL05] Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety
*Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

[3K_PL06] Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan
*Tetsushi Hino[1] (1. HGNE)

## Thu. Sep 9, 2021

### Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

#### [2L_PL] Status of JT-60SA Project

chair: Yoshio Ueda (Osaka Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L

[2L_PL01] JT-60SA Project
*Shinichi Moriyama[1] (1. QST)

[2L_PL02] Construction of JT-60SA Tokamak Device
*Yusuke Shibama[1] (1. QST)

[2L_PL03] Operation Results of Superconducting Magnet System and Cryogenic System for JT-60SA
*Kazuya Hamada[1] (1. QST)

[2L_PL04] Coil Power Supply and RF Heating System for JT-60SA
*Koji Takahashi[1] (1. QST)

[2L_PL05] Progress in Integrated Commissioning and Plan of Machine Enhancement for JT-60SA
*Akihiko Isayama[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Sep 8, 2021

Room M

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

## [1M_PL] Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room M

[1M_PL01] Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance Examination

*Yousuke Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1M_PL02] Applications of an Atmospheric Dispersion Model

*Hiroaki Terada[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

*Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [1A_PL] Safety communication on geological disposal

chair: Osamu Tochiyama (NSRA)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

## [1A_PL01] Why geological disposal?

*Yukiko Kusano[1] （1. NUMO）

## [1A_PL02] Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO

*Tetsuo Fujiyama[1] （1. NUMO）

## [1A_PL03] Panel discussion for safety communication on geological disposal

*Osamu Tochiyama[1]、Atsushi Iizuka[2]、Michito Shimo[3]、Kenichiro Nakarai[4]、Tetsuro Hirono[5]、Keiichiro Wakasugi[6] （1. NSRA, 2. Kobe Univ., 3. FGI, 4. Hiroshima Univ., 5. Osaka Univ., 6. Tokai Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

バックエンド部会セッション

# 地層処分に関する安全コミュニケーション
Safety communication on geological disposal

## （1）なぜ，地層処分なのか？―セーフティケースの役割

(1) Why geological disposal? - the role of a safety case

*草野 由貴子[1]

[1]原子力発電環境整備機構

### 1. はじめに

高レベル放射性廃棄物は，人間の生活環境に影響を与えないように，安全を確保したうえで適切に処分する必要があり，その処分方法として国際的に最も有望とされているのが地層処分である。地層処分を実現するためには，科学技術的な根拠を伴って安全が確保されることはもちろんのこと，社会に地層処分事業が受け入れられることが必要となる。以下では，そもそもなぜ地層処分が選ばれているのかについて，安全確保の考え方や，それが国際的に確立されてきた経緯，さらには事業者が地層処分の安全性を社会に説明する際の拠り所の一つとなるセーフティケースの役割について説明する。

### 2. 放射性廃棄物の発生とその特徴

エネルギー資源の乏しい日本では，原子力発電所で使用した使用済燃料を再処理して，再利用する方針としている。この再処理の過程で，使用済燃料からウランとプルトニウムを取り出した後には非常に高い放射能を持った廃液が残る。この廃液は，安定した固体の状態とするために，ガラス原料と溶かし合わせて，それをステンレス製容器（キャニスタ）に流しこんで冷やし固め，「ガラス固化体」とする。日本では，このガラス固化体を高レベル放射性廃棄物と呼んでいる。なお，原子力発電を行っている諸外国の中では，使用済燃料を再処理しない政策をとっている国もあり，その場合は使用済燃料がそのまま高レベル放射性廃棄物となる。

ガラス固化体と使用済燃料とを比較すると，ウランやプルトニウムが取り除かれているガラス固化体のほうが放射能はやや低くなるが，いずれも廃棄物として発生した直後の放射能レベルは人間が近づくことが出来ないほど非常に高い[1)]。その後，放射性崩壊によって放射能レベルは低減していくが，数万年程度が経過しても，何の対策もなく人間の生活環境に放置しておいてよい程度にまでは低下しない。

このような，非常に長期間にわたって放射能が残存するという特徴を考慮して，その放射能が長期間にわたって人間の生活環境に影響を及ぼさないように，高レベル放射性廃棄物を取り扱う必要がある。なお，廃棄物からの放射線を人工的に遮蔽し，人間が近づかないよう安全に管理することは可能だが，これを将来数万年以上という長期間にわたって管理し続けるためには，そうした期間にわたって人間社会が存続することが必要となる。しかし，それを保証する科学的根拠はないため，不確実性を伴う将来の人間社会の仕組みに変わる何らかの方法での処分が必要になる。

### 3. 高レベル放射性廃棄物処分の考え方と地層処分の基本概念

高レベル放射性廃棄物の処分方法として，国際的に最も有望とされる方法が地層処分である。なぜ地層処分がそのように判断されているのか，その理由を以下に説明する。

地層処分が検討され始めたきっかけとなったのは，米国における第 2 次世界大戦以降の核兵器開発に伴い発生した高レベル放射性廃液の漏洩事故である。1950 年代，このような事故が頻発し，人間による長期的な放射性廃棄物の管理への信頼性に疑問が投げかけられた[2)]。この問題に対し，高レベル放射性廃棄物の実現可能な処分方法について検討がなされた結果，長期間にわたって高レベル放射性廃棄物を人間の生活環境から隔離して閉じ込めておくためには，岩塩層への処分が有望であることが提案された[2)]。これは，

岩塩層が物理化学的に安定であり，地下水の流れもほとんどなく，放射性物質を長期間にわたって閉じ込めておくのに好ましい特徴を有していると考えられたためである。

これを発端に，人間の管理に依存せずに，地下深部の岩盤が持つ，長期的な隔離・閉じ込めの機能による処分方法の実現に関する具体的な検討が開始され，1970 年代には，原子力発電により発生した高レベル放射性廃棄物の処分方法に見通しをつけることが不可欠という国際的な世論の高まりに伴い，各国で地層処分の研究が本格化した。

こうした動向を受け，OECD/NEA は 1977 年に報告書[3)]を取りまとめている。その中では，岩塩層に限定しなくとも，地下深部の岩盤が本来有しているイオン交換やろ過，表面吸着などの性能により，地下水による放射性物質の移動が抑制されるというような，放射性物質の閉じ込め機能に重要な物理化学的特性を地下深部の地質環境が有していることや，放射性物質をガラスなどで固化し，金属製の容器に封入することで地質環境中への放射性物質の放出を遅延させ，放射能を減衰させることができるという人工的なバリア機能（以下，人工バリア）の有効性について指摘されている。日本においても 1976 年に原子力委員会により，地層処分に関する研究開発を開始することが決定されている。

その後，1980 年代から 1990 年代にかけて，各国において，地層処分に適した地質環境かどうかを調査・評価する技術，長期間にわたって放射性物質を安全に隔離し，閉じ込めることが可能な多重バリア（人工バリア＋天然バリア）からなる地層処分システムの設計，設計した地層処分システムが将来にわたって人間の生活環境に影響を与えないか否かを確認するための安全評価技術など，安全な地層処分の実現に向けた技術開発が進められ，こうした技術を適用することにより，地層処分システムの長期的な安全性を判断するための科学技術的基盤が整えられた[4)]。こうした科学技術的基盤は国際的に合意され，IAEA や OECD/NEA といった国際機関により，指針や勧告として文書化されている。

**4. 地層処分以外の処分方法，長期的管理（保管）の検討**

1977 年の OECD/NEA の報告書[3)]では，地層処分を最も有望な高レベル放射性廃棄物の処分方法として取り上げる一方で，それ以外の方法として，海洋底処分・海洋底下処分，氷床処分，宇宙処分，核種分離変換などの可能性についても検討されている。しかし，海洋底処分・海洋底下処分，氷床処分は，いずれも国際条約（それぞれ，廃棄物その他の投棄に係る海洋汚染防止に関する条約，南極条約）によって禁止されている。宇宙処分はロケット発射技術の信頼性への疑問や経済性の面で課題があるが検討を継続するべきとされたものの，現在までその処分方法の利用に至る動きはない。核種分離変換技術は現在でも研究が継続されているが，実用化の目途が立っておらず，また長半減期の放射性核種を全て変換することは不可能であると考えられているため，いずれにせよ地層処分が必要な廃棄物が残ることとなる。そのため，地層処分の代替手段とは位置付けられていない。結論として，地下の安定した岩盤中に放射性廃棄物を隔離し，閉じ込めるという地層処分が最も優れた処分方法であるとされた。その後も，上記以外の様々な処分方法も含め，それらとの比較・検討がなされたが，科学技術的な面での実現可能性，および国際ルールに即した自国での責任ある処分が可能といった倫理的な観点からも，地層処分が最も有望と判断された結論は現在でも変わっていない。

上述したように，放射性廃棄物の放射能は，時間の経過に伴って減衰しつつも数万年以上という長期間にわたってその放射能が残存するため，それを人間の手で管理し続けることを保証することはできず，地上保管は放射性廃棄物問題の最終的な解決策とはならない。一方で，地層処分やほかの処分方法の実現可能性について科学技術的な確信が得られ，社会に受け入れられるまでは，放射性廃棄物を地上管理し続けるべきとの考え方もある。実際に，これまでにも各国において固形化された廃棄物や使用済燃料は数十年間にわたって安全に地上施設で管理されてきた実績があり，今後さらに数十年程度の一定期間については定期的な施設改修などにより地上管理を実施することが可能とされている[5)]。

地上施設での管理について，地層処分に関する合意形成までの一定期間における対処方法として期待している例もある。例えば原子力発電の利用規模が小さいオランダでは，少量の廃棄物のために地層処分の研究から処分場の建設・操業までを行うことは経済的に合理的でないとの考えから，他国との共同処分も

視野に入れつつ，少なくとも 100 年間は地上施設での廃棄物の管理を行う方針としている [5]。また，日本においても，地層処分の安全性を確認するための研究開発や国民の理解と合意形成を図るための期間の確保として，原則 50 年間の地上施設での廃棄物の暫定保管が日本学術会議において提言されている [6]。このように，地上施設での管理は放射性廃棄物対策の全体としてみれば，一定の役割を果たすことが期待されているものの，最終的な解決策にはならず，実現可能性の高いと考えられる地層処分計画を進めるための努力を停止させる理由にはならない。地上施設での管理は，地下に処分した場合と比較して，地上は自然災害や人的事象などの影響を受ける可能性が相対的に高いことに留意する必要がある。また，原子力発電によって恩恵を受けた世代の責任として将来世代への負担をできるだけ小さくするという倫理的観点からも，放射性廃棄物の問題を先送りにせずに最終的な処分に向けた道筋をつけるため，地層処分を前提に最大限の取り組みを進めるべきというのが国際的な共通認識となっている。

**5. 社会的な観点での配慮**

地層処分は，放射性廃棄物を地下深部の岩盤中に隔離し，数万年以上の長期間にわたって人間の生活環境に影響を与えないように処分するという人類初のプロジェクトである。そのため OECD/NEA などの国際機関では，実現可能性の科学技術的な裏付けは当然のことながら，現世代や将来世代にわたってもこのプロジェクトが社会から受け入れ可能であることが必要であるとしており [4]，そのような観点での取り組みも進められている。

地層処分は，事前の調査，処分場の建設・操業，閉鎖までの事業期間が 100 年程度にも及ぶ事業であるため，今後の科学技術の進歩や社会の考え方が変化する可能性なども考慮し，将来世代の選択と意思決定の自由を残しておくために，「可逆性と回収可能性」[7]，「段階的アプローチ」[8]という考え方が提唱されている。

「可逆性」とは一度決定したことを元に戻す能力であり，「回収可能性」とは一度埋設した廃棄物を回収する能力のことである。何らかの理由により，将来世代が地層処分以外の意思決定をする可能性も考慮し，事業期間中の可逆性や回収可能性を担保しておくことの必要性が国際的にも認識されている。「段階的アプローチ」とは，事業を期間やステージで区切って，その時点での最新の科学的知見を踏まえて地層処分の安全性を確認し，次の段階に進めてよいか，進め方に修正の必要がないかを判断しながら，段階的に事業を進めていく考え方である。これは，安全確保の観点から，計画を柔軟に見直す余地を残しておくために必要と考えられている。このように将来世代の選択肢を確保したうえで事業を進めていくという考え方・方法は，社会において地層処分に関する合意を得るためのプロセスとして有効と考えられている。

また，科学技術的な実現可能性の観点からのみで事業を進めるのではなく，地域住民や様々なステークホルダーとの対話を通じてコミュニケーションを図り，地層処分への不安や疑問を解消し，安全性への信頼を得たうえで，事業の進展について合意形成を図っていくプロセスが国際的にも重視されている。

地層処分の研究開発が進められた当初は，専門家が地層処分の科学技術的な実現可能性を検討し，それを国民や地域住民に宣言して，あとはひたすら理解を求める，というアプローチが中心となっていた。しかし，地域住民やステークホルダーにとっては，自分たちの意思決定への関与がないまま地層処分を進められることは受け入れがたく，また地域住民の合意なくして事業を進めることが困難であることは，各国が経験してきている。

こうした経験を経て，地域住民や様々なステークホルダーとの対話を通じて，地層処分への信頼を得ながら，地層処分の事業を進めていく過程で意思決定へのステークホルダーの関与を図ることで，社会的・倫理的観点にも配慮して地層処分が進められている。

**6. 地層処分の安全性を説明してくためのセーフティケース**

地層処分は事業期間が 100 年程度にわたり，さらにその後の数万年以上という長期間の安全性の確保が必要とされることから，将来の科学技術の進歩や様々な不確実性を考慮に入れ，事業を進めていくなかでその安全性を繰り返し確認していく必要がある。「段階的アプローチ」という考え方のもとで，事業のステ

ージを区切り，その時点の最新の知見等を踏まえて，どのように処分場の安全性を確保するのか，なぜそれが信頼に足るといえるのかを論拠を持って繰り返しステークホルダーに提示し，合意を得て行くことが重要である。事業者は，このような処分場の安全性を示す論拠を説明する責任を有し，これを「セーフティケース（Safety case)」として文書にまとめることが求められる。

セーフティケースには，安全な処分場と判断するために，調査に基づいてどのように適切なサイトを選定し，その場所に対してどのように処分場の設計や安全評価を行い，その結果として人間が受ける放射線影響が安全基準を満たしていること（許容できること）を，総合的に説明したものとなっており，その説明・判断の根拠となる情報やデータにまで追跡可能なように情報が集約されている。さらには，数万年以上という長期間に起こる事象の不確実性をより低減するために，事業者は「ここまで検討を行えば十分」というような考え方を持たず，どのような不確実性が残っているのかを把握し，その不確実性を低減するためには次の段階で何を行うべきかについてもセーフティケースのなかで明確にしたうえで，その後の調査研究や技術開発を行っていく。セーフティケース作成の目的やその構成については，国際的な議論を経て一般的に受け入れられている考え方や指針が示されている[9)]。

地層処分の安全性に関する情報が集約されているセーフティケースは，事業者が地層処分事業を次の段階に進めようとするときに，ステークホルダーがその是非を判断する際の重要な拠り所の一つとなるものである。事業者は，セーフティケースをステークホルダーに提示し，ステークホルダーがそれを確認して，信頼に足るものと判断されて初めて事業を次の段階に進めることができる。このようにセーフティケースを拠り所として，事業の各ステップで地層処分の安全性を確認し，段階的に事業を進めるという考え方が国際的にも採用されている。セーフティケースは事業者が地層処分の安全性を社会に対して事業の各段階で繰り返し説明するための手段であり，その時点で地層処分の安全性について最善を尽くして作成されていることが理解されるようなものとなっていることが重要である。

## 7. まとめ

高レベル放射性廃棄物の処分方法として地層処分が国際的にも選択されている理由としては，その実現可能性について科学技術的な裏付けに基づいた説明が可能であるということ，自国での処分が可能であることに加え，何らかの理由で地層処分を中断する場合にも廃棄体の回収が可能であり，将来世代に選択肢を残すという倫理面にも配慮した事業の進め方を取り入れることが可能である，といったことが挙げられる。

地層処分事業を進めるためには，それがステークホルダーに受け入れられることが必要である。このため，事業者はステークホルダーに対して事業の段階ごとに繰り返し安全性を説明し，それをステークホルダーが確認して事業の進展についての意思決定をするというプロセスをとることが不可欠である。セーフティケースはその意思決定の判断材料となる重要な役割を担っているため，将来に想定される様々な不確実性をどのように取り扱っているか，また，今後不確実性を低減するためには何が必要かといったことも含め，事業者が安全性について論を尽くした説明となるよう，その時点で利用可能な信頼性のある科学的知識や情報・データが包括的に取りまとめられたものとなっていることが必要である。

## 参考文献

1) OECD/NEA (2009) : Considering Timescales in the Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste.
2) National Academy of Sciences (1957) : The Disposal of Radioactive Waste on Land, Report of the Committee on Waste Disposal of the Division of Earth Sciences.
3) OECD/NEA (1977) : Objectives, Concepts and Strategies for the Management of Radioactive Waste Arising from Nuclear Power Programmes.
4) OECD/NEA (2020) : Management and Disposal of High Level Radioactive Waste: Global Progress and Solutions, NEA No.7532.

5) OECD/NEA (2006)：The Roles of Storage in the Management of Long-lived Radioactive Waste.
6) 日本学術会議 (2015)：提言 高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策提言－国民的合意形成に向けた暫定保管.
7) OECD/NEA (2001) : Reversibility and Retrievability in Geologic Disposal of Radioactive Waste, Reflections at the International Level.
8) OECD/NEA (2004) Stepwise Approach to Decision Making for Long-term Radioactive Waste Management, Experience, Issues and Guiding Principles, NEA No.4429.
9) OECD/NEA (2013)：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories.

---

*Yukiko Kusano[1]
[1] Nuclear Waste Management Organization of Japan

2021年秋の大会

バックエンド部会セッション

# 地層処分に関する安全コミュニケーション
Safety communication on geological disposal

# （2）セーフティケースへの情報統合－NUMO 包括的技術報告書を例として

(2) Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO

*藤山 哲雄[1]
[1]原子力発電環境整備機構

## 1. はじめに

前報(1)で述べられた通り，セーフティケースは，処分場の安全性の裏付けとなる可能な限りの技術的な証拠，論拠や論述などを体系化し，様々な側面から安全性にかかわる議論を積み上げた総合的な文書である。事業者が処分場の安全性に関してステークホルダーとコミュニケーションを行っていくうえで，セーフティケースに統合される情報がその技術的な土台となる。

数万年以上にわたる長期の安全性をどのように確保するのかについては，地層処分に関する安全コミュニケーションにおける重要な論点の一つである。NUMO は，特定のサイトを対象としないセーフティケースとして，わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現する方法を説明した包括的技術報告書[1)]を2021 年 2 月に公表している。以下では，セーフティケースへの情報統合の例として，包括的技術報告書に示した論拠のうち，特に長期の安全確保にかかわる論拠の要点を紹介するとともに，安全コミュニケーションにおいて留意すべき地層処分特有の論点について考察する。

## 2. 地層処分の長期の安全確保に関わる論拠

### 2-1 地下深部の一般的な特徴と地層処分の基本概念

地下深部の地質環境が一般的に有する以下の性質は地層処分の長期の安全性を支える論拠の一つである。

- 地下深部の地下水は，酸素がほとんど存在しない還元状態にあることから，地下水との接触による物質の腐食や溶解などが起こりにくい。このため，放射性廃棄物に含まれる放射性物質は地下水に溶けにくく，多くが廃棄物の周りに沈殿物として残存する。
- 地下深部では地下水の流れが地形の影響を受けにくいため動水勾配が小さいことや，岩盤が緻密で水を通しにくいことにより，地下水の流れが極めて緩慢である。このため，地下水に放射性物質が溶解しても，周囲の岩盤に移動しにくい。
- 岩盤に含まれる鉱物は，地下水中に溶解している多くの種類の物質を収着する性質を有する。このため，地下水の動きに応じて放射性物質が移動しようとしても，その動きが抑制される。
- 化石燃料が数億年といった長い時間をかけて形成されて地下に保存されている例などからもわかる通り，地下深部の環境は長期にわたって変化が小さく安定的である。このため，上記の放射性物質を閉じ込める性質は長期にわたって維持される。

地層処分は，このような地下深部の地質環境が本来的に有する放射性物質の隔離・閉じ込め機能（天然バリア機能）に工学的な対策による閉じ込め機能（人工バリア機能）を組み合わせることで，放射性廃棄物を長期にわたって人間の生活環境から隔離し，地下深部に閉じ込める多重バリアシステムを構築する。これにより，放射性物質が地下水に溶解してもその量は微量であり，人間の生活環境に到達するまでには非常に長い時間がかかる。その間に放射能は減衰し，結果として将来の人間に対する放射線の影響を受け入れ可能な低いレベルに抑えることができる。これは国際的に合意されている地層処分の基本概念である。

### 2-2 変動帯に位置するわが国における地層処分に適した地質環境の存在

火山・火成活動，地震・断層活動，隆起・侵食などの自然現象が活発なわが国において，数万年以上に

わたる長期の安全確保に適した地質環境が存在するのかについては，しばしばステークホルダーから懸念が示される。例えば，処分場近傍で火山活動が生じれば，処分場の隔離機能を損なう恐れがあるとともに，火山近傍は熱水や低 pH の地下水が存在するため人工バリアの性能を低下させる可能性がある。また，処分場内で規模の大きな断層が活動するとその活動範囲にある人工バリアの閉じ込め機能が損傷するとともに，破砕された岩盤の範囲（破砕帯）の透水性が上昇し，放射性物質の主要な移行経路となり得る。したがって，処分場の設置場所は，このような自然現象の著しい影響範囲を避けて選定する必要がある。

わが国の火山活動は，第四紀（約 260 万年前～現在）の間，位置がほとんど変化していないことや，大規模なカルデラを有する火山を除くと多くの火山で過去のマグマの活動は概ね半径 15km の範囲に収まっていることが既存データにより明らかとなっている [2]。また，日本列島はプレートの運動により大局的には地殻が圧縮された状態にあり，地殻にひずみが徐々に蓄積されて岩盤の強度が耐えきれなくなったときに断層が活動することから，プレートの運動傾向が大きく変わらなければ，基本的に地殻の中の同じ弱面（断層）が繰り返し活動すると考えられている。断層活動によって影響を受けた破砕帯の幅は，断層の長さの 1/150～1/350 程度との知見がある [2]。このように，処分場に著しい影響をもたらす自然現象の影響範囲は限定的であり，これらの自然現象を支配するプレート運動が現在まで数百万年以上にわたり大きく変化していないことや，地域差はあるものの現在のテクトニクスが数十万年オーダーで継続していることなどの科学的知見を拠り所として，サイトの選定時に著しい影響範囲を回避すれば，将来 10 万年程度であればこれを回避することができると考えられる。また，著しい自然現象の影響が及ぶ範囲を避けた場所では，地下深部の岩盤が本来的に有する地層処分にとって好ましい熱環境（地温が低いなど），水理場（地下水流動が緩慢など），力学場（岩盤の変形が小さいなど），化学場（高 pH あるいは低 pH の地下水でないなど）を有する場所が，わが国でも広く存在すると見込まれている [2]。

以上が変動帯に位置するわが国でも地層処分に適した地質環境を選定できるとする基本的な論拠であり，第２次取りまとめ [3]で示された後，東北地方太平洋沖地震後に集積された最新の知見も踏まえて，地層処分技術 WG（2014）[2]によって再確認されている。

### 2-3 長期の安全性を確保するための基本的な考え方

2-1 および 2-2 を踏まえて，わが国における処分場の長期の安全性は，候補地となるサイトに対して次のような作業を行って確認する。

- 段階的な調査（文献調査，概要調査，精密調査）により，処分場に重大な影響を与える可能性のある自然現象（活断層や火山活動など）が及ぶ範囲が将来 10 万年程度にわたって避けられることを確認する。また，熱環境，水理場，力学場，化学場に関する地質環境特性を定量的に把握し，将来にわたって処分場の安全機能に影響を与えない範囲で維持される見込みがあるかを評価する。将来の地質環境の変化は，過去数百万年前から現在に至るまでにその場所の地質環境が形成されてきた地質学的な変遷を把握し，その傾向を将来にも当てはめることによって評価する。
- 地質環境や人工バリアの安全機能などにかかわる様々な不確実性を考慮して，所要の安全性に対して十分な余裕を持たせた処分場（人工バリア，地下施設，地上施設など）を設計する。
- 設計した処分場の安全性に将来影響を及ぼす可能性のある事象を網羅的に抽出し，安全評価上考慮すべき「シナリオ」を設定する。このシナリオを表現する数学的なモデルを用いて，処分場の将来の状態変遷や，処分場から人間の生活圏まで放射性物質が移行する現象，および将来の人間が放射性物質を摂取し被ばくした場合の影響などを解析的に評価する。この際，現象理解や解析モデルの概念化などにかかわる不確実性を考慮して，科学的な合理性を有する範囲で保守性を失わないようにシナリオ，モデル，パラメータの設定を行う。これによって算出される放射線学的影響が許容できる範囲であるか（規制機関が提示した安全基準を下回るか）を確認し，安全性が満たされないと判断される場合には，地質環境の調査・評価の拡充や処分場設計の見直しなどを行い，安全性を確保できるようにする。
- 以上の一連の技術的な検討に関する知見・データや評価結果など，あらゆる論拠をセーフティケースとして取りまとめ，規制機関を始めとしたステークホルダーの確認を受ける。

**2-4 包括的技術報告書に統合された長期の安全確保に関する論拠**

サイトを特定しない段階において長期の安全確保の見通しを示すために，包括的技術報告書では，第２次取りまとめ以降の最新知見を反映して，以下のような主張を支える論拠を取りまとめている[1)]。

**（１）所要の安全機能を有する処分場を構築するための技術基盤**

**① 処分場の設置に適した地質環境を選定する技術**

サイトの適格性を判断するための要件や基準，これらに照らして安定な地質環境を選定するための方法論や，わが国の多様な地質環境に対してその特性を調査・評価する技術，取得した地質環境情報を処分場の設計および安全評価の対象となる地質環境モデルとして解釈・統合するための技術を整備してきている。こうした処分場の設置に適した地質環境を選定する技術の適用性については，深地層の研究施設計画などにおける実証試験や，わが国の地下深部に広く分布する岩種の特徴を反映した地質環境モデルを具体的に提示することなどによって確認している。これらのことから，文献調査の段階以降，処分場の設置に適した地質環境を選定していくうえで，準備しておくべき技術基盤は適切に整えられてきている。

**② 所要の安全機能を有する処分場を設計する技術およびこれを実現するための工学技術**

サイト環境条件を考慮して所要の安全機能を有する処分場を設計するため，処分場の各構成要素に期待する安全機能が発揮されるための設計要件を明らかにし，これを満足するように処分場の基本的な仕様を設計する方法を提示している。また，多様なサイト条件などに柔軟に対応するため，処分概念の多様化や設計オプションの技術開発を進めている。処分場を建設し，操業・閉鎖するために必要な関連技術についても，他の土木施設における十分な実績の蓄積とともに地層処分への適用に向けた技術開発が着実に進められており，十分な信頼性をもって実用化できる見通しを得ている。これらによって，サイトの地質環境条件に対して所要の安全機能を有する処分場を設計し，これを工学的に実現することに関して，文献調査以降の段階を進めていくうえで必要となる技術基盤を整えている。

**③ 設計した処分場の安全性を評価する技術**

国際的な議論の進展や，地層処分システムのふるまいおよび放射線学的影響評価に関する解析技術の進歩などを踏まえ，地質環境モデルと設計した処分場に対応して，閉鎖後長期の安全評価を行うためのシナリオの構築，評価モデルおよびパラメータの設定，線量評価という一連の方法と解析技術の基盤を整備している。これを技術的な基盤として，文献調査以降の事業段階を進めていくうえで，処分場の安全性を評価するための準備を整えている。

**（２）わが国の一般的な地質環境を想定した処分場に対する安全評価による安全性の見通し**

全国規模で取得されている既存データをもとに，わが国の地下深部に広く分布する深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類という異なる特徴を有する三種類の岩種を検討対象母岩として選定し，各岩種の特徴を反映した地質環境モデルの構築を行い，これを想定されるサイトの地質環境条件として，処分場の仕様例を具体的に示した。また，設計した処分場に対する安全評価を行った結果，閉鎖後の長期において処分場によってもたらされると考えられる線量は，国内外の動向を参考として仮設定した安全性を検討するための「めやす」線量を下回ることが示された。

また，不確実性が大きい将来の人間の生活様式や地表環境の設定を必要としない補完的指標として，処分場の放射能に関する長期の閉じ込め性能や，処分場に残存する放射性物質による潜在的放射性毒性と天然ウランのそれとの比較などを示した。さらに，地質環境の長期安定性や人工バリアの長期挙動に関する安全評価上の設定の合理性を傍証するナチュラルアナログの事例を示した。これらにより閉鎖後長期に人間の生活環境に有意な放射線影響を与えないことを示唆する根拠を補強した。

**（３）セーフティケースとしての信頼性の提示**

セーフティケースとしての信頼性を論じるためには，一連の技術検討に対する品質が確保されていること，不確実性を特定しこれに対処していること，技術的な検討を支えるマネジメントが的確に行われてい

ることなどが必要であり，包括的技術報告書では以下のように対応している。

**① 技術的品質の確保**

包括的技術報告書における一連の技術検討においては，例えば，地質環境モデルの構築に当たっては品質に留意して取得された地下深部のデータを活用すること，解析手法や計算コードについては十分な実績があり品質が保証されているものを適用すること，モデルやデータ設定の技術的な妥当性などについて外部の専門家に確認を行いながら検討を実施することなど，技術的品質の確保に関する論拠を示している。

**② 不確実性への対処**

人工バリアの設計では，地質環境特性の評価やバリア材の長期的な変質評価などの不確実性に対応するため，所要の設計要件に対して十分な余裕を持たせた仕様例を示した。また，基本シナリオの安全評価では諸外国の安全規制で示されている最も厳しい線量基準（10 $\mu$ Sv/y）を事業者の目標として設定して検討を行うことや，十分な保守性を確保したモデル化やパラメータ設定により安全評価解析を実施している。

**③ マネジメントシステムの開発**

安全な処分場を実現するためには，NUMO と関係機関が連携して技術開発を進めていくためのマネジメント，今後具体化されていく規制要件といった上位の要求事項に応じて処分場の設計要件などを階層的に管理する要件マネジメント，膨大な知識・情報・データを分野間・世代間で共有・継承していくための知識マネジメント，長期の事業展開を見据えた人的資源に関するマネジメントなどを体系的に実施していくマネジメントシステムの開発が必要であり，これらにかかわる事業者としての方針や考え方を示している。

**（４）不確実性の低減に向けた技術課題の特定**

地質環境の調査・評価，処分場の設計および建設・操業・閉鎖，安全評価にかかわる技術については，さらなる信頼性向上に向けた取り組みが必要であり，これに向けた技術課題を提示している。

包括的技術報告書は，特定のサイトを対象としないセーフティケースとして，地質環境モデルの構築においては，適切なサイト選定によって処分場を設置する母岩は隆起・侵食の影響が及ばない十分な深度にあり，好ましい地質環境特性が長期にわたって維持されるものとしたこと，また，地質環境特性の空間的な不均質性などに起因する調査データの不確実性などはサイトに依存するため，各検討対象母岩について代表的な特性値を設定したことなど，地質環境の時間的・空間的の評価にかかわる不確実性を直接的に取り扱うことは行っていない。地質環境の長期的な変遷を反映した地質環境モデルの構築と処分場設計や安全評価への反映は，サイト特定後の段階的な調査において具体的に実施していく。

包括的技術報告書は，以上の（１）～（４）に統合した多面的な論拠をもって，サイトを特定しない段階において，わが国の地質環境において長期の安全確保ができる見通しを示している。

## 3. 安全コミュニケーションにおいて留意すべき地層処分特有の論点

これまで NUMO が実施してきた包括的技術報告書に関する説明会[4)]や様々な対話活動の経験から，多様な科学技術分野における専門家との地層処分の安全コミュニケーションにおいて留意すべき点として，以下を挙げることができる。

**① 数万年以上といった長期における自然現象（特に断層活動）の影響**

2-2 で述べた処分場に著しい影響をもたらす自然現象のうち，特に断層活動については，その活動の予測が困難あり，数万年以上にわたって安定な場所を選定することはできないとの懸念が示されることが多い。サイト近傍に存在する規模の大きな活断層については，入念な調査を行うことでその位置を把握し，影響を回避することは可能と考えられる。しかし，活断層の見落としが生じる可能性があること，またサイト選定時に活断層が存在しなくても，将来的に地下深部から断層が伸展してくる可能性を科学的に否定することはできない。

これに対して，包括的技術報告書の安全評価では，地下から伸展してきた断層が処分場を直撃する確率は $2.2\times10^{-7}$（回/年）程度と 100 万年に 1 回も生じない極めて小さな確率であること，またこのような事象

が処分場閉鎖後 1000 年時点で起こることを仮定して地表への放射線影響を評価した結果は年間 14mSv であり，人間の健康にただちに影響を与えるものではないことを示している [1)]。こうした論拠には，なお研究開発を行って信頼性を高めていく必要があるが，将来にわたって断層活動を確実に回避できることを保証できなければ処分場は成立しないというわけではなく，事象の発生確率の低さとこれが生じた場合の影響の大きさから，将来の断層活動によりもたらされるリスクに基づく検討を様々な専門家の見解を取り入れながら進めていくことが重要と考えられる。

**② 解析による長期的な評価に対する信頼性**

数万年以上の長期を対象とした処分場の状態変遷や核種移行挙動など，安全評価で行う解析の結果が信頼できるのかという懸念がしばしば示される。数万年以上の長期に対する解析的な評価結果に不確実性は避けられない。ここで重要なことは，こうした現象自体を科学的な厳密性をもって取り扱い，どれだけ真の値に近い結果を出すかということではなく，地層処分の安全性を判断するという意味で十分な解析を行っているかどうかである。解析モデルやデータの整備に当たっては，保守性を確保したモデル化やパラメータ設定，解析コード・モデル・パラメータの妥当性に関する専門家の確認，複数のコードを用いた解析による最も保守的な結果の採用など，数値解析の信頼性確保に必要なあらゆる手立てを講じる。また，解析モデルや計算コードについては，理論解や室内実験との比較，ベンチマークとなる解析コードとの比較といった検証（Verification），および現場実験や地下研究所などで取得した様々な挙動の実測データに対する再現性の確認といった妥当性確認（Validation）をできる限り行う。さらに，セーフティケースでは，安全評価による解析に加え，ナチュラルアナログを活用して長期予測に対する信頼性の傍証などを行う。安全性のコミュニケーションでは，このような考え方とそれに基づく論拠を共有することで，信頼性を議論することが重要と考えられる。

## 4. おわりに

長期における地層処分の安全性については，将来の人間が有意な放射線影響を受けるリスクは受け入れ可能な十分低いレベルであるとする論拠が，十分に信頼に足るものとしてステークホルダーに受け入れられることが必要である。セーフティケースは，統合された多面的な論拠によってこの判断の材料を提供する。前報(1)で述べられた通り，セーフティケースは事業の進展に応じて段階的に詳細化し，処分場を閉鎖するまで信頼性の向上を図るものであり，最新知見を踏まえた安全性の見通しとともに，その段階における不確実性を明らかにし，次段階においてそれにどのように対処するかを示すことが重要である。専門家を含めた多様なステークホルダーに地層処分の安全確保に関して相互理解を得ていくためには，個別の技術分野にかかわる論拠のみならず，セーフティケースに基づく安全性の説明の全体像を示し，コミュニケーションを進めていくことが重要である。

## 参考文献

1) 原子力発電環境整備機構（2021）：包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－，NUMO-TR-21-03.
2) 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について－，総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会　地層処分技術 WG.
3) 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次取りまとめ－総論レポート，JNC TN1400 99-020.
4) NUMO ホームページ：地層処分技術オンライン説明会（改訂した包括的技術報告書），https://www.numo.or.jp/technology/techpublicity/lecture/210513.html.

*Tetsuo Fujiyama[1]

[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan

(Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room A)

# [1A_PL03] Panel discussion for safety communication on geological disposal

*Osamu Tochiyama[1]、Atsushi Iizuka[2]、Michito Shimo[3]、Kenichiro Nakarai[4]、Tetsuro Hirono[5]、Keiichiro Wakasugi[6] （1. NSRA, 2. Kobe Univ., 3. FGI, 4. Hiroshima Univ., 5. Osaka Univ., 6. Tokai Univ.）

地層処分事業では，事業者が事業の段階ごとに最新知見を反映して処分場の安全性を説明するための文書として「セーフティケース（Safety case）」を取りまとめ，それを拠り所として社会に対して繰り返し説明していくことが求められる。セーフティケースの内容は広範な科学技術分野にわたり，地層処分の安全確保の考え方に特有な論証構造を有しているため，各関連学術分野の専門家にとっても難解であり，安全コミュニケーションを進めるうえでの課題となっている。本企画セッションでは，地層処分の安全コミュニケーションの現状と課題を共有し，特に各関連学術分野の専門家間のコミュニケーションに焦点を当て，今後の取り組みなどについて議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [2A_PL] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

chair: Yurugi Kanzaki (MHI)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

## [2A_PL01] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

*Hideki Kamide[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

海外情報連絡会セッション

# 第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）の活動と今後の方向性

Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

*上出 英樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

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

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

表 1　GIF　Goals

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

## 2. 第 4 世代炉

GIF が推進する第 4 世代炉の 6 炉型と参加国を表 2 に示す。高速の中性子を利用するナトリウム冷却高速炉(SFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、ガス冷却高速炉(GFR)、高温を活かし多様な熱利用が可能な超高温ガス炉(VHTR)、さらに超臨界水冷却炉(SCWR)、溶融塩炉(MSR)の 6 炉型を対象に開発協力を行っている。高速炉は高速中性子を利用することで、ウラン資源の有効利用や長半減期放射性廃棄物の減容などの特徴を有している。2013 年に改定された 6 炉型の開発ロードマップを図 1 に示す。実証段階前までの研究開発協力を GIF での国際協力の対象としている。

*Kamide Hideki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

表２　Six Reactor Systems and Member Countries

| | | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| SFR | | | ● | ● | ● | ● | ● | | | ● | ● | ● |
| VHTR | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | ● | ● | ● | ● |
| LFR | | | ● | | ● | ● | ● | | | ● | | ● |
| SCWR | | ● | ● | | ● | | ● | | | | | ● |
| GFR | | | | ● | ● | | | | | | | ● |
| MSR | ● | ● | | ● | | | ● | | ● | ● | | ● |

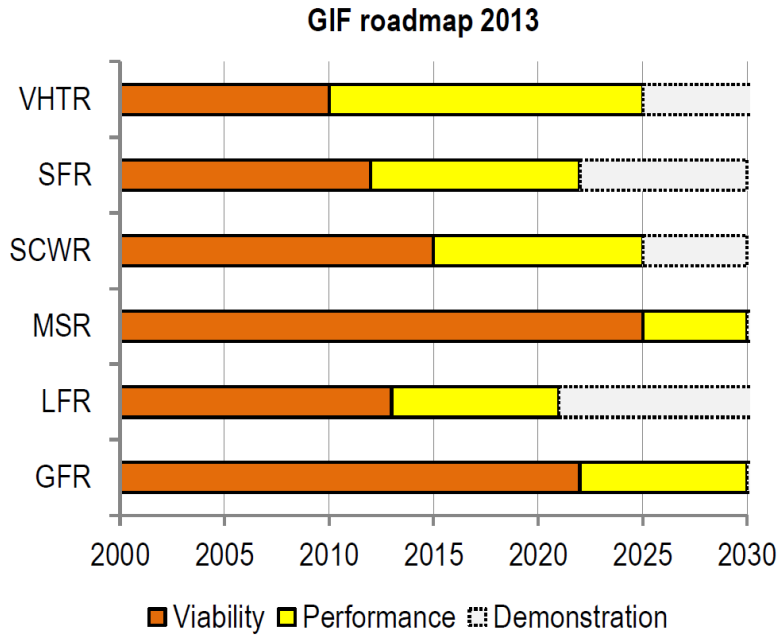



図１　GIF Roadmap 2013

**3. GIF の活動**

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

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

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

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

**4. 新しい取り組み**

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

**5. まとめ**

GIF は、発足から 21 年目に入りその活動の幅を国対国の研究機関を中心とした国際協力、IAEA を含む規制機関との連携から、World Nuclear Association (WNA)や原子力メーカなど民間との緩やかな協力に広げつつある。そのような中で広く GIF の活動を知ってもらうことは重要であり GIF20 周年を契機に Website や Logo などを刷新した。今年に入っては GIF の日本語サイト[7]を立ち上げ、国内での浸透を図っている。前述の Webinar についても各講演の日本語紹介ページの充実、刊行物についての日本語訳版の公開など気軽に情報にアクセスできるよう工夫している。世界の第 4 世代炉開発動向を知る上でも参考にして頂けると考えますので、ぜひお立ち寄りください。

**参考文献**

[1] https://gif.jaea.go.jp/event/2021_20th_Anniversary/index.html
[2] https://gif.jaea.go.jp/methodology/sdctf/index.html
[3] https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html
[4] https://gif.jaea.go.jp/event/2020_NICE_Future_Flexibility_Report/index.html
[5] https://www.nice-future.org/sites/default/files/document/NICEFuture_Pathways_June2021_final.pdf
[6] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_82829/workshops
[7] https://gif.jaea.go.jp/
[8] https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-and-gif-to-cooperate-on-integrated-energy-systems-nuclear-heat-applications-and-advanced-manufacturing

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

# [3A_PL] Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

## [3A_PL01] Measuring Value of Nuclear Science and Technology

*Akira Yamaguchi[1] （1. UTokyo）

## [3A_PL02] Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*Kenta Murakami[1] （1. UTokyo）

## [3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori[1], Jun Nishiyama[2], Naoto Hagura[3], Kohta Juraku[4], Takako Shiraki[5], Tatsuhiro Kamisato[6], Akira Yamaguchi[7], Kenta Murakami[7], （1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

理事会セッション

# 原子力の価値と学会の果たすべき役割を改めて考える
Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

## （1）原子力の価値を測る
(1) Measuring Value of Nuclear Science and Technology

山口　彰
東京大学

### 1. 原子力の価値に対する認識

原子力発電は役に立つ 48%、日本の経済発展には原子力が必要 19%、原子力発電がないと電気料金があがる 43%、原子力発電は二酸化炭素を出さない 36%、核燃料サイクルとプルサーマルは役に立つ 17%、医療などに放射線利用は必要 59%。この数字は、原子力文化財団[1]の 2020 年度の「原子力に関する世論調査」の原子力・放射線・エネルギーについてのベネフィット認知で、「そう思う」と「どちらかといえばそう思う」の回答の合計である。原子力発電は二酸化炭素を出さないことはほとんどの方はご存知と著者は考えていた。私たちは、原子力の価値を理解しており、それは当然と考えているかもしれないが、国民、社会は、原子力は高リスクの技術でありそれが無くなっても困らないとみている。原子力の価値は公正に正当に評価されていない。

原子力の価値をどのように定量化すれば良いだろうか。エネルギー基本計画[2]は、「エネルギー政策の要諦は、安全性（Safety）を前提とした上で、エネルギーの安定供給（Energy Security）を第一とし、経済効率性の向上（Economic Efficiency）による低コストでのエネルギー供給を実現し、同時に、環境への適合（Environment）を図るため、最大限の取組を行うことである」と述べる。S+3E をエネルギー政策の要とする所以であり、これをもって原子力エネルギーの価値を測ることが合理的であると考える。

OECD/NEA [3]によれば、100 万 kW 出力の原子炉 1 基あたり、建設準備段階の 10 年間で 1200 人／年、運転段階の 50 年間で 600 人／年、廃止措置段階の 10 年間で 500 人／年、最後に廃棄物管理の 40 年間で 80 人／年の直接雇用がある。従って、ライフサイクル全体（約 100 年間）の直接雇用は 5 万人年、さらにサプライチェーンからの間接雇用が 5 万人年、誘発雇用が 10 万人年、合計 20 万人年である。国内 50 基が稼働していた状況ではおよそ 1000 万人年に相当する雇用創出の価値である。そのほかにも、原子力発電は国内保有燃料だけで数年間は運転可能という備蓄力がある。さらに、18 ヶ月あるいは 24 ヶ月の長期サイクル運転が海外では行われ、世界の原子力発電所の平均設備利用率は 20 年以上に渡って 80%以上の実績である[4]。年間を通じて安定供給力があり、基幹電源に相応しい。これもまた経済社会における原子力の価値である。

先ほどの世論調査に戻る。放射線利用の便益も十分に理解いただいていない。59%が放射線利用は必要とするが、「そう思う」だけに限ればわずか 26%である。日本人の平均被ばく線量は、自然放射線が 2.1mSv に対して医療被ばくは 3.7mSv である。ほとんどの方が放射線医療や診断の恩恵に浴しているはずである。それにもかかわらずその価値は認識していただいていない。エネルギーを生み出すこと以外にも原子力の価値はある。

### 2. 私たちの望ましいあり方（Well-being）

Well-being とは身体的・精神的・社会的に良好な状態を表す概念で、2015 年 9 月に国連総会で採択された「持続可能な開発目標（SDGs）」のひとつである。従来は、国民総生産（GDP）を豊かさの指標としていたが、それだけでは政策決定において適切な指標とは言えないことから Well-being という概念が提案され、Well-being を測る指標が Wellness である。すなわち、「GDP を超えて（Beyond GDP）」[5]、健全な社会福祉の指標となる。

さて、「エネルギーの Well-being」は健全なエネルギーミックスを示すものであろうが、それを測ることはできるのだろうか？ギャラップ社は Well-being の 5 つの指標を提案している。キャリア（仕事や趣味、勉強などを継続的に続けること）、社会的（信頼と愛情、人間関係における幸福）、経済的（報酬や資産の運用など、経済的な幸福）、身体的（身体と精神が健康状態にある幸福）、コミュニティ（居住する地域社会での幸福）である。

ボストンコンサルティンググループ[6]は、Well-being を測定するため、持続的な経済開発評価（SEDA）を構成する測定項目を提案した。それは「経済」（所得水準・経済の安定性・雇用）、「社会への投資」(ヘルスケア・教育・インフラ)、「サステナビリティ」（平等性・シビルソサエティ・ガバナンス・環境）の 3 分類 10 項目で定義・構成される。ボストンコンサルティンググループは、これを定量化し、以下の図を公表している。日本の 2019 年の SEDA スコアは 77.2 で 143 カ国中 17 位とのことである。

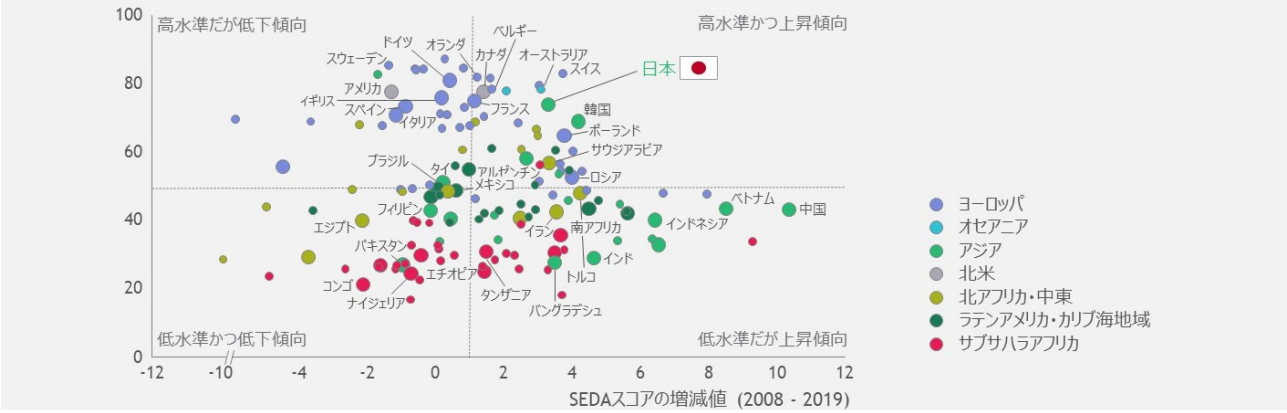



図1　SEDA（持続可能な経済開発に関する評価）スコアの比較[6]

### 3. エネルギーの望ましいあり方

原子力が「エネルギーの Well-being」にもたらす貢献は原子力の価値と言える。竹内[7]は、電力自由化の波の中で経済性は原子力の価値の指標としての意義を失った、エネルギー安全保障こそが原子力の価値であるが、それに相応しいリスク抑制（安全確保）ができているかを安全目標と関連させて議論すべきと述べる。

第 5 次エネルギー基本計画[2]は「より高度な S+3E」を提案している。これまでのエネルギー政策はエネルギー自給率と発電単価を中心に見ていた。しかし、多様なリスクに対応するためにはリスクを統合的に俯瞰する必要がある。「より高度な S+3E」では、長期のエネルギー転換に向けては、より複雑で不確実な状況下においてエネルギー選択を行っていくことが求められる。このため、不確実な状況の中での対応力を重視し、以下の４点をエネルギー選択の評価軸とする。

① 安全最優先を、技術革新とガバナンス改革による安全の革新により実現する
② 資源自給率に加え、技術自給率の向上と様々なリスク（間欠性のある電源の出力変動に伴う需給調整リスク、事故・災害リスク、化石資源の地政学リスク、希少資源リスク（蓄電池のレアメタル等）、先端技術の他国依存リスクなど）の最小化のためのエネルギー選択の多様化を確保する
③ 環境適合においては、脱炭素化への挑戦に取り組む
④ 国民負担抑制に加え、自国産業競争力の強化を図る

エネルギーの望ましいあり方を、「より高度な S+3E」で測ることに異論はないと思う。しかし、その特性と評価軸の情報は揃えられるだろうか。健全なエネルギーミックスのためには、Well-being の程度を測ったように、エネルギーの Well-being も測らなければならない。発電セクターに限れば、エネルギー源の特性と評価軸は表１のように整理されるのではないか。望ましい特性を持つエネルギーはその価値が高く、チャレンジ特性については解決あるいは代替が必要である。

エネルギー自給率や、二酸化炭素排出原単位のように定量化が容易な指標もあるが、レジリエンスや技術的実現性、安全性の技術革新、多様なリスクなどの指標については評価が困難であろう。とはいえ、このような評価軸を用いて「より高度な S+3E」を定量化するほかはない。原子力の価値も他のエネルギー源の価値も明示的に求められる。その一覧表を作成してエネルギー選択を行うことは、エビデンス・ベースのエネルギー政策に他ならないと思う。

エネルギー利用として原子力技術を見てきたが、冒頭に述べたように、放射線利用も原子力が社会に貢献する重要な、もしやもっとも国民にとって関心の高い問題であるかもしれない。あらゆる技術は、社会のニーズを受けて多様な展開を図り、社会に普及して定着する。科学技術イノベーション基本法では、以下の通りにイノベーションを定義

する。「科学的な発見又は発明、新商品又は新役務の開発その他の創造的活動を通じて新たな価値を生み出し、これを普及することにより、経済社会の大きな変化を創出すること」。このようにイノベーションには三つの要素がある。新たな価値の創出、それを社会に普及、経済社会の大きな変化、である。放射線技術がもたらす経済社会の大きな変化、つまりがん治療や診断用放射性アイソトープの製造、工業や農業への利用は国民と社会にインパクトと福祉をもたらす。放射線利用もエネルギーを生み出す原子力技術の基盤に支えられていることを忘れてはならない。

表 1 エネルギーの特性と評価軸

| 望ましい特性 | チャレンジ特性 | 評価軸 |
|---|---|---|
| 安全性技術革新 | 旧来技術 | 安全性（Safety） |
| リスク評価 | リスク不明 | 多様なリスク管理（Risk） |
| 国産エネルギー | 輸入エネルギー | 資源自給率（Energy Security） |
| 自国技術 | 輸入技術 | 技術自給率（Technology Security） |
| 実用段階 | 開発段階 | 技術成熟度（Technology Readiness） |
| 安定エネルギー | 変動エネルギー | 需給調整力（Resilience） |
| 非化石エネルギー | 化石エネルギー | 二酸化炭素放出（Environment） |
| 安価なエネルギー | 政策経費が大きい | 経済性（Economic Efficiency） |

**4. まとめ**

エネルギーの選択において、「より高度な S+3E」を定量化することを望みたい。それに対する原子力の貢献度が原子力の価値である。この定量化は困難な作業のように思える。しかし、エネルギーの well-being と Beyond-GDP としての Well-being の可測化、どちらが難しいだろうか。エネルギーの Well-being の定量化がずっと容易であると考える。本稿では、「より高度の S+3E」からエネルギー源の特性を表す評価軸の定義を試みた。これらの評価軸に関する知識、データ、経験を総動員すれば、原子力の価値を測ることは可能である。それは、それぞれのエネルギー源の特性を踏まえた現実的でエビデンス・ベースのエネルギー政策への第一歩である。

**5. 参考文献**

[1]日本原子力文化財団、調査結果　原子力に関する世論調査（2020 年度）
https://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/pdf/tyousakenkyu2020/results_2020.pdf
[2]第 5 次エネルギー基本計画、https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf
[3]OECD, Measuring Employment Generated by the Nuclear Power Sector, October 2018
[4]World Nuclear Association, World Nuclear Performance Report 2020, August 2020
[5]OECD, Beyond GDP　Measuring What Counts for Economic and Social Performance, Nov. 2018
[6] BCG, Measure Well-Being to Improve It, https://image-src.bcg.com/Images/BCG-Measure-Well-Being-to-Improve-It-July-2019-R_tcm56-223637.pdf
[7]竹内、原子力が提供する「価値」は何か、日本原子力学会誌, Vol.61, No.3 (2019)

Akira Yamaguchi
The University of Tokyo

2021年秋の大会

理事会セッション

# 原子力の価値と学会の果たすべき役割を改めて考える

Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

## （2）原子力の未来像 WG の取り組み

(2) Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*村上　健太

東京大学

### 1. 未来像検討ワーキンググループとは

2020 年 4 月、理事会は 2050 年を担う世代に原子力の未来像の検討を依頼し、それをシンポジウム等によって学会員全体で共有することを企画した。全 19 部会、若手連絡会、学生連絡会からそれぞれ数名の委員が推薦され、企画委員会が事務局を務める形で未来像検討ワーキンググループ（以後、WG）が組織された。WG の運営方針や検討内容は委員に一任されたが、原子力学会全体を包絡できるようなテーマ選定や、「社会との協働を意識して目標を練り上げること」が要請された。WG では、2021 年 3 月 12 日に中間報告を兼ねた拡大勉強会という位置づけのシンポジウムを開催した[1, 2]。その後も若手連絡会と共同で勉強会等の企画を続けており、「原子力の価値と学会の果たすべき役割」のプロフィールが明確になりつつある。

本稿は、活動を通じて WG のリーダである著者が把握した論点を整理し、著者個人の意見も加えて考察したものである。WG としての結論は、2021 年度中に予定されている最終報告会にてご紹介させて頂きたい。なお、本稿で紹介する現状分析の多くは、未来像検討 WG や若手連絡会の勉強会において紹介された資料に基づいている。

### 2. 気候変動問題を起点に原子力エネルギーを考える

IPCC 第五次評価報告書 (2013-14) は、1870 年以降の人為起源 $CO_2$ 累積排出量と地表平均温度上昇の間に近似的な比例関係があることを示した。つまり、気温上昇を一定水準に抑えるには、いずれかの段階で人為起源 $CO_2$ のネット排出量をゼロにする必要があることが明示された。カーボンニュートラル（CN）という長期目標とパリ協定によって気候変動対策の大枠が定まったことから、この分野に積極的な投資を呼び込む環境が整った[3]。しかし原子力エネルギーの場合、電源としての政策的位置づけの不安定性や、5～10 年での投資回収可能性の観点から、必ずしも民間資金が容易に流入する状況になっていない[1,4]。

「2050 年 CN 達成」は現実的だが、とても難しいゴール設定であることに留意が必要である。仮に、電力部門が完全な脱炭素化に成功したとしても、エネルギー利用構造が変わらなければ排出量は約半減に留まる。社会全体で省エネ、電化、水素等への燃料転換を進める必要がある。電力の脱炭素化すらも難しいゴールである。例えば、永井らは社会的受容性（つまり、法規制や土地利用の競合等）と立地条件に基づいて再エネ導入ポテンシャルを試算し、再エネ発電量は 6500 億 kWh 程度まで拡張できると評価している。これは、日本の総発電量の 40~50 % 程度である [3]。ようやく「再エネ vs 原子力」というような無為な論説を学会内で耳にすることが減ってきたが、CN 達成のためにはあらゆる技術を動員する必要があるということを繰り返し強調しておきたい。

WG では、再生可能エネルギー大量導入と関係の深い技術課題である「電力系統の安定性」と「水素利用」への理解を深めるため、若手連絡会と連携して勉強会を企画している。どちらの論点も、需要家のニーズを高い解像度で把握することが不可欠であるが、学会における議論は未だそのレベルに達しているとは言えないだろう。電力網に関しては、現時点で外部化の目途が立っていない原子力エネルギーの価値（例えば、回転機の慣性力を活かした周波数安定性への貢献）を、プラント毎に定量的に把握することが必要である。これらの価値は他の供給者とのバランスで決まるため、長期的な変化を予測して定期的に見直すならば、いずれ市場化の道が拓けるかもしれない。水素の場合、技術開発要素が多く、現時点で 2050 年における利用の形

態を詳細に予測することは難しい。利用総量の期待値と調達方法の想定を把握した上で、将来像の解像度を上げていく努力を継続する必要がある。エネルギー安全保障の視点で原子力エネルギーの役割を考える上でも、再生可能エネルギーの海外依存度は重要な要素となる。

### 3. モジュール化という視点から原子力学を考える

原子力は総合工学（integrated engineering）である。原子力システムの安全は、関係するすべての技術領域において不確実さの影響を十分抑制することによって実現する。原子力安全の枠組みの中で長年研究されてきた研究課題は（たとえ安全に関する意思決定に直接使えないとしても）分野の研究者が注目する「共通問題」としての価値を有していた。「幅広く学術を下支えする」という原子力学の役割は、貨幣価値に換算し難い原子力産業の特徴の一つである。原子力学は、こうして培われた多様な要素技術を垂直統合し、高い品質マネジメントの下で組み上げる方法を標準化することで、高い信頼性をもつ社会インフラを提供することに貢献してきた。

一方で、過去四半世紀の産業構造の変化には、統合化よりもモジュール化を重視する潮流がある。これは、単に製品を構造的に分割するということではなく、情報共有のあり方を含めて事業をカプセル化するという概念である。規定された内容以外の情報が隠されることを寄与の条件としてモジュールが連結されることにより、調整コストを抑えてモジュール内での情報処理を効率化すると共に、過剰反応を抑制しながら環境変化に柔軟に対応することが可能になる[5]。

おそらく、原子力セクターの組織構造だけでなく、原子力学に関係した学術分野（言い換えると部会）も、現在の外部環境に変化に合わせた情報共有や意思決定のために最適な形にはなっていない。組織構造は歴史的な経緯に強く依存するので、この問題に対する抜本的な解決策は存在しないだろう。しかし、原子力の意思決定に使用された情報処理プロセスを属人的な部分も含めて文書化しておくことは、将来必要なリストラクションにとって極めて重要である。

小型モジュール炉(SMR)の導入は、産業としてだけでなく、また学術としても原子力学を発展させるチャンスである。事業者にとってのSMRの利点は、プロジェクト開始から本格運用に至る期間（この期間は収益がないため事業リスクが高い期間でもある）において、統合してマネジメントする必要のあるプロセスを大幅に減らせることとされている。ただし、この利点を生かせるかどうかは、適切な規制制度の存在に大きく依存する[6]。SMRの導入検討が規制制度改革につながることへの期待が高まるが、その成否には、原子力規制委員会のコミットメントに加えて、過去の規制経験や安全研究によって得られた知識群が効率的な意思決定に資する形に構造化されていることが関係する。

SMR実用化までの道のりには、SMR本体の開発に加え、製造技術、エネルギー利用、核燃料サイクル等の研究課題がある。周辺領域では、原子炉の炉型に過度に依存しない形(Technology Inclusive)　での研究開発が特に重要である。多くの研究者は、「垂直統合的な原子力システム」の一部分を改良とするという発想から脱却しつつある。つまり、国策から一文を引用して論文のイントロダクションを正当化するという慣習を捨て、自分の研究の本質的な意義や多様な応用先を見つめ直し始めている。

垂直統合型からモジュール型への技術構造の転換は、「総合工学」としての原子力の価値を損なうものではない。モジュール化の代表例とされているシリコンバレーモデルでは、ベンチャーキャピタルによるコーディネーションがアクター間の情報交換だけでなく、アクターのガバナンスにおいても大きな役割を果たしたとされている[5]。原子力では、今後も専門家が触媒としての（またはそれ以上の）役割を果たすことが求められ続けるだろう。また、外部化しにくい原子力産業の価値を評価してアクターに予見性を与えるために国が一定の役割を果たし続けることは、構造変化の有無に関わらず重要である。

### 4. 環境問題として原子力の受容性を考える

WGの設置目標は「社会との協働を意識して（原子力の）目標を練り上げること」であるが、WGを通じて社会とゴールが多様であることが強く認識されるようになってきた。例えば、Environment（環境）、Social（社会）、Governance（企業統治）といった非財務情報を考慮したESG投資を呼び込むために企業が重視す

べきステークホルダとして、国連・政府、国際金融機関・機関投資家、NGO、消費者、取引先、そして組織内部が示されている[4]。導入ポテンシャルに関する議論[3]から明らかなように、再生可能エネルギーの導入でも社会的受容性が大きな課題となっている。通常、個人がリスクマネジメントに参画できない事業は、その人のリスクテイクの対象から外される。したがって、すべてのエネルギー事業において、重要なステークホルダを特定して、リスクマネジメントに参加を促す努力が求められるようになるだろう。原子力のリスクを説明する目的は、安心感の醸成から、ステークホルダのリスクマネジメントに必要な情報提供へと重心移動する必要がある。

原子力の受容性を「海を綺麗にする」などの「環境問題」の類型と見なすなら、死亡リスクの抑制が問題の解消と直結しないことは明らかだろう。問題にチームで取り組む必要性や、多様なアクターがチームに参加する必要性も自明である。近藤[7]は、総合地球環境学研究所において実施された多数の環境問題の共同研究プロジェクトを調査し、社会の多様な主体と協働して研究を進める際に気をつけるべきことを分析している。チームのメンバーシップを包摂的（来る者拒まず、去る者追わず）にする；相対的に声の小さいアクターの参加を意図的に促す；プロセスを可視化する；参加の動機や「対価」がアクター毎に異なることへ配慮する；等が重要だとされている。原子力学会でも、幅広いアクターを巻き込んで活発に活動しているプロジェクト（例えば、[8]）は、この特徴の多くの部分を有している。原子力が環境問題だとの認識に立って議論することの功罪については、技術者目線で原子力の未来像を検討する活動[9]と並行して、WG の中で丁寧に議論したいと考えている。

これまでの議論は、国が定める最小要求としての「安全目標」の必要性と矛盾するものではない。しかしライフプランや医療の在り方の変化を踏まえて安全目標の更新を続けていくことは容易でない。医療や産業保安に関係した幅広い専門家との協働が不可欠だが、高度な社会セキュリティを必要とする産業の代表として、原子力の専門家には議論をリードする役割が求められるだろう。近年の遺伝子診断技術等の進歩からすると、個人における疾病の発生時期などをかなり精度良く予測できる時代が来るだろう。その時、外乱となる放射線リスクがどのように受け止めてもらうかを今から戦略的に検討する必要がある。

## 5. WG の取り纏め方針

WG は今後、これまでの議論を取りまとめると共に、検討した未来像を学会員に共有するためのシンポジウム等を企画する予定である。WG で描く未来像は、気候変動問題を起点とした Technology Inclusive なものになるだろう。WG が契機の一つとなって学会内で複数の企画が立ち上がっており、それだけでも本企画は成功したと考えている。WG 委員は、WG 解散後も学会のコアメンバーとして、学会員が原子力を取り巻く課題を見つけ出して、自ら探求する取り組み[8]を活性化することに貢献するだろう。

## 参考文献

[1] 村上健太, 他, 「当事者の視点から 2050 年の原子力像を考える」, ATOMOΣ 2021 年 8 月号(予定)
[2] 日本原子力学会, シンポジウム「原子力の未来像を考える」, 2021 年 3 月 12 日, https://www.aesj.net/vision2050symp
[3] 堀尾健太, 永井雄宇, 「『カーボンニュートラル』と原子力」, 同上
[4] 齋田温子「気候変動起点の外部環境変化を踏まえた原子力の未来:カーボンニュートラル政策の動向と投資家の視点」, 同上
[5] 例えば、青木昌彦「比較制度分析に向けて」NTT 出版, 2003 年
[6] 例えば、R. Meserve, Annual Letter of Assessment 2018, https://www.iaea.org/sites/default/files/2018_annual_letter_final.pdf
[7] 近藤康久, 「オープンチームサイエンス　ひらかれた協働研究の方法論」　学術の動向 2021 年 2 月号, 102-106
[8] 例えば、羽倉尚人, 他「課題を見つけ出す工夫・仕組みをどのように具体化していくか」, 2 と同じ
[9] 竹田敏「研究者の視点からの原子力の魅力と役割」, 同上

*Kenta Murakami, The University of Tokyo

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room A)

# [3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori[1], Jun Nishiyama[2], Naoto Hagura[3], Kohta Juraku[4], Takako Shiraki[5], Tatsuhiro Kamisato[6], Akira Yamaguchi[7], Kenta Murakami[7], （1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo）

With the current review of the Japanese basic energy plan, this session will share the basic ideas on this theme and the related efforts of young generation in Atomic Energy Society of Japan (AESJ). Then, further deepen the discussion of the direction of nuclear power and the roles of the academic society for the next era from the viewpoints inside and outside AESJ.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

# [2B_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Activities of Fukushima Support Project
chair: Reiko Fujita (Fukushima Support PJ)
Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room B

## [2B_PL01] Past and future activities of the Fukushima Special Project

*Reiko Fujita[1] (1. Fukushima support PJ)

## [2B_PL02] Support activities for school education

*Shoko Yashio[1] (1. Obayashi Corporation)

## [2B_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization

*Reiko Nunome[1] (1. RWMC)

## [2B_PL04] Open Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

# 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

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

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

## １． はじめに

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

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

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

## ２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## ３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## ４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

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

## ５．まとめ

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

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

# 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

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

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

## １． はじめに

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

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

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

## ２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## ３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## ４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

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

## ５．まとめ

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

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

# 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

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

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

## １． はじめに

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

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

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

## ２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## ３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## ４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

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

## ５．まとめ

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

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

# 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

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

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

## １． はじめに

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

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

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

## ２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## ３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## ４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

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

## ５．まとめ

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

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

# [1D_PL] Future prospects for nuclear fuel

Discussion version

chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room D

## [1D_PL01] Diverse fuel forms and R &D prospects

*Ken Kurosaki[1] （1. Kyoto Univ.）

## [1D_PL02] Light water reactor fuels

*Masayoshi Uno[1] （1. Univ. of Fukui）

## [1D_PL03] MOX fuels

*Seiichiro Maeda[1] （1. JAEA）

## [1D_PL04] Metal fuels

*Takanari Ogata[1] （1. CRIEPI）

## [1D_PL05] Nitride fuels

*Masahide Takano[1] （1. JAEA）

## [1D_PL06] High temperature gas-cooled reactor fuels

*Shohei Ueta[1] （1. JAEA）

## [1D_PL07] Molten salt fuels

*Yuji Arita[1] （1. Univ of Fukui）

## [1D_PL08] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

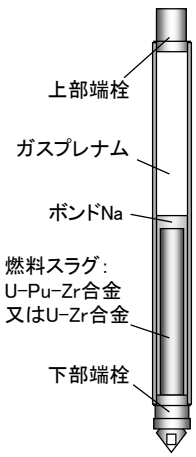



図 2　金属燃料ピン

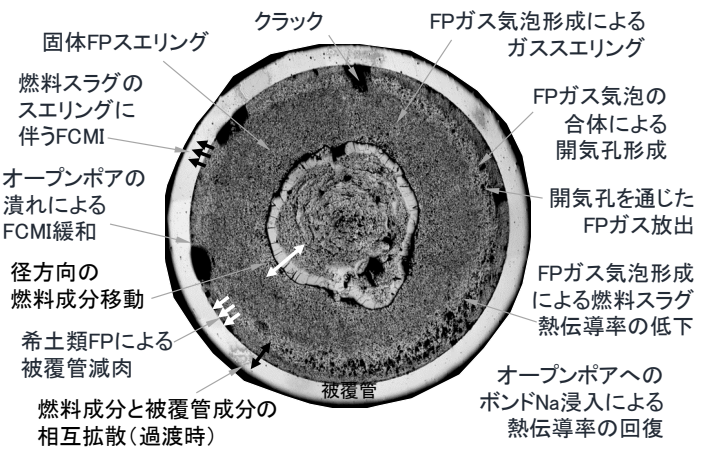



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 $MW/m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

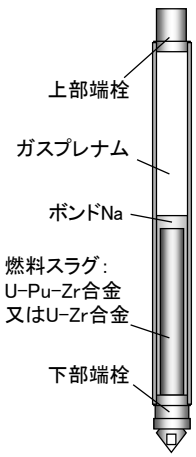



図 2　金属燃料ピン

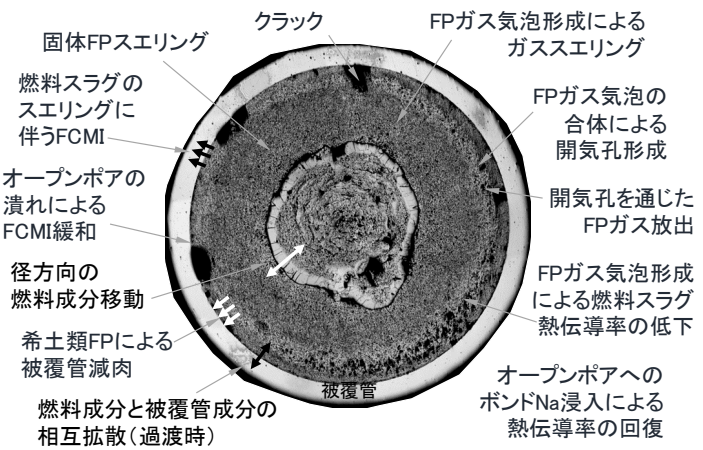



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 $MW/m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

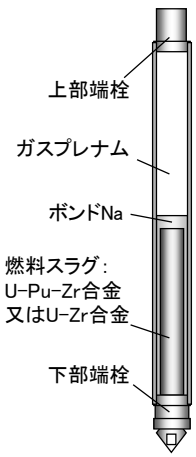



図 2　金属燃料ピン

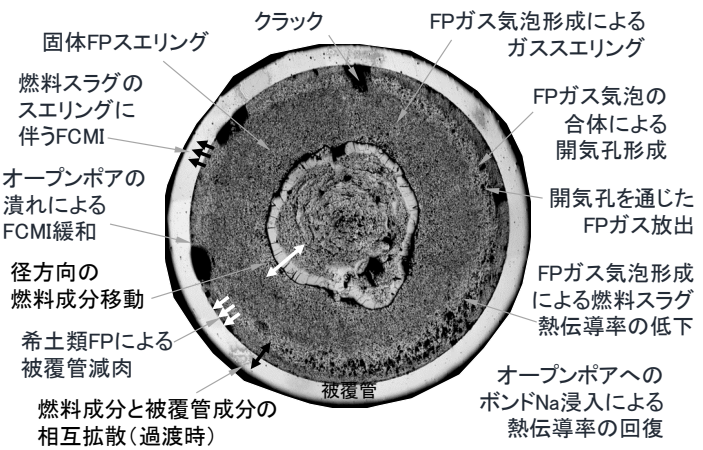



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 $MW/m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

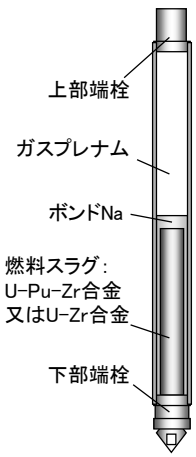



図 2　金属燃料ピン

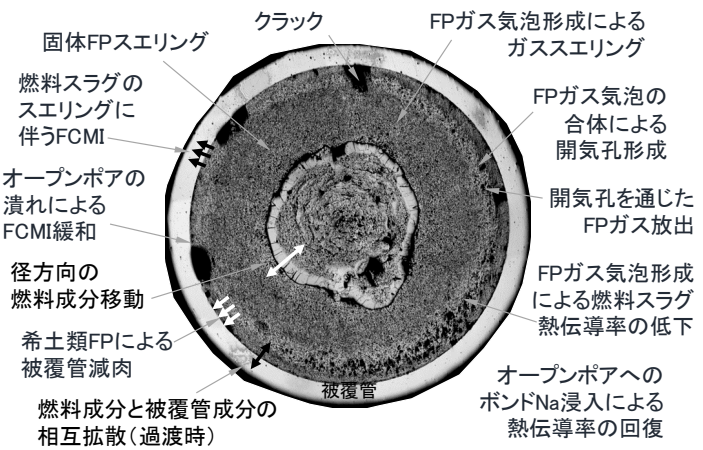



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 $MW/m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

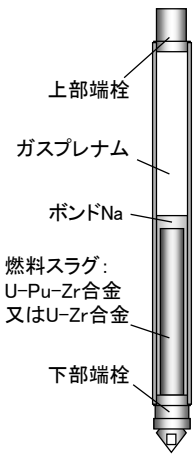



図 2　金属燃料ピン

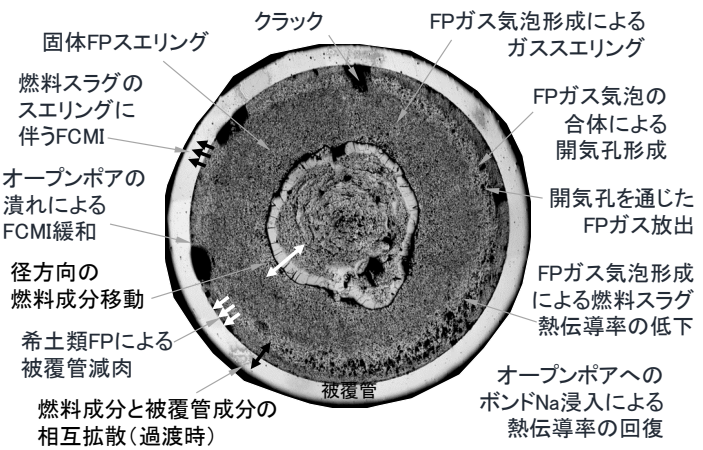



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 $MW/m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

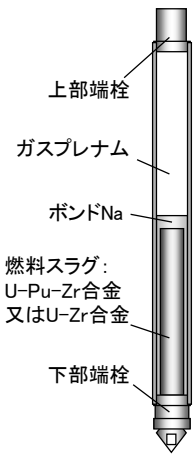



図 2　金属燃料ピン

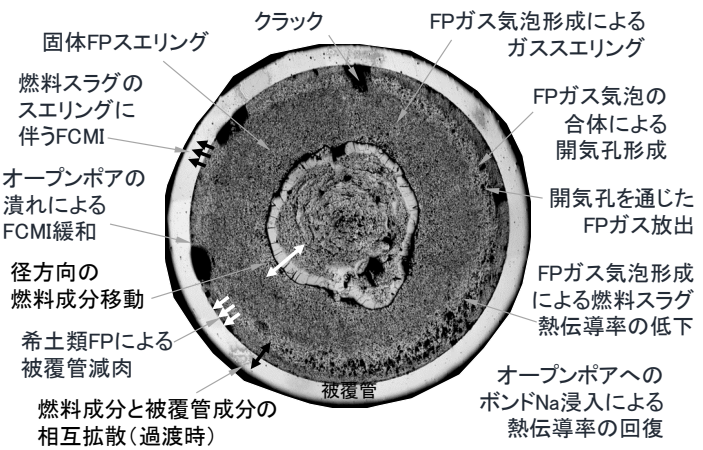



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 $MW/m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

2021年秋の大会

1D_PL01-07 は同予稿

核燃料部会セッション

# 核燃料の今後の展望 －討論バージョン－

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒﨑 健[1]，*宇埜 正美[2]，*前田 誠一郎[3]，*尾形 孝成[4]
*高野 公秀[3]，*植田 祥平[3]，*有田 裕二[2]
[1]京都大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 －討論バージョン－」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

### (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒﨑 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、溶融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。溶融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

### (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても溶融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

### (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクニチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化（同位体組成として Pu-240 等の割合が高い）した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu を繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきた Pu 含有率約 30 wt%を超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」は OECD 諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図 1 に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験片の照射試験が可能である。2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画（令和 3 年 6 月決定）でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX 燃料の照射試験の再開が望まれる。




図 1　高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料（電力中央研究所・尾形 孝成）**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム（1984～1994 年）における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

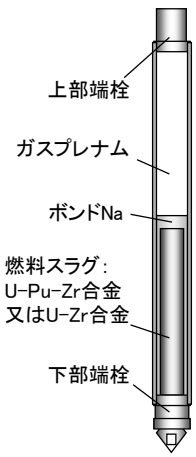



図 2　金属燃料ピン

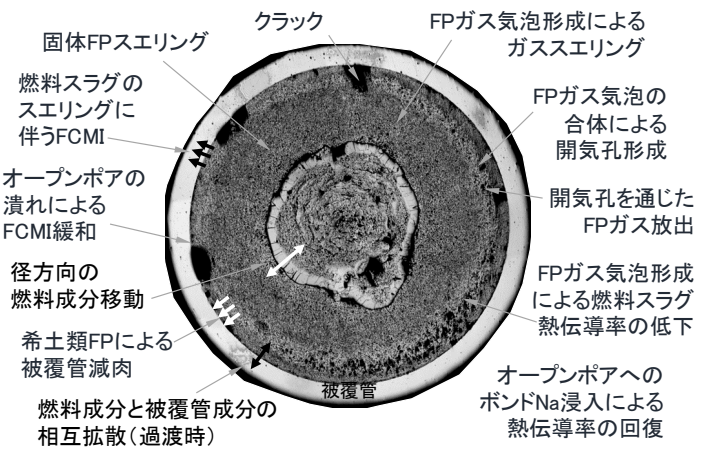



図 3　金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA 含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX 他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

**(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）**

加速器駆動システム（ADS）による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MA と Pu）窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの(MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物／ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の(Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済試料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

**(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）**

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $UO_2$ 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステマティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 ℃、照射量約 $3\times10^{25}$ $m^{-2}$（E>0.18 MeV）、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は $UO_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160 GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5 MW/$m^3$）を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は 100 GWd/t（照射最高温度 1150 ℃）まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1\times10^{26}$ $m^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

**(7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）**

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様な FP 化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化壊変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド摸擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

**3. 結言**

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTR は廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

*Ken Kurosaki[1], *Masayoshi Uno[2], *Seiichiro Maeda[3], *Takanari Ogata[4], *Masahide Takano[3], *Shohei Ueta[3] and *Yuji Arita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JAEA, [4]CRIEPI

(Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room D)

# [1D_PL08] Discussion

This session takes up six different types of fuels, which are Light water reactor fuels, MOX fuels, Metal fuels, Nitride fuels, High temperature gas-cooled reactor fuels and Molten salt fuels, as the continuing theme from the previous meeting. The comprehensive discussion will be conducted on the basis of the developmental status focusing on irradiation experiments. This session gives importance to the discussion rather than the presentations.

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3D_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

chair: Mitsuhiro Kodama (TEPCO HD)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

[3D_PL02] Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*Hideaki Mineo[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor

*Takeshi Toyama[1], Masanori Yamazaki[1] (1. Tohoku Univ.)

[3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto[1] (1. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

材料部会セッション

# 照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（2）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

## （1）京大複合研新型研究炉開発・利用センターと新試験研究炉における幅広い利用について

(1) A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*日野 正裕，杉山 正明，中島 健

京都大学

### 1. 新試験研究炉建設の背景

2020 年 9 月に文部科学省の原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉は、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉（熱出力 10MW 未満程度）が最も適切であるとの見解が取りまとめられた[1]。そこでは「試験研究炉の着実な設計・設置・運転」、「幅広い関係機関が利用出来るような試験研究炉の運営」、「地元関係機関との連携構築」の 3 つの観点において知見・経験・能力を有する少数の研究機関・大学が、適切な役割分担のもと連携した体制を構築し、これを中核的機関として位置付け、概念設計及び運営の在り方検討を実施することが適切としている。そして文部科学省委託事業「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あり方検討」の公募があり、2020 年 11 月より、原子力機構、京都大学、福井大学の三者が中核的機関となり、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉の概念設計及び運営の在り方検討を進めている[2]。京都大学は「幅広い利用運営」を主担当とし、他の中核的機関と相互に密接に関与しつつ、全体として整合ある効率的な事業推進を目指している。

### 2. 京都大学複合原子力科学研究所　新型研究炉開発・利用センター

京都大学複合原子力科学研究所（京大複合研）は、萌芽的・基礎的な実験研究に重点を置き、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有してきた。しかし KUR は運転開始から 60 年が間近であり、2026 年 5 月以降の運転継続が困難な状況である[3]。中性子の利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学術界のみならず産業界からも期待されている。中性子はナノ構造の時間―空間領域の両方をプローブ出来る希有な粒子であり、J-PARC MLF や米国の SNS 等の大規模加速器中性子源での利用が活況になっているが、10MW 規模の試験研究炉新設計画は国際的にもインパクトの大きなプロジェクトである。

京大複合研では新試験研究炉計画において、中長期的な視点で世界に伍する研究教育活動を発展的に展開するために、2021 年 5 月に新型研究炉開発・利用センターを新たに立ち上げた。そこでは、中性子ビーム利用を主目的として性能を最大限引き出した新たな中出力炉において、持続可能性の高い幅広い利用運営のあり方検討を進めている。「持続可能性が高い」ことは様々な考え方がありうるが、ここでは新試験研究炉が如何に広く必要なものとして利用されるか、社会的にも重要な研究インフラとして継続的に認知してもらう形となることを重視している。

また、このあり方検討においては中性子ビーム利用が主目的であっても、研究炉利用において中性子照射は必須である。実際、最近 10 年ぶりに再稼働を果たし、中性子ビーム利用に重点をおく熱出力 20MW の試験研究炉 JRR-3 においても、多様な中性子照射場が整備されており、RI 製造の期待も大きい。原子力科学の健全な発展のためには多様性が重要であり、大学が担う役割は大きい。研究炉の特長である多目的利用を旨として、10 年後の将来においても汎用性・先端性・多様性とバランス良く備えた実験装置群をどのように実

現していくのか、新たな科学的なブレイクスルー、産業利用展開、そして未来の大型炉計画にもつながる萌芽的な研究の場をどう準備していくか、利用のあり方で議論すべきことが多い。

当日はこれら背景を含め、幅広い利用運営のあり方についての検討状況を紹介するとともに、議論を行いたい。

参考文献

[1] 文部科学省　原子力科学技術委員会　原子力研究開発・基盤・人材作業部会　「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について(https://www.mext.go.jp/content/20200915-mxt_genshi-000009933_1.pdf)

[2] 文部科学省委託事業「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」第１回コンソーシアム委員会資料(https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2021/032301/s01.pdf)

[3] 文部科学省　原子力科学技術委員会 原子力研究開発基盤作業部会　中間まとめ(資料 6)
（https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/__icsFiles/afieldfile/2018/04/25/1404311_2.pdf）

---

*Masahiro Hino, Masaaki Sugiyama and Ken Nakajima

Kyoto Univ.

2021年秋の大会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（2）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

# （2）もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の検討状況

(2) Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*峯尾 英章

日本原子力研究開発機構

## 1. 緒言

令和 2 年 11 月から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と運営の在り方の検討が開始された。本稿では、これまでの経緯と、令和 2 年度から開始した概念設計と運営の在り方の検討の状況、今後の検討について示す(**)。

## 2.これまでの経緯

### 2-1. 中出力炉への絞り込み

平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」を廃止措置する旨の政府方針を決定した際、将来的に「もんじゅ」サイトを活用し新たな試験研究炉を設置することとされた [1)]。これを受けて、文部科学省は平成 29 年度から令和元年度の 3 年間において、多様なステークホルダーからなる外部有識者委員会を設置し、新たな試験研究炉に関する調査を実施し [2)~4)]、令和 2 年 5 月に炉型候補を複数選定した [5)]。その後、地元福井県・敦賀市の意見の聴取、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会（以下、「作業部会」とする）での議論を経て、令和 2 年 9 月に炉型については、幅広い分野で基礎から産業利用まで対応可能で、利用者の規模も期待できる、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉に絞り込まれた [6)]。本試験研究炉については、2020 年度～2022 年度に概念設計を行い、2022 年度中に詳細設計を開始することとされている [7)]。

### 2-2. 概念設計及び運営の在り方検討の開始

本試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討を効果的に実施するため、文部科学省は公募（「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」）を行い、原子力機構、京都大学、福井大学を中核的機関として選定した（令和 2 年 11 月）。

原子力機構は、試験研究炉の設計やもんじゅサイトの知見を活かし主に概念設計と地質調査を担当する。京都大学はこれまでの利用ニーズに関する整理や KUR の利用運営経験を活かした利用運営の在り方を担当する。福井大学は、地元産業界との橋渡し活動、地元関係機関との連携構築に向けた制度の検討を担当する。また、中核的機関は、検討にあたり、学術界から産業界まで、広いニーズを有する様々な関係機関からなるコンソーシアムを構築し、意見を集約することとしている。

## 3. H29～R1 年度に行われた調査で示された中出力炉

表 1 にそれまでのニーズ調査及び有識者の意見を踏まえて R1 年度の調査[4]で検討された中出力炉の概念を示す。なお、概要や概念は当時の調査検討によるものであり、今後の概念設計で進める検討と必ずしも一致しない可能性がある。また、付属施設、関連施設等についてこの時点で経済性の点からの検討は行っていない。

*Hideaki Mineo

Japan Atomic Energy Agency

表１ もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉(中出力炉)の R1 年度調査における概念検討結果※(抜粋)[4)]

| | | |
|---|---|---|
| 概要 | 目的 | 中性子ビーム利用を主目的とし、熱外、熱、冷中性子源等により、利便性の高いスペクトルを実現し、大型施設では実現困難な条件による実験を可能にすることで JRR-3 との定常中性子コミュニティを構築する。また、中性子散乱研究は JRR-3、J-PARC や放射光施設と調和的に用いることで、物質の構造情報を多方面から探索することができ、新物質・新材料の研究・開発のパイオニアとしての役割を担う。 |
| | 特徴 | 【最大中性子束】<br>炉心中心部：$10^{14}$ n/cm$^2$/s、垂直実験孔：$10^{12}$～$10^{13}$ n/cm$^2$/s、ビームホール：$10^{8}$n/cm$^2$/s<br>実験装置部：$10^{6}$～$10^{7}$ n/cm$^2$/s（試料位置） |
| | 主な利用 | 【基礎基盤技術】<br>・核データの取得、精度検証（軽水炉、高速炉等）<br>【照射利用】<br>・RI の研究開発、短半減期医療用 RI の製造(JRR-3 との連携)・複合環境下照射損傷基礎研究<br>【ビーム利用】<br>・中性子ビーム利用研究（中性子散乱、ラジオグラフィ（動画撮影)、放射化分析）<br>・分析やイメージング技術による産業利用 ・低速陽電子ビーム利用研究<br>【人材育成】<br>共同利用研究施設として国内の研究者・技術者に幅広に研究開発の場を提供することで、国際競争力の回復及び学術研究レベルの底上げを図る。<br>・原子炉教育（炉工学、安全管理等） ・研究利用及び炉の建設・運転・保守を通じて中堅・若手研究者の養成（OJT)、原子力関連分野における技術継承 ・中性子利用の普及啓発<br>【国際協力】<br>IAEA や FNCA のネットワークを活用し、世界の研究炉と相互補完な利用の再構築を図る。<br>・FNCA 人材養成プロジェクト支援 |
| 設備概念 | 原子炉 | スイミングプール型、強制対流軽水冷却 ～10MW |
| | 格納系 | 原子炉建屋 約 27.5m×36m |
| | 照射・実験ポート等 | ・垂直実験孔：3～5 本、空気輸送ラビット：2 本、水力輸送ラビット：2 本<br>・炉内照射環境（温度等）の制御と計測用設備。<br>・冷中性子源：1～2 個、・陽電子発生装置：1 個<br>・ビームライン：熱中性子用 4 本（炉室 3 本、ビームホール 1 本)、冷中性子用 4 本（炉室 1 本、ビームホール 3 本)、陽電子ビームライン 1 本、汎用ビームライン 1 本 |
| | 付属実験設備 | 【ホットラボ】<br>・詰換え用セル：1 基、PIE 用セル：2 基、医療用 RI 製造用：3～5 基<br>・分析用フード：5 台<br>【炉室】<br>・中性子回折・散乱装置、中性子ラジオグラフィ<br>・模擬炉心（未臨界炉心）（必要時）<br>【実験利用棟】<br>・中性子回折・散乱装置、小角散乱実験装置、即発γ線分析 |
| | 関連施設等 | ・原子炉施設に教育実習棟（講義室、実習室、化学実験室を含む）を併設<br>・遠隔教育のためのサテライト施設あるいはインターネットラボ<br>・外部ユーザーの受入れ窓口、実験準備室、控室等を備えたユーザーズオフィス<br>・敷地近辺に外部ユーザーが長期滞在可能な宿泊施設 |

※：今後の概念設計において、集約する利用ニーズを踏まえた、現実的な炉心概念の検討を行い、中性子束等の炉心性能や照射・実験ポート、付属実験設備等の設備概念を明確化していく。

**4. R2 年度における検討状況**

**4-1. 第 1 回コンソーシアム委員会**

令和 3 年 3 月 23 日に第 1 回コンソーシアム委員会を開催した。委員会は、地元機関（福井県、敦賀市、福井県商工会議所連合会、敦賀商工会議所)、地元企業（日華化学、東洋紡)、地元研究機関（若狭湾エネルギー研究センター)、アカデミア（日本原子力学会、日本中性子科学会、近畿大学)、産業界（日本原子力産業協会、日本アイソトープ協会、放射線利用振興協会、中性子産業利用推進協議会)、これに中核的機関の専門家を加えた構成である。以下に本委員会で示された主な意見を示す（文献 8）より抜粋)。

【地元自治体】
・人材育成のみならず産業利用の推進を。地元企業に優先的に利用させる仕組み等を検討。
・KUR が 2026 年で運転停止の見込みであり、早期の運転開始が重要。
・嶺南 E コースト計画の 1 つであり、県としても組織的に支援。
・経済面でどの程度地元に貢献するか教えてほしい。企業の研究所等の誘致につなげたい。
・KUR の利用実態など今後の検討の参考として詳細を知る必要がある。
【地元産業界】
・中性子利用は地元企業にとって未知であり、伴走型支援が重要。
・人材育成面では、地元企業の若手社員の育成にも役立てたい。
・敦賀市の地元企業は下請が多く、企業育成が重要。
・アクセスが悪い点について、市街地にラボをおいてリモート利用等の工夫を。
・原子力への若い世代の人気が低下しており、魅力の発信が必要。
【アカデミア（関係学会)】
・関係学会でも期待が大きく、利用の検討やセミナー開催により関心を高めたい。
・新規の研究炉新設は久々であり、使い勝手良く長く使われる炉にすることが重要。
・地域振興では、地元と共生するモデルケースにすることが重要。
・シンボリックな成果をどう創出するかが重要。
【原子力・放射線利用関係の産業界】
・先端分野だけでは支持は広がらず、医療・産業など幅広い利用が重要。
・利用スケジュール策定など運用の透明性確保、企業のタイムリーな利用ができる仕組みが重要。
・医療の裾野は広く、医療での地域振興の検討も必要では無いか。
・輸入に頼る医療用ＲＩ製造への期待が高く、それに適した設計が重要。
・合理的な規制の在り方を本格的に検討すべき。

**4-2. 概念設計**

概念設計においては、①西日本における原子力分野の研究開発・人材育成の中核的拠点としての機能の実現、②地元振興への貢献への 2 つの観点から最も適切な炉型としてビーム利用を主目的とした 10MW の中出力炉を前提とする。10MW の炉心の固有の能力は、世界トップレベルの試験研究炉の性能に及ばないものの、利用用途や利便性に工夫を凝らすことにより総合的利用性能で世界水準を目指す。また、これまでの試験研究炉の設置・運営で得られた課題・教訓や設計・設置・運転のプロセスでのグレーデッドアプローチの考え方に留意しつつ、炉の安全性を合理的、体系的に計画し、プラント全体としての機能向上を図る。

**4-2-1. 概念設計の基本的方針**

もんじゅサイト試験研究炉の概念設計を行うにあたっての、現状の基本的な方針は次の 4 点である。それぞれ工夫・検討すべき点等を合わせて述べる。

① 優れた安全性：試験研究炉の有する潜在的リスクは発電炉と比較すると低いと考えられるが、安全性は十分に評価されるものでなければならない。全交流電源喪失を想定した場合、安全機能の多重化や多様化に加えて、炉心冠水維持や崩壊熱除去が容易な炉とする。

② 安定性（高稼働率）の確保：試験研究炉のユーザーの最も強い要望は適時に利用できることであるため、ビーム強度の増強以外に、高稼働率を実現して利用時間を十分確保する必要がある。長期連続運転を可能とする、高い保守整備性、高い信頼性の他、サイクル当たりの長期連続運転等の工夫について検討する必要がある。原子炉スクラムのリスクを最小限に抑えるとともに定期検査期間の短縮化も有効である。

③ 経済性に優れた設計：建設費、運転費、維持管理費の低減が重要で、これまでに蓄積された知見・既存の技術の応用を行い設計コストの大幅低減を図る。設備機器のユニット化・パッケージ化・工事の簡略化・工期の短縮化につながる施設レイアウトを工夫する。

④ 利便性と将来性：限られた敷地内で、多数のビームライン設置、ホットラボ利用、補助的試験・計測装置及び利用スペースの充実等、常に新たな研究提案に対応できる柔軟な利用環境を実現する。また、核物質防護等の制約により実験実施の自由度が制限されないような実験エリアや管理エリアを検討する。さらに、利用者のアクセス性の確保、実験装置の搬出入の容易さと核セキュリティ上の安全確保が可能な配置を検討する。

### 4-2-2. 中出力炉(10MW)の能力の見積もり

10MW の試験研究炉の能力を把握するため、簡易な炉心計算モデルを作成して、炉心仕様の違いに応じた中性子束強度のサーベイ調査を行い、国内外の試験研究炉と比較した。図 1 に示す、出力及び炉心体積を JRR-3 の約 1/2 とした単純化した円柱型炉心計算モデルをベースとして、炉心体積、反射体材質、燃料領域の減速材/ウラン比等をパラメータとして能力を見積もった。

図 2 に計算結果と国内外の試験研究炉を比較した結果を示す。比較対象とした試験研究炉は、核不拡散の観点から低濃縮ウランを用い、潜在的リスクの観点から、プール型の試験研究炉に限定した。図 2 に示すように、中性子束強度と熱出力はほぼ比例の関係にあり、今回のパラメータサーベイ計算の結果、反射体領域での最大熱中性子束は $1.0\sim2.0\times10^{14}$n/cm$^2$/s、最大高速中性子束 $1.0\sim1.5\times10^{14}$n/cm$^2$/s の範囲となった。炉心固有の能力としてこれ以上を望むには、タンク型として出力密度を大きくするなどが考えられるが、基本方針に従い、利用用途に合った最適なスペクトルの生成及び輸送効率の向上を図ることで総合的利用性能の向上を目指すこととしている。

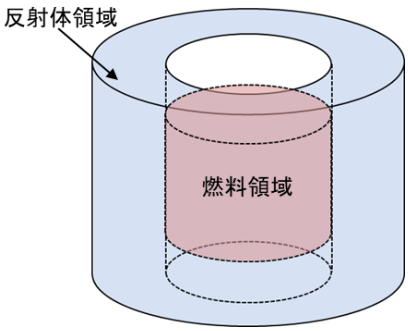



図 1 簡易計算モデル（JRR-3×1/2 体系）

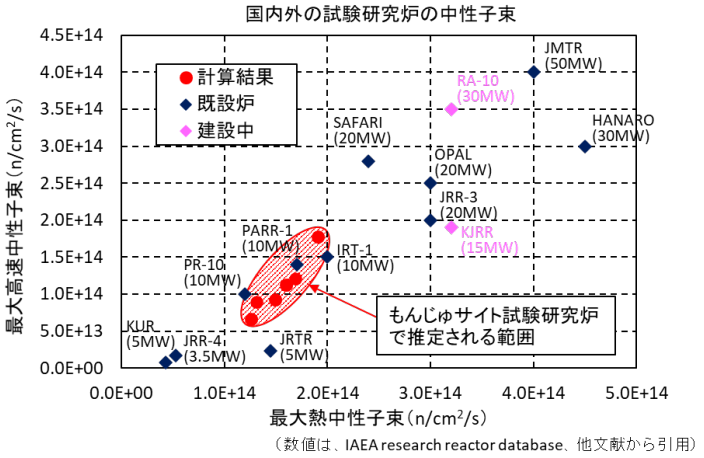



図 2　国内外の試験研究炉の中性子束ともんじゅサイト試験研究炉で推定される中性子束の範囲

### 4-3. R2 年度地質調査

試験研究炉の建設候補地（山側資材置場）は、もんじゅの東南にある、北西に流下する谷を埋めた盛土斜面部の途中、標高約 132m に位置している。この地点の地下の岩盤深部に達するボーリングデータは得られておらず、課題の存否や程度がほとんどわからない状況である。そこで、立地に致命的な影響を与えうる破砕帯や大規模すべり面の存否を確認するとともに、ボーリング掘進速度の情報を得て翌年度の合理的な調査に資するため、予備的調査として掘進長 100m のパイロットボーリングを実施した（図 3 及び 4 参照）。

その結果、①地表から約 24m以深に花崗岩（岩盤）が分布しており、比較的堅硬であった。②調査した深度 100m の範囲には大規模な破砕帯やすべり面は存在しなかった。③数条の破砕帯が見られたが最も顕著な破砕帯であっても粘土化の程度は弱く、直ちに建設の妨げになるようなものは確認されなかった。以上に基づき、R3 年度では深度 200m の調査を予定している。

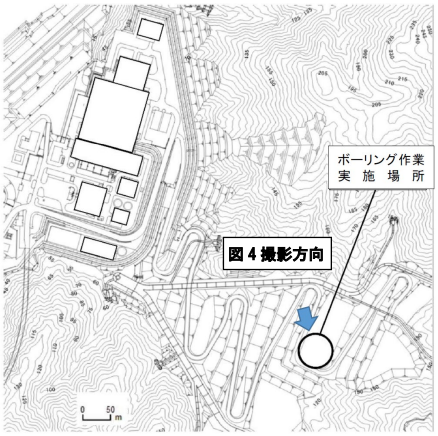



**図 3　ボーリング作業実施場所**



**図 4 ボーリング作業（2021 年 1 月 18 日撮影）**

## 5. 今後の計画

図 5 に示すように、令和 4 年度までに運営の在り方検討を行いつつ、概念設計及び地質調査を実施する。令和 3 年度ではニーズを整理しつつ、これを踏まえ炉心を決定し、令和 4 年度には施設の全体像を明らかにして運営の在り方を提示していく方針である。また、コンソーシアムでの議論・意見集約を効率的に行うため、「コンソーシアム委員会」のみならず、「設計・設置・運転」「幅広い利用運営」「地元関係機関との連携構築」の 3 つのテーマでのワーキンググループ（WG）を設置して検討を進めていく。

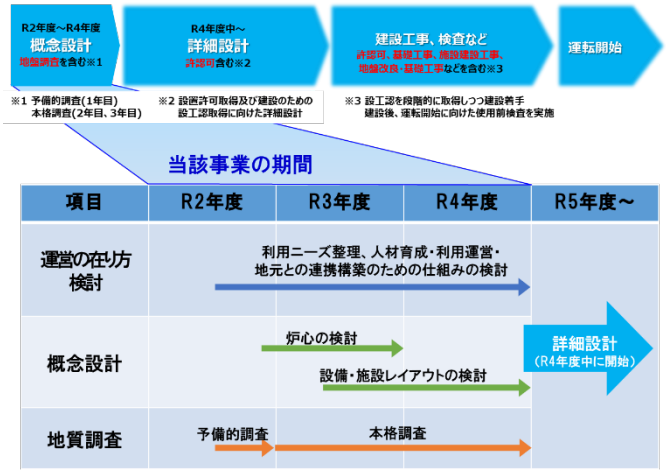



**図 5　今後の検討スケジュール** [8)]

**：本稿は、文部科学省の令和 2 年度科学技術試験研究委託事業「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」の成果の一部を含んでいる。

【引用文献】

1）原子力関係閣僚会議,“「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針,” 平成 28 年 12 月 21 日.
2）公財）原子力安全研究協会,“もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 平成 30 年 3 月.
3）公財）原子力安全研究協会,“もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 平成 31 年 3 月.
4）公財）原子力安全研究協会,“もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 令和元年 3 月.
5）文部科学省研究開発局原子力課,“令和元年度「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査の概要,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第 3 回）, 令和 2 年 5 月 20 日.
6）文部科学省研究開発局,“「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第 4 回）, 令和 2 年 9 月 20 日.
7）文部科学省研究開発局原子力課,“平成 30 年度「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査の概要,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第 1 回）, 令和 1 年 8 月 30 日.
8）文部科学省研究開発局原子力課,“「もんじゅ」サイトの新たな試験研究炉に係る検討状況,” 第 13 回原子力委員会, 令和 3 年 4 月 20 日.

2021年秋の大会

材料部会セッション

# 照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（2）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

## （３）材料照射研究における国内照射炉の必要性　―海外炉の利用経験から―

(3) Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -from Viewpoint of Experience of Overseas Reactor Usage-

*外山 健[1]，山崎 正徳[1]

[1]東北大学金属材料研究所

材料照射研究における全国大学共同利用施設である東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターでは、前身の附属材料試験炉利用施設時代から、JAEA との緊密な連携により共同利用照射を行ってきた。JMTR や常陽の停止以降は、海外炉を代替利用することにより共同利用照射を提供している。前回の本セッション（2021 年 3 月）における本センター永井による講演「学術研究における照射炉の重要性」では、海外炉による代替照射では種々の面で制約が多く照射ニーズに十分に応えられていないこと、国内照射炉が一刻も早く必要であることが示された。本講演では、海外炉利用における制約を現場経験から紹介し、国内照射炉の必要性を改めて強調する。

海外炉としてベルギーSCK CEN の BR2 および米国 ORNL の HFIR を利用している。近年の主な利用先は BR2 であり、全国の大学を中心とした研究者からの軽水炉材料・次世代炉材料・核融合炉材料・加速器材料試料・年代測定試料など幅広い試料を対象として年間１－２回の共同利用照射を行っている。照射を実行する上では、照射前は照射条件や試料の選定・キャプセルの設計と製作、照射後は試料輸送の過程があり、本センターと BR2 とは、共同利用研究者・キャプセル設計製作業者・輸送業者らと協議を重ねて各過程を進めている。豊富な国際業務経験を持つ BR2 は本センターにも大きな協力と便宜を図ってくれているが、それでもなお、各過程には多くの時間と労力を要している。例えば時間に関して、現状では照射前業務では 9-15 カ月、照射後の試料輸送では 6-12 カ月を要しており、これらは JMTR を利用していた時と比べるとおおよそ倍となっている。照射自体も、原子炉運転サイクルや照射設備の状況により当初計画から数カ月遅れとなることも少なくない（最近は BR2 など稼働中の照射炉には世界中から照射ニーズが集中しておりその傾向が増している）。照射後実験までの待ち時間の長期間化は、国内研究者にとって大きな打撃となっている。費用面での制約はさらに大きい。詳細は講演で示すが、現状では照射条件も照射試料体積も共同利用照射ニーズの 2 割程度にしか応えられていない。

このような状況の打破には、一刻も早い国内照射炉の建設と稼働が不可欠である。

また、講演では、10MW 級中型炉での照射研究についても検討する。本センターにおける共同利用照射ニーズの中では加速器材料試料や年代測定試料で必要な照射条件に合う可能性がある。

---

*Takeshi Toyama[1] and Masanori Yamazaki[1]

[1]Institute for Materials Research, Tohoku Univ.

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room D)

# [3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto[1] （1. Univ. of Fukui）

各種原子炉材料の実用化研究開発において、照射試験炉を用いた照射試験は不可欠である。国内において大型照射炉による材料照射の機会はなく、今後10年余は導入計画もない。そのため、現状で稼働あるいは導入計画中の中型炉利用による材料照射について検討する必要がある。本企画セッションでは、京大炉を利用した材料照射研究やもんじゅ跡地建設予定の試験研究炉の現状など、中型炉利用による材料照射試験に関わる話題について紹介し、今後の中型炉利用による材料照射試験のあり方や課題について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

# [1E_PL] Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

## [1E_PL01] Challenges Concerning External Events Identified by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division

*Tatsuya Itoi[1], Koichi Miyata[2] (1. Utokyo, 2. ATENA)

## [1E_PL02] Activities in Nuclear Utilities

*Takeshi Kunimasa[1] (1. KEPCO)

## [1E_PL03] Activities in Regulatory Body

*Taijun Tanikawa[1] (1. NRA)

## [1E_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

原子力安全部会セッション

# 外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント
Safety Measures and Risk Management of Nuclear Power Plants against External Events

## （1）原子力安全部会 WG でとりまとめた外的事象に関する今後の課題

(1) Challenges Concerning External Events Identified by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division

*糸井 達哉[1]，宮田 浩一[2]
[1]東京大学，[2]原子力エネルギー協議会（ATENA）

### 1. はじめに

2011 年 3 月の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原子力安全規制により，発電所施設では，重大事故等対処施設（SA 設備）や特定重大事故等対処施設（特重施設）などの追加設備も含め，従来と比較して高い堅牢性を要求されている。また，安全規制以外にも，事業者，産業界，学協会，推進行政（資源エネルギー庁），地方公共団体などで外的事象に対する重要性の認識や取り組みが広がっている。このような取り組みを継続することで，原子力施設の安全性に関連する外的事象の研究や安全対策の見直しなどを，今後も行うことが必要である。

外的事象，特に規模が大きく発生頻度が稀な自然事象には，発生時の規模，性状，発生頻度の予測に大きな不確かさがある。このため，許認可時に想定した範囲を超えた事象が発生する可能性をゼロにすることはできず，設備設計の想定を超えた事象が起これば重篤な事態を招く可能性があるとも考えられる。したがって，現在の想定を超えた外的事象が発生した場合の備えとして，特に，災害発生下での運用性の高い緊急時対応（アクシデントマネジメント）も含めた形で，リスクへの備えを高度化することが重要である。

一方，自然事象に関わる様々な研究から，どのように新たな知見を認識し，安全上重要な新知見が見出された場合に，拙速ではなく迅速かつ適切な対策を講じるかも重要な課題である。このような福島第一原子力発電所事故の教訓として提起された背後要因に関わる課題については，今日においても同様に重要な課題であり，長期的な視点で安全性を高めることにもつながる。

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（2019 年 7 月に設置）では，以上の認識のもとに，自然事象を中心に，諸外国における対応などの調査を踏まえて，我が国の規制の対応，国及び事業者の安全推進体制や対応を再検討することで，経過報告として課題の指摘と改善の提言を 11 の課題としてとりまとめた（ http://www.aesj.or.jp/~safety/ ）。本稿では，それらの課題のうち，外的事象（自然事象，人為事象など）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に係る 5 つの課題を中心に紹介する。

### 2. 外的事象（自然事象，人為事象）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

#### 2-1. ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入　～設備などのグレーディング～

SA 設備等が導入されたが，事故時の対応を見据えた体系的な整理がなされておらず，また，グレード分けされていないため，日常の性能維持活動に多くのリソースが必要となっている。一方で，特重施設が独立に要求され，効果的に活用する戦略的マネジメントが課題となる。

福島第一，第二原子力発電所の事故の経験や，米国での対策等を踏まえると，自然現象等の不確実さ・複雑さを考慮し，設計で対処する領域を超えた領域ではマネジメント主体で対処することが適切である。また，設備グレーディングに関しては，事故事象が複雑化しない段階での対処を優先（prevention 重視）し，安全対策活用の容易さを考慮することで，設計基準対象施設（DB 設備）のグレードを高く，次いで常設 SA 設備，特重施設，可搬 SA 設備とグレーディングすることが適当と考える。

**2-2. 外的事象毎の特性の考慮と評価法**

福島第一原子力発電所事故では，地震による影響は限定的であったが，設計基準を大幅に超える津波による被害で大量の放射性物質の放出に至った。このように，外的事象の特性は大きく異なることを踏まえた対応をとっていくことが課題である。

規制基準上は SA 設備に対して外的事象への耐力が一律で要求されているが，発電所内に自然現象の特性に応じた対応が可能な設備等があれば良く，柔軟なマネジメントを促進できる。また，自然現象の前兆を捉えた対応手順を準備することや自然現象毎に脆弱個所をあらかじめ同定し，復旧手順やツールを準備，想定される事故シーケンスに応じた体制，手順を整備することが求められる。

**2-3. 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み**

現行規制基準では設計基準を超える自然現象に対しては，おおまかなプラント状態を想定した上で，使用可能な SA 設備等で対応できることを確認している（大規模損壊対応)。一方で，自然現象の大きな不確かさが故に，設計基準ハザードは過度に保守的に設定されがちであり，マネジメントを阻害する要因となり得る。

設計基準を超える自然現象に対する取組を強化する方法として，想定される事故シーケンスに対応する最小の組合せ（ワンパス）を確保することが考えられる。また，当該自然現象に対する脆弱個所の同定と対応方法を明確にすることで，大規模損壊への対応力も向上できる。加えて，設計基準を超えた場合のプラントの挙動や設計基準への取組がマネジメントに与える影響を考慮して設計基準ハザードを設定することが適切である。

**2-4. 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能**

福島第一原子力発電所事故で，設計基準対応の設計が，SA 対応で阻害要因となり，DB と SA の相反性が課題となっている。具体的には，耐圧強化ベントライン上の空気作動弁（隔離弁）がフェールクローズ設計であり事故対応を困難にしたこと，IC の破断検出インターロックにより機能喪失した可能性などが挙げられる。

自然現象等による極端な外力を考慮すると，これまで想定してなかった事象が発生し得ることから，DB と SA の相反性が存在する事象を安全問題としてとらえ，事象を分析し，リスク評価していく仕組みを導入することが適切である。

**2-5. 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備**

福島第一原子力発電所事故後，発電所内の SA 設備等を活用して事故収束を図るよう手順等が定められ，頻繁に訓練が実施されているが，外部とのコミュニケーションや外部からの資機材の調達などに課題がみられる。

国情や制度を勘案したうえで，発電所外からの支援体制と国，自治体が適切に関与する体制を構築することが必要である。また，統合本部では，国と事業者，学協会の権限と役割を明確にし，福島第一原子力発電所の事故時に見られた不要な干渉や外乱を排除していく必要がある。

**3. まとめと今後の課題**

以上のような議論を今後も継続する必要があり，それ自体が本 WG で認識された課題の一つである。本報告書で取り扱っていない自然災害と原子力災害の同時発生時の対処などのテーマの議論も行う必要がある。これらの活動と並行して，改善提案の実施に向けた活動を各ステークホルダーの理解と協力を得ながら行う必要がある。具体例としては，以下が挙げられる。

(1) 関係者間での提言の共有
(2) 事業者の自主的安全性向上活動への反映
(3) 規制制度への反映
(4) 検査制度における外的事象の取り扱いの議論
(5) 安全目標の議論と併せた検討

参考文献

1) 一般社団法人 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，2021 年 4 月 20 日（http://www.aesj.or.jp/~safety/GaitekiJisho_Keika_2021.pdf）

---

*Tatsuya Itoi[1] and Koichi Miyata[2]

[1]The Univ. of Tokyo, [2]Atomic Energy Association (ATENA)

2021年秋の大会

原子力安全部会セッション

# 外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント
Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

## （2）事業者における取り組み

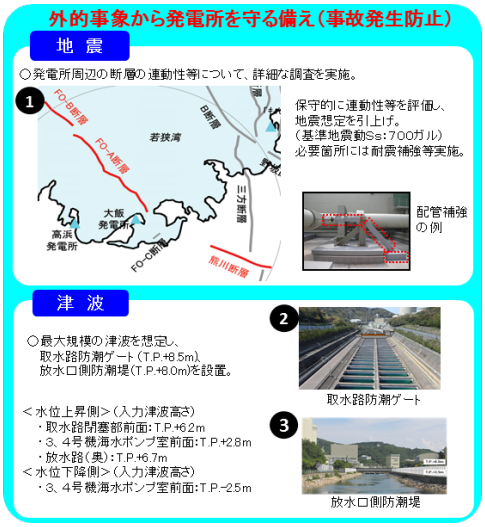
(2) Activities in Nuclear Utilities

*国政 武史，鈴江 和昌，西川 武史
関西電力株式会社

### 1. 外的事象を踏まえた原子力発電所の設計について

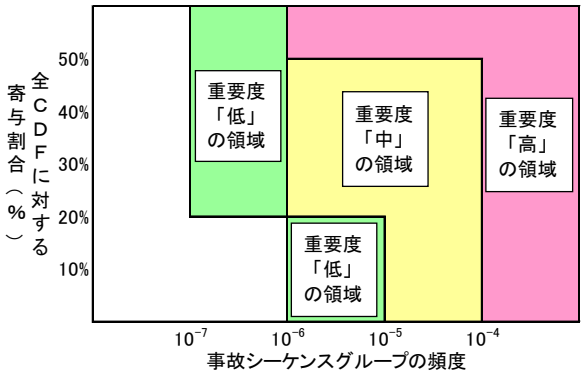
2011 年の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえて策定された新規制基準の規定に基づき、外的事象（地震、津波、外的火災、竜巻等）に対しても、様々な対策を行ってきた。

地震の対策としては、発電所周辺の断層の連動性等の評価条件を保守的に考慮したことにより、基準地震動Ｓｓを引き上げたことから、必要箇所に耐震補強工事を実施した。津波の対策としては、想定される最大規模の津波に対し、防潮ゲート、防潮堤等を設置した。他ハザードについても、ハザードの性質からプラントへ与える影響を確認し、例えば竜巻については飛来物に対し、防護ネットを設置する等、各種対策を鋭意、進めてきた。




### ２．外的事象に対する運用上の管理状況

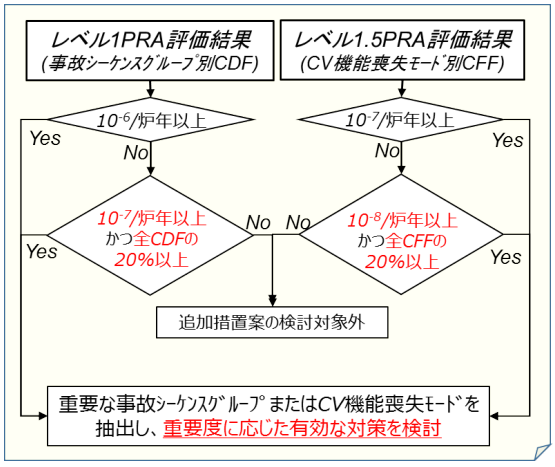
１．にて実施した各対策が有事の際、問題なく機能するよう、設備自体の確実な保守管理、策定した手順の実効性を確認すること等を目的とした訓練、各種評価の前提条件に変更がないことの確認について保安規定に定め、定期的な確認や操作員の習熟度向上を継続して行っている。




### ３．安全性向上評価での外的事象の評価状況

１．２．に記載のとおり、新規制基準に対応するべく、設備改造等を進めてきたところであるが、更に安全性を向上するための効果的な対策の検討を目的として、これらの設備・対策等を盛り込んだ、外的事象に対する確率論的リスク評価（地震 PRA、津波 PRA）を行った。

これらの結果を、事故シーケンスグループ、CV 機能喪失モードを分析することで、全体リスクへの寄与が大きいものに着目することで、優先的に追加措置の検討を行っている。また、今後、これらの追加措置が完成した後、リスク評価を行うことで、これらの追加措置により、どの程度、リスク軽減するか等の分析を行っていく。




*Takeshi Kunimasa, Kazumasa Suzue, Takeshi Nishikawa
The Kansai Electric Power Co.,Inc.

2021年秋の大会

原子力安全部会セッション

# 外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント
Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

## （3）規制における取り組み

(3) Activities in Regulatory Body

*谷川 泰淳[1]
[1]原子力規制庁

### 1. はじめに

本発表では、原子力規制委員会が発足以来進めてきた安全性向上への取組について、特に外的事象に焦点を当ててご紹介する。また、関連して、原子力規制委員会は令和２年７月に「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、約１年間にわたって継続的な安全性向上の在り方について議論を行い、検討チームにおいて「議論の振り返り」を取りまとめたので、この点についてもご紹介する。

なお、本稿・本発表は筆者個人の意見を述べるものであり、所属する組織の見解を示すものではないことを予めお断りする。

### 2. 規制機関におけるこれまでの取組

平成 24 年９月に発足して以来、原子力規制委員会は様々な安全性向上の取組を重ねてきた。最も大きなものが新規制基準の策定（平成 25 年７月）であることは論を俟たないであろうが、それ以外にも、平成 25 年 12 月に施行された安全性向上評価届出制度、その後の 10 件を超える基準の見直し（いわゆるバックフィット）、平成 29 年の法改正により導入された米国 ROP 制度を参考とした新検査制度など、常に現状を省みる姿勢をもって継続的な安全性向上の取組を続けているところである。

外的事象という側面からいえば、基準の見直し案件は外的事象に関するものも多い。原子力規制委員会が実施する安全研究が基準の見直しにつながったもののほか、海外で発生した外的事象（自然災害）を踏まえて迅速に再評価を行った事例や、パブリックコメントにおける意見をもとに基準見直しの議論が進んだ事例などもあり、可能な限り多様な情報を取り入れることによって外的事象の持つ不確実性に立ち向かうよう務めている。また、外的事象は現象によって施設に及ぼす影響やその態様が千差万別であり、個別の事案の性質に応じて、基準の改正方法や経過措置の設定、改正後の手続等について工夫を重ねているところである。

### 3. 「継続的な安全性向上に関する検討チーム」について

「継続的な安全性向上に関する検討チーム」では、東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年という一つの契機に、これまで実践してきた「継続的な安全性向上」を規制機関に制度として根付かせ Sustainable なものとするには何が必要か、といったこと等について極めて幅広く議論を行った。検討チームのメンバーは、原子力規制委員会委員長・委員のほか、公共政策や行政法に識見を有する外部専門家、規制政策や規制実務に識見を有する外部専門家と原子力規制庁職員で構成し、原子力業界において従来から議論されていた論点も別の視点で議論し直してみるなど、多角的に幅広い議論を行うことができたものと思われる。

検討チームの議論は、全 13 回にわたる会合での議論を記録する「議論の振り返り」という形で残すこととした（https://www.nsr.go.jp/data/000361353.pdf）。詳しくはこちらをご覧いただければ幸甚であるが、議論の全体を通じて、我が国においては外的事象に対する継続的な安全性向上が相当のウェイトを占めることや、外的事象などの不確実性の高い知見への対処の在り方などについて議論を深めることができた。

---

*Taijun Tanikawa[1]
[1]Nuclear Regulation Authority

(Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room E)

# [1E_PL04] Discussion

原子力安全部会は、2019年7月に「外的事象に対する安全確保の高度化WG」を設置し、自然事象を中心とした外的事象特有の課題の抽出と、海外における対応などの調査を踏まえ、日本の国・電力事業者・規制の対応を再検討した。その結果は、3分類・11項目の提言に纏められ、公開されている。企画セッションでは、WGの活動内容や提言を説明すると共に、事業者と規制の立場から外的事象に対する取り組みをご紹介頂く。総合討論では、幅広い関係者からのフィードバックを得ながら、今後深掘りして議論する点を抽出する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [2E_PL] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

## [2E_PL01] Symposium2021 report

*Hiroyuki Nakano[1] (1. TEPCO HD)

## [2E_PL02] Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science &Technology and Human Resource Development Project

*Akihiro Tagawa[1] (1. JAEA)

## [2E_PL03] Topics on Decommissioning Researches

*Anton Pshenichnikov[1] (1. JAEA)

## [2E_PL04] Overview of IRID R&D

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

©Atomic Energy Society of Japan

2021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 廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

## （1）公開シンポジウム報告

(1) Symposium2021 report

*中野 宏之[1]
[1]廃炉委運営タスク，東京電力ホールディングス株式会社

### 1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以降、廃炉委）では、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。また、課題を共有し広く意見を募る場として公開シンポジウムを毎年開催している（昨年度は新型コロナウイルスの影響で中止）。ここでは、2021 年 6 月 12 日に開催した第 5 回シンポジウムの概要を報告する。

### 2. シンポジウム報告

今回のシンポジウムは、「廃炉 10 年目の課題と展望　－より安全な廃炉に向けて－」をテーマに、座長を関村直人　廃炉委副委員長（東大）として、以下に示すプログラムで開催した。

シンポジウム「廃炉 10 年目の課題と展望　－より安全な廃炉に向けて－」
開催日時と方法：2021 年 6 月 12 日(土)　13:00～16:50　Zoom ウェビナー、
①廃炉貢献への感謝状贈呈
②廃炉委委員長からの挨拶と報告
③廃炉委から見た廃炉の現状
講演 1：廃炉における安全マネジメント－高田孝（東大）
講演 2：福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題－大隅久（中央大）
講演 3：建屋の耐震性評価と維持管理－瀧口克己（東工大）
講演 4：事故炉における強度評価の考え方－鈴木俊一（東大）
講演 5：世界の事故炉の廃止措置（廃炉）と環境修復－柳原敏（福井大）
④コメンテーターと会場からの意見交換
課題への取り組み　目標達成までをどう進めるか
⑤閉会の挨拶

①～⑤の概要を以下に示す。

① 廃炉貢献への感謝状贈呈について

学術の実践に大きく貢献し、廃炉作業での技術の現場適用により難しい課題の解決に寄与され、安全かつ円滑な廃炉推進に寄与されたとして、福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒解体作業に従事された 2 名（沢田充佳氏（株式会社エイブル）、半澤大介氏（東京電力ホールディングス株式会社））に、廃炉委からの推薦に基づき、原子力学会長より感謝状が贈呈された。

② 廃炉委委員長からの挨拶と報告

宮野廣廃炉委委員長からは、廃炉委の活動の全般について報告した。これまではマスコミを通じての社会との対話に重きを置いた活動を進めてきた。これからは市民との直接対話にも取り組むとの方針が示された。

③ 廃炉委から見た廃炉の現状

廃炉各分野に対応する 5 分科会の技術検討の現状と展望について講演が行われた。内容のポイントは、講演のタイトルの通りである。なお、当日の講演資料は、日本原子力学会ホームページに掲載している。

④ コメンテーターと会場からの意見交換

日本原子力学会広報情報委員長（開催時）布目礼子氏をコーディネーターとして、コメンテーターに安藤淳氏（日本経済新聞社)、小林祐喜氏（笹川平和財団）をお迎えし、廃炉の課題への取り組みについて、技術的側面と社会的側面から意見交換を行った。技術的側面では、海外技術の導入は、またロボット技術開発において他分野との連携はどのようになっているか、貴重なデータ・事故のエビデンスの蓄積と保全はどうなっているか、などの意見に対して、海外との連携は広く十分に行われているが、ロボットなどは使用環境の条件が厳しく現状は海外技術の導入は必ずしもうまく行っていない、データの蓄積は重要と考えられ鋭意取り組みが始まっている、との説明があった。社会的側面では、社会とのコミュニケーションがうまく行っていない、学会として取り組むべきだ、との意見に対して、廃炉委としても積極的に社会、特に地元との対話に取り組んで行くと表明した。

⑤ 閉会の挨拶

座長から、まとめとして、学会で扱っている問題は public involvement（住民参加）が重要な課題であるととらえており、まだまだ取り組みが足りないが、他の学協会との連携も含めて取り組んで行かなければならない、と締めくくった後、閉会の挨拶があった。

**3. まとめ**

公開シンポジウムは､学会として分かりやすく情報を提供し､広く意見を募る場として毎年開催している。ここで得られた意見を、課題解決に向けた取り組みにつなげ、今後の支援活動ならびに廃炉事業に役立てていく。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Hiroyuki Nakano[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2021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 廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

## （2）英知事業の取り組み

(2) Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project

*田川 明広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

### 1. 英知事業とは

#### 1-1. 背景

東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）事故から 10 年が経過し、原子炉やサイト内の状態は安定しつつも、内部調査によって格納容器内の状況が少しずつわかり始めたところである。30 年以上かかる廃炉作業を着実に進めるには、リスクを低減し、安全を確保する必要があり、そのために、多くの英知と新たな知見を結集する必要がある。

また、長期に亘る廃炉を完遂させるには、廃炉を担う人材育成が重要であり、日本及び世界の英知を結集して、この難関に取り組む必要がある。

文部科学省では、「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成 26 年 6 月文部科学省）」等を踏まえ、平成 27 年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「英知事業」という。）を立ち上げ、「戦略的原子力共同研究プログラム」、「廃炉加速化研究プロクラム」及び「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進していた。

一方、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）では、平成 27 年に廃炉国際共同研究センター（現、廃炉環境国際共同研究開発センター（以下、「CLADS」という。））を組織し、平成 29 年 4 月の避難区域解除を機に CLADS の中核拠点である「国際共同研究棟」を富岡町に開所した。これまで、文部科学省が実施してきた英知事業は、CLADS にその英知を結集すべく、平成 30 年度新規採択分より、段階的に CLADS に移管してきた。CLADS は、研究機関として中心的な役割を担いながら、結集した英知による 1F 廃炉現場への実装を担う役割、研究人材を育成する役割を遂げる様々な取り組みを実施してきた。

平成 30 年度に採択した課題は、昨年度で当初研究期間の 3 年間を終え、英知事業としても一つの節目を迎えたことから、本報では、これまでの取り組み、並びに、その成果を報告する。

#### 1-2. CLADS の目指す姿

CLADS は、1F 廃炉に関する世界との連携を行うハブ(HUB)を目指した組織である。国内の他の研究機関や大学などと連携して研究を進めることで、廃炉に必要な基礎基盤研究のネットワークを形成し、長期的な廃炉に必要な人材の確保を図る。

1F の廃炉は、今まで人類が経験した事の無い、困難でチャレンジングなものである。この経験を世界と共有しながら、人類に貢献する事を目的としている。

#### 1-3. 研究プログラム

英知事業は、①原子力学全体を支えるような基礎・基盤研究を行う「共通基盤型原子力研究プログラム」、②1F 廃炉の課題を解決するための「課題解決型廃炉研究プログラム」、③二国間の協力により研究を進める「国際協力型廃炉研究プログラム」、④研究人材を実効的な研究を通じて育成する「研究人材育成型廃炉研究プログラム」の 4 つの研究プログラムに再編している[1]。

これにより、令和 3 年度採択段階で JAEA との間で 48 の研究代表、再委託を含めた延べ 149 のアカデミア

等との連携を図っている（令和 3 年 7 月 20 日現在）（図 1）。

また、令和元年度から開始した研究人材育成型廃炉研究プログラムでは、JAEA におけるクロスアポイントメント制度、博士研究員制度等を活用して、大学と JAEA の間に“連携ラボ”と呼ばれる共同研究室を構築し、緊密に連携して研究を行っている。

CLADS では、得られた成果、知見を元に 1F 廃炉ニーズを解決する方策を検討し、東京電力等にソリューションを提案する活動を行うことで、より実効的な廃炉課題へのアプローチを行っている。




図 1 英知事業によるアカデミア等との連携状況（令和 3 年 7 月 20 日現在）

## 2. 基礎・基盤研究と廃炉ニーズをマッチングさせる取り組み

### 2-1. 基礎・基盤研究の全体マップ

廃炉の研究は、汚染水除去からはじまり、遠隔操作技術、燃料デブリの特性、デブリ取出し手法、放射性微粒子拡散防止、水素管理、放射性廃棄物処理・処分、放射線計測、耐放射線機器、社会的合意形成など、極めて幅広い分野に及ぶ。それぞれの研究が、さまざまにリンクしており、原子力だけではなく、土木から化学、機械、電気など、ほとんどの工学分野にまたがっている。

このため、CLADS では、廃炉研究の「基礎・基盤研究の全体マップ（以下、マップという。）」を取りまとめてホームページで公開している（図 2）。ホームページでは、それぞれの研究領域をクリックすると、より詳細なニーズが示され、関連する研究がリストアップされる。

マップは、ニーズにより 1 F 廃炉全体を俯瞰しているが、そのすべてに研究リソースを投じられるものではない。そこで、マップの各ニーズ項目について以下の指標により機構内外の専門家による評価を実施し、ニーズに対して重要度評価を行い、その重要度を色分けして表示することで、何が重要であるか一目でわかるようにしている。

重要度は、縦軸に「1F 廃止措置へのインパクト」横軸に「より基礎的・原理的な研究が求められるか否か」とし、4 象限に分け、それぞれの象限を「応用・実用研究開発により課題解決につながる（赤色評価）」「基礎基盤研究の追求により課題解決につながる（青色評価）」「基礎基盤研究により知見が蓄積される（黄色評価）」「基礎基盤研究により将来的に知見が得られる可能性がある（白色評価）」として色分けし、それぞれの中間層はグラデーション表記している（図 3）。アカデミアが最も解決すべきは、1F 廃炉へのインパクトがあり、基礎基盤研究が求められる青色評価となる。赤色評価は、応用研究、実用化研究に近い研究分野となり事業者やメーカが開発する研究領域に近い。これらの色分けを行ったマップは、1 F 廃炉の進捗に合わせ、毎年更新する予定である。

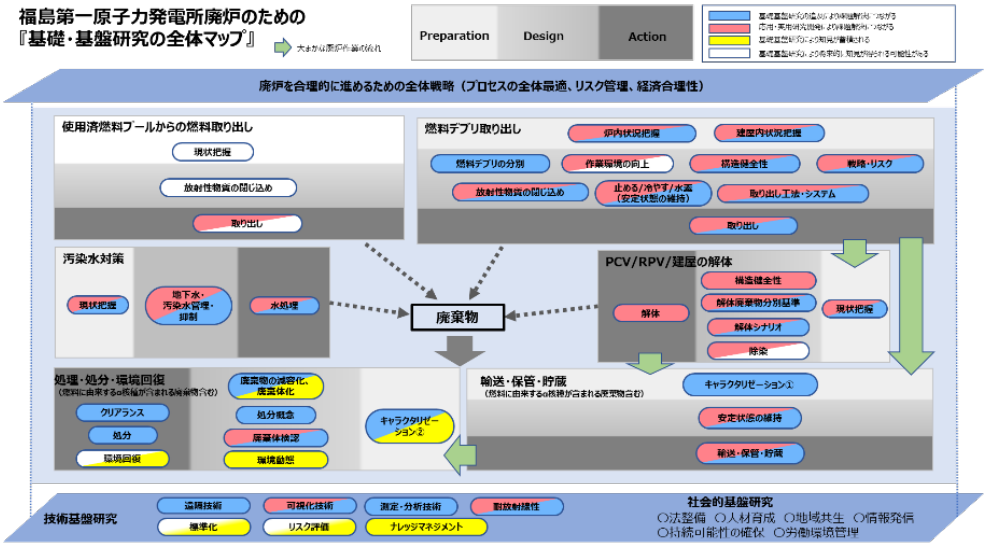



図 2 基礎・基盤研究の全体マップ（2021 年版）[2]

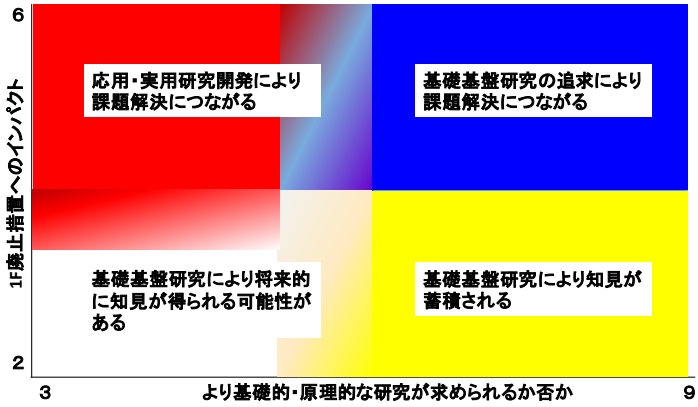



図 3 重要度評価指標

今後、マップの精度を高めるとともに、ニーズにマッチングするシーズの提供を行う仕掛けとしていきたいと構想している。そのためには、ニーズ側、シーズ側お互いに 2 つのことを求めたい。1 つ目は、ニーズ側はニーズを全て臆することなく公表していくことである。どうしても、こんなことができないのか？と問われるネガティブな捉えられ方を意識するがあまり、ニーズを全て公表しない場合には、非効率な研究開発とならざるを得なくなる。2 つ目は、シーズ側は、現場ニーズにしっかりと適用させる研究を実施することである。研究者として、どうしても最先端を追い求めたくなることもあろうが、現場適用には効率性やコストも重要な要素である。また、使い勝手が悪いものは、結局使えないものともなりかねない。このニーズとシーズのマッチングを行うためのツールとしてマップの活用を期待している。

2021 年版のマップは、令和 2 年 4 月に公表された、廃炉中長期実行プラン 2020 等の最新知見を取り込み、東京電力の現場担当者と 1 つ 1 つのニーズをひざ詰めで議論して取りまとめたものである。是非、研究を進める際には、自らの研究シーズがどのニーズを解決するものであるのか確認いただきたい。

### 2-2. 研究フォローへの取り組み

CLADS では、専門家が集い議論する福島リサーチカンファレンス（以下、「FRC」という。）を定期的に開催している。英知事業関連も同様に FRC として開催し、研究開始直後にニーズ側と意見交換を行い、より現場ニーズを把握した研究実施が可能となる活動とともに、英国や露国との間では募集前にシーズのマッチングを二国間共催で開催することで研究者間の連携を強める活動を行っている。

研究開始直後にニーズ側との意見交換を通じて得られたコメントに対して、CLADS では、JAEA プログラ

ムオフィサー（以下、「J-PO」という。）が研究者に寄り添った研究フォローを実施する体制を構築している。J-PO 制度は令和 2 年度から試行的に開始した制度であり、今後も不断の改善を通じて、研究者が研究を実施しやすい環境を整えていく。

また、時々刻々と変化する廃炉ニーズに対して柔軟に対応できるように、英知事業のプログラムオフィサー（以下、「PO」という。）の権限を強化し、研究実施の途中であっても計画の変更や予算の増額等を行える体制を構築することで、1F 廃炉現場の状況やニーズの変化に応じた研究を実施できるようにしている。

## 3. 研究人材育成の取り組み

### 3-1. 若手研究者参画への取り組み

英知事業では、30 年以上つづく 1F 廃炉に研究者を継続的に輩出できるように、課題解決を中心的に担える若手研究者の参画のために様々な若手研究者参画の取り組みを行っている。

若手研究者には、若手プログラムや各プログラムの中で研究責任者を担う仕掛けを取り入れている。また、博士課程の学生には CLADS に滞在して研究を実施し、日本学術振興会特別研究員 DC1 相当の研究奨励金を支給できる制度を活用している。また、学生全般に次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（以下、「NDEC」という。）に参加し、自身の研究成果を発表する機会、廃炉現場の声を聴く機会を提供している。

また、国際的な連携とし、OECD/NEA の The Nuclear Education, Skills and Technology Framework（以下、「NEST」という。）を通じて、国内外の研究者を派遣、招聘し数か月滞在しながら研究を実施できる制度も行っている。残念ながら、コロナ禍により令和 2 年度は中止となったが、今後も継続的に実施していく予定である。

### 3-2. 遠隔操作技術者育成の取り組み

CLADS では、遠隔操作技術者育成の取り組みとして「廃炉創造ロボコン」を開催している。令和 2 年度はコロナ禍によりリモート開催となったが、最優秀賞を受賞した福島高専チームはすべての課題をクリアするまでに至った成果を収めた。

さらに、優秀な成績を収めた参加機関との間で民間企業と実際の研究連携に発展しているケースも報告されている。

## 4. 廃炉への実装事例

研究成果がニーズ関係者に触れる機会が増えるほど、研究成果を廃炉現場に実装できる機会が増える。

過去の英知事業では、得られた成果報告書は刊行物として国会図書館に収蔵されていたが、手軽に閲覧することはできなかった。そのため、CLADS では、報告された報告書については、JAEA レポート形式に取りまとめ、ホームページ[3]で公開、国会図書館に収蔵することで、より多くのニーズ関係者、研究者の目に触れるようにしている。

また、大学からのプレス発表等も行われている。マップの中でも報告書をリンクすることでニーズとそれに応じた研究成果に触れる機会を増やしている。このような活動を通じ、ニーズ側からの問い合わせが増加している。平成 30 年度に採択した東北大学の研究成果についても同様にニーズ側から問い合わせがあり、令和 3 年 6 月に 1F2 号機の原子炉ウェル調査に利用され、その成果が経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合で報告されている（図 5）。

英知事業では、このような良好事例を積み重ねられるために、今後もニーズ側との連携を強めていく。

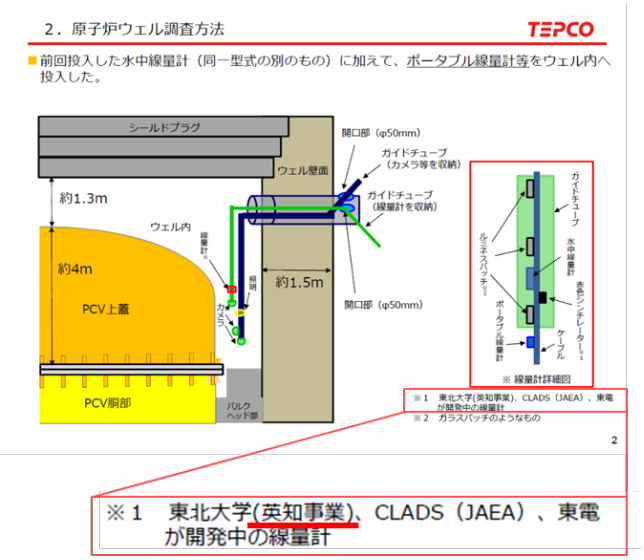



図 5 原子炉ウェル内調査結果[4]

## 5. まとめ

平成 30 年度から CLADS で実施してきた英知事業では、当初研究期間の 3 年間を終えたばかりではあるが、1F 廃炉現場に実装できる成果が出つつある。時々刻々と変化する廃炉ニーズを積極的に捉える取り組みを継続しつつ、採択された研究に対して、課題解決に至るようなフォローを実施していく。

また、若手研究者や異分野の参画を積極的に促す取り組みを継続する。

## 6. 参考文献

[1]英知事業, https://clads.jaea.go.jp/jp/eichijigyo/ , JAEA WEB サイト

[2]基礎・基盤研究の全体マップ, https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html , JAEA WEB サイト

[3]JAEA Original Papers Searching System (JOPSS), https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/abstracts, JAEA WEB サイト(「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」で検索)

[4] 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第 91 回）(令和 3 年 6 月 24 日) https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/index.html, 経済産業省 WEB サイト

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Akihiro Tagawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

# (3) Topics on Decommissioning Researches: Analysis of sim-debris of the bundle degradation tests

*Anton Pshenichnikov[1], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

## 1. Introduction

This year was a 10 years memorial date after large-scale severe nuclear accidents at the TEPCO HD (Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.) Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station (further referred to as 1F) had happened. A cooling function of the Unit 1 got out of control after the tsunami strike and ended up by an explosion the next day. Increased dose rate and continuing aftershocks of high magnitude exacerbated by a questionable accident management [1] resulted in a cascade of three meltdowns occurred in the units 1, 2 and 3 and three explosions destroyed buildings of the units 1, 3, 4, even though the Unit 4 was shut down (under maintenance) [2]. This scale of the accident was beyond all assumptions made by promoters and antagonists of nuclear energy.

Now TEPCO is facing a challenge of a complete decommissioning of the 1F as a measure of the recovery of the lands of the Fukushima prefecture and prevention of the further leaking of radioactive substances out of the damaged reactors. However, decommissioning of 1F is an extremely difficult task, since a gap in understanding of the accidents propagation does not allow us to get the knowledge on the fuel debris final distribution and properties in the damaged units. The direct investigations were also minimal because of the harsh radioactive environment in the reactor buildings.

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS) was established in JAEA based on the acceleration plan for the 1F decommissioning to assist it by making R&D on the current challenging problems. The main objective of the studies was the investigation of a boiling water reactor (BWR) bundle degradation mechanisms in various atmospheres. Present test programme was focused on an early stage of a severe accident before melting of fuel materials such as $UO_2$-$ZrO_2$. Analysis of an accumulated data is going to be an input data for development of a multi-scale severe accident (SA) model.

## 2. Experiments

### 2-1. LEISAN facility

Large-scale control blade and bundle degradation tests were performed using a Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) [3,4]. The facility was capable of going up to 1800 °C only in pure Ar firstly [5]. The heaters were placed in the upper furnace part making a gradient roughly 500 °C/m. Large-scale bundles of approximately 1.2 m-long with 20 claddings surrounded by channel boxes and one control blade were tested in Ar. An option of adding a steam+Ar mixture was added [6]. For this, a muffle capable to resist high temperatures in steam was developed. Outside of the muffle were heaters in Ar, inside was hot steam-argon mixture and a bundle.

In recent years, the facility had become additional thermocouples, which allowed measuring the temperature filed more precisely and a quadrupole mass-spectrometer for exhaust gas measurement [3,7]. One of the key features of the facility was the possibility of making in situ video, which helped to follow the features of melt progression (especially local exothermic reactions) and debris formation and relocation in situ right on the monitor. There is a further plan to equip the facility with an electronic low-pressure impactor for enhancement of aerosol study.

### 2-2. CR and CRFCB tests

One of the first tests CR-1 (CR stands for Control Rod) was performed with only one control blade rod [5]. In that case melting occurred without an influence of Zr. It was necessary to understand the pure behaviour of the control blade melting as a starting point of the bundle degradation. On the video the first place of the blade's sheath melt-through happened in the direct contact of the inner tubes, filled with $B_4C$ granules, with the sheath of the control blade. No serious

exothermic heat release was detected by the thermocouples (due to small number of them), only a small temperature increase was visible on the video. It gave the idea, that the energy of the Fe-B eutectic interaction is rather small to induce excessive heating damage. Oxidation of the Fe-rich melt was negligible because of Ar environment. That is why, in the next tests, Zircaloy-4 channel boxes together with one control blade were tested in CRFCB test (Control Rod Fuel Channel Box). The tests using the simple bundles revealed an impact of Zr on the melt formation and debris shape and relocation ability. It was clear that the debris chemical composition is important. Moreover, the degradation happened with a large exothermic energy release, even though the atmosphere was pure Ar, which was observed on in situ video [5].

**2-3. CRFCBF tests**

Control Rod Fuel Channel Box Fuel rod (CRFCBF) tests were performed in Ar and in steam atmosphere to grasp the differences of the bundle behaviour under steam-rich and under steam-starved conditions [6]. The tests showed a severe degradation of the channel boxes under pure Ar and steam-starved conditions. It happened because the oxidation layer on the surface of channel boxes tend to self-dissolve in the bulk of alloy by oxygen diffusion into the bulk. In the absence of the oxide layer, nothing prevented low-temperature Zr-Fe eutectic formation. Relocating melt solidified and created a blockage in the lower half of the bundle. Due to such mechanism of relocation and solidification, it could not penetrate far in the lateral direction. Probably, to propagate laterally two special conditions should be fulfilled: a secondary liquefaction should happen and the way down should be blocked completely.

In the framework of CRFCBF tests, only two kinds of debris were analyzed. The first material emerged in the region of high temperatures from the top to the middle of the bundle. The second material was able to relocate right to the bottom of the furnace, though the temperature there was low to expect any molten material. For Zr-Fe containing melt agglomerates it was easier to relocate in the axial direction so deep. Steam-rich conditions, according to the conclusion, may significantly change the course of the accident, however starting from which threshold of preoxidation and steam flow rate, was not clear.

**2-4 CLADS-MADE**

The recent tests in the framework of the CLADS Mock-up Assembly DEgradation (CLADS-MADE) programme were developed in close connection to the situation in the units of 1F. The test scenarios were developed taking into account the plant data widely published by TEPCO [8,9], IAEA [10], INPO [11] and the others. For the Unit 2 the developed scenario included a transient phase with 0.4 K/s followed by a steam starvation phase. For the Unit 3 there was a constant oxidation during transient heating with 0.6 K/s. For the Unit 1 a scenario had a constant steam flow rate and 1 K/s heating rate. More details on the scenarios can be found in [4].

A series of complementary post-test investigations favorably distinguished CLADS-MADE work from the previous preliminary studies. Such methods as optical microscopy, scanning electron microscopy (SEM) with energy-dispersive X-ray spectroscopy (EDS), X-ray diffraction analysis (XRD) and Raman spectroscopy were used. These investigations advanced our understanding of the accident progression at the beginning phase of the 1F accidents. Let us discuss the main findings of the post-test analysis of the sim debris.

It was established that an oxide layer significantly influenced the interaction of molten Fe-rich control blade melt with Zircaloy-4 of the channel boxes. It prevented lateral melt propagation and promoted individual blockage formation in each bypass channel. Melt-through of the channel box do not occur until the zirconium oxide surface layer is dissolved in the bulk. In case of local damage to the oxide layer a local melt-through may easily occur involving materials under oxide layer into formation of eutectics [12].

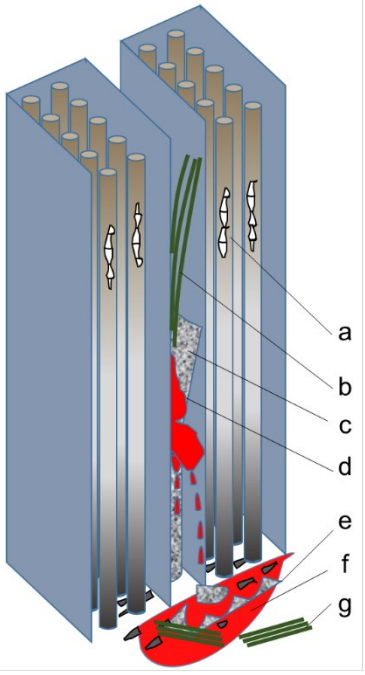



Figure 1. Scheme of a model bundle degradation: a – fully oxidized claddings, b – remaining control blade debris, c – remaining sheath, d – melt created blockage, e – relocated oxidized debris, f – relocated melt, g – relocated control blade debris.

The investigation by SEM EDS gave the first ideas on the phase compositions of the degraded materials at different elevations. Debris were consisting of oxidized materials, and still unchanged $B_4C$, surrounded and protected from direct contact with environment by a metallic part. The metallic part of debris consisted of two major volume fractions – Fe+C-rich and Cr+B-rich. The metallic part at the hottest elevations contained mostly solid solutions of B in (Fe,Ni) and borides of mixed composition (Fe,Cr)B. At the elevations where the reaction of B and C with melt was lower due to lower temperature, logically borides with higher Fe content $(Fe,Cr)_2B$ were identified. In the colder areas of blockage, almost unchanged stainless steel (SS) composition was detected with very small amount of dissolved B (<0.5 wt.% overall). However, this very small B concentration may play a crucial role as it makes Fe-rich materials extremely robust by precipitation of a small-scale B-rich domains. Those domains had local B enrichment up to 2.8 wt.% and was always assotiated with locally high Cr content. Obviously, Cr compounds with B were favourably stabilized in the liquefied melt [7].

Unfortunately, C was a material, which was difficult to detect by SEM/EDS. The investigation by XRD uncovered, that the debris contained not only Fe, Ni solid solutions with B and Fe, Cr borides, but also some small amount of mixed carboborides of $(Fe,Cr)_{23}(B,C)_6$ [3]. Raman spectroscopy was used to understand B and C compounds, which formed in the debris after reaction of SS melt and $B_4C$. It turned out that much of C after degradation and dissolution of $B_4C$ remained unused. The traces of C, surrounding the reacted granules were detected by Raman spectroscopy.

Regarding the data obtained by the above-mentioned methods, a new mechanism of $B_4C$ granules degradation by a graphitization was identified both under steam-starved and steam-rich conditions. In an oxidative environment remaining graphite was consumed by oxygen and C escaped from the melt in the form of carbon oxide gases (bubbles on the liquefied metal surface were confirmed in situ). In the case of steam-starved conditions C remained in the structure, which promoted $(Fe, Cr)_{23}(B, C)_6$ carboboride mixed phases formation.

**2-5. Possibility of three types of debris**

Let us try to find the analogue debris on the video of the PCV internal investigation performed by TEPCO [13]. A lot of stone-like debris was observed on the video. Visual appearance and post-test investigation data plus data provided by TEPCO on the primary containment vessel (PCV) investigation suggested that after an accident, debris can be divided into three general types: a) metallic, b) oxidic, and c) original parts, degraded by partial melting, mechanically slumped [14].

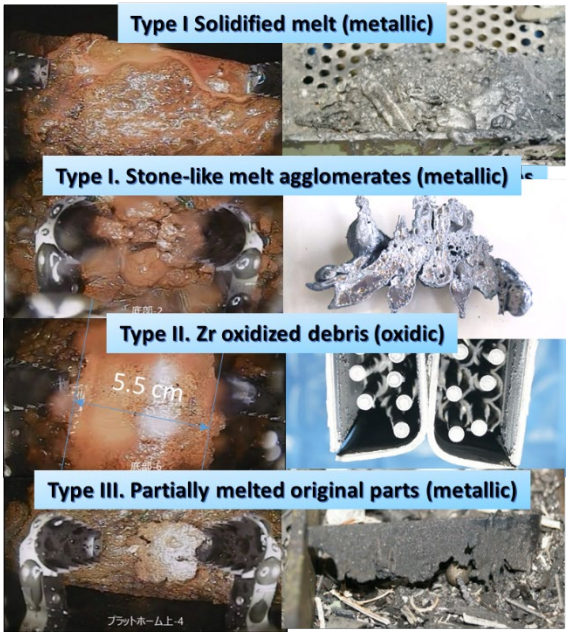


Figure 2. Three types of debris

Metallic debris are forming especially in large amounts under reducing conditions. Having the lowest melting temperature among the core materials, they tend to relocate deeper into the lower elevations and block the water supply channels, thus making local conditions steam-starved. Metallic melt, depending on composition and temperature, had different ability to be oxidized on the way down. Fe, Cr, Ni - bearing melt has lower affinity to oxygen, thus less oxidizes during relocation. Additional to that, the temperature at which this melt becomes liquid is decreasing fast by addition of B and C. Zr-bearing melts have the highest possibility to be oxidized during relocation. But at the same time, Zr-bearing melts have tendency to relocate as big agglomerates, which make the ratio of surface to volume small. Having a bigger volume, cooling of the big agglomerates are slower. Thus, big agglomerates can reach deeper elevations of the core and can be the first in the lower head of the reactor.

After all alloys and eutectics had already relocated to colder elevations, there is a turn of oxides to start melting and creating a large pool of oxidized materials. Usually it is a mixture of $UO_2$ and $ZrO_2$. For example, there is no doubt that when a part of the oxidic pool in TMI-2 accident reached the RPV lower head, there was some layer of debris already

there. It was not confirmed what kind of debris were there, but considering our observations it may be metallic debris.

Before the accident at 1F it was assumed, that no materials could survive such high temperatures as exist during the $UO_2$ molten pool relocation. A molten pool was considered to be uniform and no possibility for initial core materials survival was assumed. But a temperature gradient is absolutely normal situation even during severe accident inside of RPV. As a result, the PCV investigation in the Unit 2 had detected a top tie-plate came out of the RPV (Reactor Pressure Vessel) only partially melted. Such surprize was not predicted by any expert worldwide. However, in CLADS-MADE tests an upper part of the control blade had relocated in the same way to the bottom of the furnace. After this finding it became clear, that sim-debris from SA tests can be helpful in interpreting the real debris origin, ways of their relocation sometimes may give a rough idea about their chemical composition. Such attempt was made in [14].

**2-6. Comparison with the internal investigation by TEPCO**

In CLADS-MADE-01 test, control blade melt solidified on the surface of a channel box. Then, it was easily detached from it. One of the surfaces of such stone-like piece was flat. This process seemed to take place in the case of stone-like debris of the Unit 2. As soon as hot metallic melt came out of RPV through minor breaches, it solidified on the massive metallic beams of CRD supporting structures. No damage to those structures was possible because of the volume of melt. However, the mass of the accumulated solidified material would gradually increase, and finally some of agglomerates may simply fall down. Thus, stone-like debris is a result of the gradual process of the melted material coming out from the minor breaches, solidifying on the CRD massive stainless steels structures and then falling from above to the bottom of the pedestal [14].

The partially destroyed top tie plate was found lying on the top of the debris in the lower part of the PCV [14]. There is no guarantee that the other core parts like channel box or a control blade or even highly radioactive fuel pellets, did not relocate to the PCV. Indeed, some features of the observed debris remained on the round-shaped part of a control blade, 90° walls of the channel box with flat surfaces. Unfortunately, the opposite side of the debris was not investigated. That is why we cannot confidently conclude, that it was a part of a channel box or just a melt agglomerate solidified at a 90° angle in the corner between two massive CRD supporting beams. Additional investigations of the PCV of all units is a key factor of increasing our knowledge on the materials remaining there.

Solidified melt was found in the PCV, which looked much like the investigated debris of CLADS-MADE-01. In the test they were consisting of only metallic debris due to relatively low maximum temperature of the test. In the case of the Unit 2 debris, they can be a layered mixture of both: poured metallic and oxidic melt. In both cases, a large amount of the poured melt would have enough ability to propagate along the platforms and relocate to the lower elevations. In contact with platform, there was no deformation of the underlying platform beams. Cooling was obviously fast, probably the melt was nearly quenched by the difference in temperatures. It happened in the test as well. The melt in the test could not penetrate even through a thin 1 mm grating, because it had immediately solidified on it without any reaction occurring. After the test, it was easily detached. Probably, it can be expected in the case of Unit 2 PCV debris. The only concern is how to cut them into small pieces for withdrawal. The latest update of withdrawal technology was published in [15].

The presence of the large amount of accumulated molten material suggests two RPV–PCV relocation paths in BWRs – a) minor breaches near CRD joints with the gradual melt release in small amounts but in many places simultaneously and b) one major breach with the release of a large amount of melt and the top tie plate. The former mechanism was the cause for the stone-like debris; the latter explains the molten debris, which TEPCO was not able to move by the robot during PCV inspection. The top tie plate could penetrate obviously through a major breach. That is why if the major breach exist, degraded assembly parts can be observed on the top of the debris. From the author’s point of view, such degraded assembly parts should be the first large-scale sample for a thorough investigation in the laboratory. It is going to give ideas on the accident progression of a particular unit by detection of changes in microstructure in this debris. Special interest is the molten edge of the degraded part. It may give the idea on the core composition at the moment of contact with this debris.

**3. Conclusion**

The work on analysis of metallic sim-debris have shown similarity between the test and real debris, which allowed the interpretation of the Unit 2 PCV debris origin and uncovered control blade degradation mechanism with formation of boron compounds in the metallic part of melt. Though the information was surely lacking, a rough estimation of the chemical composition of metallic debris and the place of the first solidification was made [14]. This can be a justification for the future accurate application of sim-tests for the understanding of the real situation inside the damaged reactors of 1F, which is expected to be an important method for the 1F forensics.

**References**

[1] The National Diet of Japan. The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission [Internet]. Tokyo, Japan; 2012 [cited 2021 Jul 14]. Available from: https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3856371/naiic.go.jp/en/report/.

[2] Atomic Energy Society of Japan. The Fukushima Daiichi Nuclear Accident Final Report of the AESJ Investigation Committee. Tokyo, Japan: Springer; 2015.

[3] Pshenichnikov A, Yamazaki S, Bottomley D, et al. Features of a control blade degradation observed in situ during severe accident conditions in boiling water reactors. J Nucl Sci Technol. 2019;56:440–453.

[4] Pshenichnikov A, Kurata M, Bottomley D, et al. New research programme of JAEA/CLADS to reduce the knowledge gaps revealed after an accident at Fukushima-1: introduction of boiling water reactor mock-up assembly degradation test programme. J Nucl Sci Technol. 2020;57:370–379.

[5] Kurata M, Shibata H, Sakamoto K, et al. Experimental study on control blade degradation and its modeling. Proc 2014 Water React Fuel Perform Meet. Sendai, Japan; 2014. p. Paper No. 100079.

[6] Shibata H, Tokushima K, Sakamoto K, et al. Control Blade Degradation Test Under Temperature Gradient In Steam Atmosphere. Proc Top Fuel 2016. Boise, ID, USA; 2016.

[7] Pshenichnikov A, Kurata M, Nagae Y. A BWR control blade degradation observed in situ during a CLADS-MADE-02 test under Fukushima Dai-Ichi Unit 3 postulated conditions. J Nucl Sci Technol. 2021;58:14.

[8] Tokyo Electric Power Company, Inc. Fukushima Nuclear Accident Analysis Report. Tokyo, Japan; 2012.

[9] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. The 5th Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Development Mechanism of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident. Tokyo, Japan; 2017.

[10] International Atomic Energy Agency. The Fukushima Daiichi Accident. Technical volume 1. Description and context of the accident. Vienna, Austria; 2015.

[11] Institute of Nuclear Power Operations. Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Atlanta, Georgia, USA; 2011. Report No.: INPO 11-005. .

[12] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. On the degradation progression of a BWR control blade under high-temperature steam-starved conditions. Mech Eng J. 2020;7:1–10.

[13] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. 2019/02/14Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation [Internet]. 2019 [cited 2021 May 25]. Available from: https://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video_uuid=vy9uep38&catid=61785.

[14] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. Comparison of the observed Fukushima Dai-Ichi Unit 2 debris with simulated debris from the CLADS-MADE-01 control blade degradation test. J Nucl Sci Technol. 2021;58:416–425.

[15] Okuzumi N. Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Fuel Debris Extraction Technology Development Status [Internet]. Tokyo, Japan; 2021 [cited 2021 Jul 19]. Available from: https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/06/20210526kouensiryou.pdf.

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

2021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

# 「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

## （4）IRIDの研究開発概況

(4) Overview of IRID R&D

*奥住 直明[1]
[1]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。福島第一原子力発電所廃炉の最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取り出しである。燃料デブリ取り出しに際しては燃料デブリの状況を把握する必要がある。今までに宇宙線ミュオンを使った原子炉内部透視技術開発を行い2015年から2017年にかけて1～3号機の内部を透視し元々の炉心位置には燃料がほとんど存在しないとの情報を得た。これらの情報をもとに各号機の燃料デブリの状況をより詳細に把握するため、遠隔による原子炉格納容器(PCV)内部調査技術を開発し、2015年から2019年にかけてPCV内部の調査を実施した。この結果2号機、3号機については、原子炉圧力容器(RPV)の土台であるRPVペデスタル底部に堆積物が広がっている様子を捉えた画像を得ることができた。本報告では燃料デブリ取り出しに関わるその後の技術開発状況について紹介する。

### 2. 原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査技術開発

1号機はRPVペデスタル内部へのアクセスルートであるX-6ペネトレーション周囲の線量が高く、作業員が長時間滞在することが困難であるため、他のペネトレーション(X-100B)を使用してPCV内部のグレーチング上に形状変化型ロボットを投入し調査を実施してきた。しかしながら現在までのところ燃料デブリの存在を直接確認するには至っていない。このためより詳細な調査を実施するため、新たな調査装置(ボート型アクセス装置)を開発した。ボート型アクセス装置はPCVへの作業員出入り口であるエアロック(X-2)内外扉にロボット投入口を設け、さらにPCV内部グレーチングにも開口部を設けてグレーチング下にある水面及び水中に投入する計画である。ボート型アクセス装置は従来の形状変化型ロボットより大型であり、走査型超音波距離計、高出力超音波センサ、中性子検出器、堆積物少量サンプリング装置など様々な計測機器等をPCV内部に持ち込み測定等を行うことが可能である。また小型のアクセス装置も用意しており、RPVペデスタル下部にある点検口より内部の状況を調査することを試みる予定である。現在調査装置の開発は完了しており、PCV内部のアクセスルートを確保するため干渉物の撤去作業などを実施している。

### 3. 燃料デブリの試験的取り出し

2号機ではRPVペデスタル内部に燃料デブリと思われるものの存在を確認しており、現在更なる調査と燃料デブリの試験的取り出しを行うためのアーム型アクセス装置を開発中である。アーム型アクセス装置は英国にある核融合実験炉(JET)にて使用しているアーム型アクセス装置をプロトタイプとして英国で開発を実施した。アーム型アクセス装置は既存のX-6ペネトレーションからPCV内部を経てRPVペデスタル内部にアクセスすることが可能である。干渉物となる既存構造物をアーム型アクセス装置先端に搭載するAWJ(アブレイシブ・ウォーター・ジェット)装置により切断、除去した後、各種測定装置によりRPVペデスタル内部の詳細調査を実施し、その後試験的取り出しを実施する予定である。現在英国での開発が終了して国内への輸送も完了し、引き続き国内で開発を継続している。その後楢葉にあるJAEA遠隔

技術開発センター内に設置したモックアップ設備を使用して組み合わせ試験および操作員の訓練などを実施していく計画である。

**4.** 結言

RPV 内部調査に向けた技術開発、燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大技術開発、取り出し規模の更なる拡大のための技術開発などについて、引き続き技術検証を行っているところである。

（本報告内容は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」で得られた成果に基づくものである。）

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。
原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

---

*Naoaki Okuzumi[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

# [3E_PL] Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

## [3E_PL01] Fundamental Policy of Standards Committee

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

## [3E_PL02] Utilities' expectations toward the standards and future actions

*Yasunori Yamanaka[1] (1. FEPC)

## [3E_PL03] Case Examination

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

## [3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1], Akio Yamamoto[2], Yasunori Yamanaka[3], Takashi Takata[1] (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

標準委員会セッション

# 標準委員会の基本方針と今後の戦略について
Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

## （1）標準委員会の基本方針

(1) Fundamental Policy of Standards Committee

*山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

### 1. 基本的な考え方と活動目的

原子力安全の確保のためには、高品質な規格基準類が重要であることは論を待たない。規格基準類は、原子力施設のライフサイクルにわたり、安全性を確保するための重要な手段となる。では、原子力安全の確保のために、いわゆる「規格」や「基準」のみで十分であろうか。福島第一原子力発電所事故で我々が学んだことは、安全性確保に直接必要となる情報に加え、それらの背後にある「概念」や「考え方」を自らの頭で理解し自分の血肉にすることの必要性、でもあったのではないか。「概念」や「考え方」は原子力施設の安全性を確保し、それを継続的に改善していく際、正しい方向に進んでいくための羅針盤として重要である。

日本原子力学会標準委員会の名称には、「規格」や「基準」ではなく「標準」が用いられている。これは、標準委員会として議論の対象とするものは prescriptive な規格・基準のみならず、より基本的な「概念」や「考え方」まで含めて対象とするためである。

このような考えに基づき、標準委員会はその活動目的を以下のように定めている[1]。
「標準委員会（以下,「委員会」という）は，原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から，原子力施設の設計・建設・運転・廃止に関する規格・指針・手引き等（以下,「標準」という）を最新の技術的知見をふまえて制定・改定することを目的とする。」

### 2. 制定する標準の位置づけ、性格と目指す標準の姿

標準委員会で策定する標準の位置づけは、「制定する標準は，原子力施設の設計・建設・運転経験を含む最新の技術的知見を十分反映し，過度に保守的でなく，合理的な設計・建設・運転管理並びに廃止措置を可能にする信頼性の高いもので，国内外の関係者に広く利用されるものであるべきである。」としている[1]。この位置づけを実現するため、標準委員会で策定する標準は以下の性格を備えることとしている。

- 公平性：特定の個人・企業・業界の利益に偏らないものである
- 公正性：標準内容に関する広範囲の知見・意見の収集･検討を踏まえたものである
- 公開性（透明性）：明確かつ公開された審議・制定過程に基づくものである
- 専門性：専門家の結集による高い技術水準の維持に寄与するものである
- 迅速性：新技術を迅速かつ弾力的に取り込んでいるものである
- 合理性：安全確保を前提とした合理的設計・運用を可能にするものである
- 発展性：民間の技術力向上へのインセンティブをあたえるものである
- 国際性：海外の標準との交流，調整を通じて，海外でも引用され，統一規格化に資するものであると同時に非関税障壁にならないものである

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

以上のことを踏まえて、標準委員会で目指している標準の姿は次のようにまとめられる。

- 高い水準の技術に基づき、原子力施設の安全性・信頼性を効果的かつ効率的に確保する観点から、最新の技術的知見をふまえて制定・改定する
- 最新の技術的知見を十分反映し、過度に保守的でなく、信頼性の高いもので，国内外の関係者に広く利用される
- 時期を逸することなく適切に制定し、原子力安全と原子力事故のリスク低減に貢献する
- 関連する学会・機関と協力し、関係する組織との緊密な連携・調整に基づく
- 統一的な安全哲学に基づいた階層構造を有する
- 使用者（国及び民間）のニーズ、シーズを反映して速やかに整備する

### 3.傘下の組織

2021 年 4 月 1 日現在の標準委員会の組織図を図 1 に示す。以下では、傘下の組織について概要を説明する。

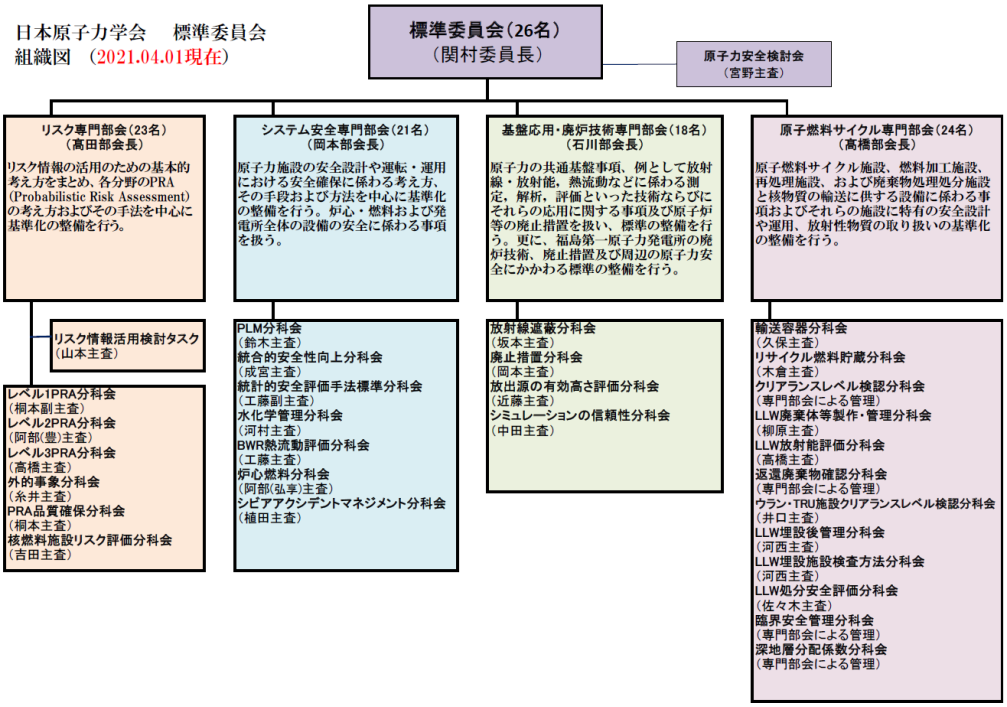



図 1　標準委員会組織図(2021 年 4 月 1 日)

### 3.1 原子力安全検討会

標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと、特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的としている。この検討においては、国内関係機関、国内学協会及び世界の状況を広く見つつ、俯瞰的・包絡的な議論を重視している。得られた成果は、技術レポートとして知見を共有するだけにとどまらず、標準委員会 4 専門部会及び他学協会の規格において具体化されることを想定している。原子力安全検討会のミッションとしては、次の事項が上げられる。

- 国内外の標準・基準・規格に係る最新の動向を調査し標準委員会で共有する
- 原子力学会の技術部会及び国内関係機関（電気事業者、メーカ等）と標準整備にかかる意見交換を実施する
- 「原子力安全にかかる基本的考え方」の整備と発信を行い、標準を含む学協会規格の整備の基礎とする
- 標準活用に資する教育プログラムの整備と発信を行う

### 3.2 専門部会

標準委員会の活動を計画的に進めていくため、傘下の専門部会においては以下の事項を念頭に置きつつ活動を行っている。

1. 標準制定に関わる任務：標準の策定方針案を作成する。標準委員会にて認定された基本方針および策定方針に従い、標準の制定、改定、廃止の原案を策定する。
2. 対外に関わる任務：標準の技術的な内容を、関係組織及び一般公衆に対して説明する。あわせて意見交換も行い、標準策定活動に関する意見、要望を評価する。

また、活動を計画的に行うため、5 か年計画を作成し、毎年更新している。標準委員会の取り組みを社会に広く知っていただく観点から、この 5 か年計画を本年度から標準委員会のホームページ上に掲示している[2]。以下、各専門部会の活動概要を示す。

### 3.2.1 リスク専門部会

①今後の我が国における原子力施設の継続的な安全性向上において PRA 標準が今まで以上に重要な位置づけになることを踏まえ，PRA（Probabilistic Risk Assessment）の活用を念頭に，PRA 標準の規定文の階層化，新知見の導入迅速化，などを図ることにより PRA 標準のあり方，構成を見直していくことに重点的に取り組む。

②適用範囲の拡大として，地震随伴事象 PRA など外的事象 PRA の適用範囲拡大，停止時 PRA 及びレベル 2PRA の外的事象への適用拡大，複数ユニット・サイトのリスク評価，使用済燃料ピットのリスク評価，などが挙げられる。これらの課題に対しては，現時点では手法開発や試評価例にかかる文献が多くないことから，まずは文献調査や事例調査による現状知見の整理，技術的論点に対する分析などを行うことで，将来の標準策定に向けた準備を進めるとともに，必要な研究テーマを技術レポートなどの形で示していくことで研究開発・技術開発を促す契機とする。また，対象施設を原子力発電所だけではなく，核燃施設への拡大を進めていく。

③標準の制定・改定（適用範囲拡大）の優先度の考え方としては、ユーザーのニーズを聞き取り，技術の進捗を考慮した上で，PRA 実施の有効性が高い事象のものを優先する。

### 3.2.2 システム安全専門部会

原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止等に関する標準を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定することを目的とする。

### 3.2.3 基盤応用・廃炉技術専門部会

基盤応用・廃炉技術専門部会は、標準委員会の基本方針および策定方針に従い、５か年計画に基づき、放射線、廃止措置及びシミュレーション技術等に関する標準の制定、改定、廃止の原案の策定を実施する。また、本専門部会にて策定した標準の技術的な内容について、一般公衆及び関係官庁等に対する対外的な説明性が確保されるように活動を進める。

### 3.2.4 原子燃料サイクル専門部会

標準委員会の活動基本方針に従い、原子燃料サイクル施設、放射性廃棄物処理処分施設及び核燃料物質輸送設備等の安全設計、運用に係る標準の制定、改定（追補版発行を含む、以下同じ）、廃止の原案の策定に責任を持つ。また、標準原案作成にあたっては、リスク情報の活用やグレーデッドアプローチの考え方を積極的に取り入れて安全性の観点はもとより実効性の高い標準策定を目指すとともに、海外および国内の当該分野における規格基準など標準類との整合性に配慮していく。

## 4.課題

標準委員会の第 1 回会合が開かれたのは、1999 年 11 月 1 日であり、20 年以上にわたって活動を続けている。2011 年には福島第一原子力発電所事故が発生し、標準委員会に期待される事項も発足当初とは大きく変化してきているものと考えられる。このような背景のもと、標準委員会の取り組みに関する課題としては、以下のものが上げられる。

・標準委員会で作成する標準は誰のためのものか
・標準に対するニーズは、ステークホルダー間で整合しているか
・規制にエンドースされる標準を策定すべきか
・規制委員会の現行規制に準拠した標準を策定すべきか
・現場の運営に役立つ「仕様規定的」「ガイドライン的」な標準策定を行うべきか
・標準委員会が目標としている位置づけの標準が策定できているか
・策定している標準とその議論の過程は、標準委員会が目標としている性格を満足しているか
・策定している標準は、標準委員会が目指している姿と合致しているか
・標準委員会の運営の持続可能性はあるか

**5.まとめ**

標準委員会の基本方針と今後の取り組み方針についてとりまとめた。企画セッションでは、広い方々から標準委員会の基本方針について様々な忌憚なきご意見をいただけることを期待している。

**参考文献**

[1] 「標準委員会の活動基本方針」、日本原子力学会標準委員会、平成 30 年 6 月 6 日、https://www.aesj.net/committee/permanent/standard
[2]「標準策定 5 か年計画」日本原子力学会標準委員会、2021 年 7 月 24 日アクセス、https://www.aesj.net/committee/permanent/standard

2021年秋の大会

標準委員会セッション

# 標準委員会の基本方針と今後の戦略について
Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

## （2）規格基準に対する事業者の期待と今後の取組み

(2) Utilities' expectations toward the standards and future actions

*山中　康慎[1]
[1]電気事業連合会

### 1. はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故（以下 1F 事故）以降、原子力発電事業を取り巻く社会環境は大きく変化した。

規格基準に関して言えば、1F 事故以前は「国が性能規定を作り、民間がその具体化のための仕様規定を作る」という国及び民間の役割分担が共通認識として存在していたが、1F 事故以降は原子力規制委員会が技術基準類やガイド類（審査基準等）を自ら制定するように変化した。

また、これまで JANSI（1F 事故以前は JANTI）が中心的に担ってきた規格基準策定支援についても、事業者自らがより一層関与を深めるよう引継ぎを行っているところである。このような大きな状況変化を踏まえ、学協会が策定する規格基準は事業活動に必須という基本的認識の元、事業者としての規格基準への期待事項を改めて整理・確認するとともに、それを踏まえた事業者として規格基準に係る今後の取組みについて検討を始めた。

### 2. 事業者の取組み

#### 2-1. 規格基準に対する期待

原子力発電を今後も事業として継続していくためには、既存発電所の安全性向上は言うに及ばず、発電所運営効率の向上、さらには各ステークホルダーの方々との良好なコミュニケーション、の実現によって社会との信頼関係を再構築することが必要と事業者は考えている。その実現のため、事業者としての規格基準への期待としては、使いやすくかつ社会から信頼される規格基準であること、と考えている。

#### 2-2. 今後の取組み

事業者はこれまでも学協会の規格基準策定活動にさまざまな形で関与してきた。しかしながら、規格基準への期待を実現していくために、学協会が進める策定活動にこれまで以上に積極的に関与し、規格基準ユーザーである事業者としての役割を果たしていくことが重要と考えている。

そこで第一段階として、これまで JANSI が担ってきた規格基準の策定支援の役割を事業者が引継ぐとともに、事業者が担ってきた役割も含めて統合・再整理した上で、より積極的に規格基準策定事業者が関わっていくための体制整備を進めている。加えて、事業者の規格基準に対するニーズの抽出を行い、学協会との対話を開始したところである。

また、これから第二段階として、これまで事業者が行ってきた規格基準策定活動への関わり方そのものの見直しを行い、事業者としても、また学協会としても、持続可能でかつ事業者の期待を実現できる規格基準策定活動となるような提案を学協会に対して行えるよう、検討を進めていく計画である。

---

*Yasunori YAMANAKA[1]
[1]The Federation of Electric Power Companies

2021年秋の大会

標準委員会セッション

# 標準委員会の基本方針と今後の戦略について
Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

## （3）事例検討：外的事象にかかる標準

(3) Case Study: Standards for Nuclear Safety against External Events

*高田 孝[1]，成宮 祥介[2]，小林 哲朗[3]，飯田 晋[4]
[1]東京大学，[2]原子力安全推進協会，[3]電源開発，[4]東北電力

### 1. はじめに

標準委員会傘下の原子力安全検討会では、標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと、特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的とした活動を実施している。2016 年から 3 ヶ年にわたり、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」と協働し、特に我が国において重要な外的事象である地震に対する安全確保の基本的な考え方やその実践について、技術レポートとしてまとめてきた[1]。また 2018 年度からは、外的事象安全分科会を設置し、上記レポートの外的事象全般への拡張、国内外の調査に基づく留意点、課題の摘出、並びに学協会規格や関連するステークホルダーへの提言を取りまとめ、標準委員会技術レポート（「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」）発行に向け活動している。本報告では、外的事象にかかる標準におけるケーススタディとして、分科会で議論された課題や提言について概説する。

### 2. 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方

検討における適用範囲としては、原子力発電所における外部ハザード（自然ハザードおよびテロ等の意図的な不法行為によらない人為ハザード）としている。基本的な考え方としては、検討すべきハザードのリストアップ、特性分析及び選定を行う必要があり、原子力学会標準[2]や ASMPSA_E[3]等を参考に検討を行った。また 2019 年末より世界中で猛威を振るっている COVID-19 などのパンデミック（感染症の世界的な大流行）についても、リスク評価や対処が地震等の他の外部ハザードとは異なるものの、検討すべき外部ハザードの範疇とし、国内外の現状と課題について整理している[4]。

外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方を図 1 に示す。安全確保のためのリスク低減に対する基本的な対処としては、個別設計、システム設計（ここでの「システム」とは設備・機器（ハード）単体、及びそれらの集合体（設備集合）だけではなく人的操作も含めたものとする）、緊急時の対応としての防災・減災領域の 3 つに分けられる。リスクを総合的に低減させる観点では、まず全体としてのリスク低減を俯瞰した上でその範囲を設定し、資源を一部の設計や対策に集中させることなく、効果的、効率的に配分することとなる。そのためには、機器や構築物の外部ハザードへの耐性としての信頼性を適切に確保するとともに、システムとして機能を発揮できるようにしておくことが重要である。

機能を考えるにあたっては、リスク情報（決定論的、確率論的リスク評価を含む）を活用し、設備信頼性に加えて人的な対応およびそれらのマネジメントを含めた総合的なシステムという視点を持つことが必要であり、リスク情報を活用した統合的な意思決定（IRIDM）は、外部ハザードの対処を検討し実行するための仕組みとして適切である。

また、設計想定を超える外部ハザードによる想定していなかった影響による事故の考慮も必要であり、機能の部分維持による破局的な損傷の回避や時間余裕の確保による新たな対策の検討といった、レジリエンスの概念を取り入れることが適切である。これを実現するためにリスク情報を活用して原子力発電所を総合的なシステムとして考えて対処を検討することが有効である。

---

*Takashi Takata[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Tetsuro Kobayasi[3], Susumu Iida[4]
[1]The University of Tokyo, [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]J-POWER, [4]Tohoku Electric Power Co., Inc.

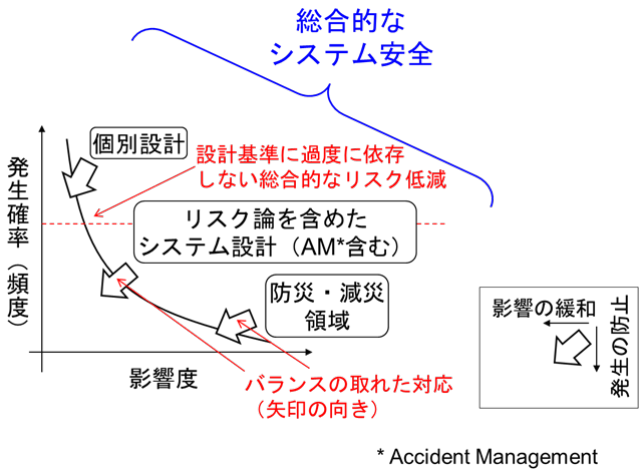



図 1 外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方

### 3. 外部ハザード対策における課題と提言

米国や欧州等を含め、国内外の外部ハザード対策（規制要件含む）の現状と課題について、外部ハザードのリストアップ、設計上考慮されている外部ハザード、設計の範囲を超える外部ハザード、外部ハザードの評価、緊急時のアプローチ、並びにパンデミックへの対応の 6 つの観点から調査し、課題解決のための提言を行っている。本報では特に学協会規格に関連する課題と提言について示す。

設計の範囲を超える外部ハザードに関しては、安全上重要な機器等の設計にあたって、設計の範囲を多少超えた外部ハザードによるクリフエッジ効果を回避できるように、機器等の設計に裕度をもたせる他、複数の対策候補がある場合には、これを考慮して対策を選択することが重要となる。また、特定重大事故等対処施設に対する設計基準を一定程度超える地震動又は津波の想定等については、その想定に対する客観的な説明性（accountability）が重要となる。上記を解決する方法を既発行の、設計、リスク評価などにかかる学協会規格で規定することにより効率化・高度化が期待できる。1990 年代に整備した AM（アクシデントマネジメント）策は内的事象に対するもので、設備改造あるいは追設に加えて手順書と教育を重視したものであった。外部ハザードに対しても、設備や手順などの対処は必要であるが、より多様な事象シナリオに対応できること、施設周辺の地域への影響も起こっている可能性があること、対処が長期化すること、などから IRIDM 標準[5]を適用した取り組みが有効と考える。

また設計の範囲を超える外部ハザードへの具体的な対処としては、多様性が発揮されることが重要になる。加えて、時間変化に対応するためにも柔軟な対処が可能なように汎用性のある設備や操作の準備も有効である。シナリオの複雑さからすべての状況に余裕を保有した対処を行うことは、柔軟性が阻害されることも考えられるので適切ではない。この領域においては、いわゆる「クリフエッジ」になり安全性が極端に低下した致命的な状況にならないように対処を施しておくことに思考を転換すべきである。プラント安全機能が段階的に低下する場合には、この領域の外部ハザードの影響を分割して考えることも可能である。シナリオの多様性と複雑性から、定性的・定量的リスク評価をもとにシナリオを時間経過と共に連続的に評価することにより、安全機能劣化の程度と環境への影響を見ることは有効である。このような考え方の整理は、設計や保守の規格において対処を考える際の基盤として、設計規格や保守規格などにおいて具体的な要求を規定する際に必要である。

緊急時のアプローチの観点では、屋内退避の継続が困難な事態を踏まえた防護措置実施の手順等に係る検討、訓練等が重要であることが課題として挙げられた。原子力発電所の深層防護第 5 レベルでは、周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備や物資・人員の搬入もあるため、立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用判断にかかる規格の検討も重要である。

また外部ハザード対策に対する共通的な課題として、以下の点が取り上げられた。

外部ハザードの PRA 結果を活用することの問題として指摘される点の一つが、不確実さの大きさである。外部ハザードカーブの不確実さを低減する努力は行う必要がある。そのために、不確実さの扱いを規定した規格が必要となる。しかし PRA は不確実さを定量的に把握するための方法であるので、不確実さの大きい PRA 結果は、PRA 手法の問題だけではなく、基にしたデータにも要因がある。外部ハザードの不確実さのうち認識論的不確実さは、ハザードの発生や影響にかかる調査を十分に行い、専門家判断の活用や解析・実験等で推測することにより低減可能である。また設備や構造物のフラジリティ評価において、安全側に大きすぎる機能喪失の設定を設けることは「ここまで大きな外部ハザードにも施設が耐えられる」という確認でしかなく、そこから得られるリスク情報は安全性向上にはつながりにくい。PRA 手法の改良を行い、意思決定に活用できる信頼性を有した PRA 手法及び標準の整備に努力することも必要である。不確実さの扱いは、不確実さ解析を行うことにとどまらず、不確実さが大きい要因を認識した上で定量評価結果と向き合い、その対処を考えることが重要である。

## 4. 学協会規格について

我が国においても、リスク情報活用のための規格の検討が学協会で開始されているが、形式的に PRA 結果で判定するだけの活用となる可能性が考えられる。また、PRA やリスク情報活用にかかる標準に設計や保守などでの活用例を示しただけでは、リスク情報の活用が円滑に進むとは限らない。そこで、電気協会や機械学会の設計等の規格と原子力学会のリスク関係の標準を繋ぐリスク情報活用の考え方の標準の策定も検討することが必要である。

## 5. おわりに

外的事象（特に外部ハザード）にかかる標準におけるケーススタディとして、原子力安全検討会において国内外の調査に基づく留意点、課題の摘出、並びに学協会規格に関する提言について概説した。今後、標準委員会、規格セッション等を通じた原子力学会内での意見、コメントを踏まえるとともに、関連する学協会とも連携し、具体的な展開や標準制定活動に資する予定である。なお、本技術レポート（「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」）は 2021 年度中の発行を予定している。

## 参考文献

[1] 日本原子力学会標準委員会技術レポート（日本地震工学会レポート）, 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.
[2] 日本原子力学会, 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019, AESJ-SC-S012:2019, 2020.
[3] Technical report ASAMPSA_E, List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E, 2017.
[4] 小林他, 原子力安全にかかるパンデミックの国内外の現状と課題, 日本原子力学会誌, 63, 1, 50-54, 2021.
[5] 日本原子力学会,原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準: 2019, AESJ-SC-S012:2019, 2020.

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room E)

# [3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1], Akio Yamamoto[2], Yasunori Yamanaka[3], Takashi Takata[1] （1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC）

東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を経て、原子力学会標準を取り巻く状況は大きく変化している。2020年4月からの新検査制度と継続的な安全性向上の取り組み、規制委員会による学協会規格の技術評価、学協会規格の整備への電気事業者の積極的な参画、民間ガイドラインの整備・活用、などがある。事故10年を越えて将来に向けた標準委員会の活動戦略を改めて検討すべきタイミングである。そこで、「外的事象安全にかかる規格、標準の基本的考え方」を事例に、標準の策定と関係組織（規制機関、事業者、研究機関、産業界）による活用について意見交換を行い、標準委員会の今後の活動に役立てる。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [2F_PL] Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

chair: Tokio Fukahori (JAEA)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F

## [2F_PL01] Continuous Survey of Needs for Nuclear Data

*Nobuhiro Shigyo[1] (1. Kyushu Univ.)

## [2F_PL02] Human Resource Development for Nuclear Data Research

*Tatsuya Katabuchi[1] (1. Tokyo Tech)

## [2F_PL03] Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research

*Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

## [2F_PL04] Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries

*Kenya Suyama[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

# 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## （1）核データニーズの恒常的な把握

(1) Continuous Survey of Needs for Nuclear Data

*執行 信寛 [1]

[1] 九州大学

### 1. はじめに

我が国の核データ活動は、従前からの原子炉核特性計算等軽水炉の運用や高速炉の開発といったエネルギー利用のみならず、ImPACT や代理反応のように原子核物理等他分野との協働によって新手法が取り入れられ、画期的な進展が期待されている状況にある。このような近年の実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であった MA や LLFP 等の放射性核種の核データの測定や精密計算が可能となりつつある。また、宇宙物理や医療用核データのような分野における知見やリクエストは、核データ研究自体に新たな血流をもたらす原動力となっている。

上記に鑑み、「シグマ」調査専門委員会は、1965 年に設置された「シグマ」特別専門委員会を引き継ぎ 2019 年度より活動を行なってきた。世界のグローバルな動向を調査・注視しつつ、我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に資することを目的としている。そのためにこの 2 年間で核データニーズの恒常的調査、核データ分野の人材育成および核データにおけるロードマップを検討するタスクフォースの活動を行なってきた。この稿では核データニーズの恒常的調査について報告する。

### 2. 核データニーズの恒常的調査

核データの応用分野への貢献可能性の具体的活動の一つとして、広範な分野からの核データニーズを恒常的に把握するために、大学、研究機関、企業の専門家 5 名から成るタスクフォースを構成して、医療用 RI、放射線輸送コード PHITS ユーザからの情報、核融合や中性子源、遮蔽に関するニーズの調査を開始した。その結果、中性子入射反応や重陽子入射反応に関するニーズがあることがわかった。

核データのリクエストを受け付ける枠組みとして OECD/NEA の Nuclear Data High Priority Request List があるが、リクエストを提出するための要件が複雑であるため応用分野の研究者・技術者には敷居が高い。そこで応用分野のユーザからの核データと直接関係しているように見えない情報を収集し、核データに関するリクエストを広く受けるために、2021 年 1 月より調査専門委員会の web サイト (https://sigma.aesj.or.jp) を公開し、このサイトの中に図 1 のような核データに関するリクエストを受け付けるページ (https://sigma.aesj.or.jp/index.php/request) を設置した。このサイトは核データの測定や理論計算を行う専門家にも周知される。ここで核データの応用に関するリクエストが公開されることで、核データのへ新たな研究の動機付けとなり、リクエストの入力者にも早期に必要なデータを得られるという両者にとってメリットとなることを期待している。

リクエスト入力の敷居を大幅に下げるために、リクエスト自体を公開か非公開かを選べるようにし、公開する場合も入力者の情報は非公開としている。リクエストの入力者が核データの詳細について認識していない場合が考えられるため、入力項目を 15 項目、その内核データに関する部分は 9 項目とした。この 9 項目について全ての項目を入力する必要はなく、入力者が認識している項目だけ入力して、それ以外の項目は空欄のままで受け付けることにしている。入力された情報はそのまま公開せずに、タスクフォースでリクエストの入力者に話を伺い、その情報から核データの問題として解釈する。また、情報の公開項目や範囲についてリクエストを入力した人の意向を反映した上で、公開することとした。

### 3. 今後の予定

最終成果物としての評価済核データファイルの作成には時間がかかるため、ユーザのニーズに適時に対応するために常日頃からの広い分野の動向に注視することが重要である。また、例えば実験データや断面積のような特定の核データのような核データライブラリのファイルが完成する手前の情報だけでも希望するユーザの期待に応えたいと考えている。このためのツールとして、核データ要求リストサイトは、可能な限り日常的なものにしていく。今後は、このリクエストサイトの広く周知する方法を検討する。




図 1 核データのリクエストフォーム (https://sigma.aesj.or.jp/index.php/request)

*Nobuhiro Shigyo[1]
[1]Kyushu Univ.

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

# 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## （2）核データ分野の人材育成

(2) Human Resource Development for Nuclear Data Research

*片渕 竜也[1]

[1]東京工業大学

### 1. 人材育成と教科書作成

本活動では次世代の核データ分野の人材育成のための教科書の策定を行った。これまでも核データ関係者の間で核データの教科書を作るべきではという意見がたびたび出されてきた。核データ研究は、原子核物理という理学と原子力という工学の接点にあり、その両方の知識を必要とする。現在、核データ分野の初学者は原子核物理、原子炉物理、放射線計測などのそれぞれの分野の教科書を読み、学習者が自ら核データに必要な知識を再構成しているのが現状である。効率よく勉強するために核データを中心に据えた教科書が欲しい。これは自然な要望である。実際、原子核物理については多くの教科書が執筆されてきた。

それに対し、核データのための教科書はほとんどない。これまで書かれた日本語の核データ教科書と呼べるのは唯一、Hughes の「中性子断面積 – 原子力実験の基礎」（西野治訳）[1]くらいのものである。一方、炉物理の教科書が比較的よく核データの説明に頁を割いている。例えば、ラマーシュの「原子炉の初等理論」[2]の 1～3 章は中性子断面積についてかなり丁寧に解説している。しかし、あくまで原子炉物理を学ぶ者が知っておくべきことに限定されており、核データ研究という観点から見ると記述範囲をもう少し広げる必要がある。

以上の点を踏まえ、本活動では教科書の執筆の方向性について議論を行った。本活動の開始時には想定として「核データ評価者」を養成するための教科書としていた。しかし、議論の中でそれでは対象が狭すぎるのではないかとの意見が出された。より多くの学生に核データ分野に興味を持ってもらえるような教科書を作る方が核データコミュニティとしても有益である。したがって、教科書の読者を核データ研究に携わる大学院生と想定した。

教科書の方向性については Hughes の「中性子断面積」の姿勢を本活動でも採用した。はしがきに述べられた執筆の動機は、教科書執筆に当たって非常に参考になるものである。少し長いが引用する。

> *断面積を用いねばならないが、高級原子核理論には通じていない人達を対象として*
>
> *・・・中略・・・*
>
> *現在仕事の上で断面積のデータを使わねばならぬが、原子核の理論には不案内という人が多数いる。断面積に関する請求には簡単な理論の力により解答できるものも多いが、原子核に関する訓練なしにはこれらの情報を十分に活用することは容易でない。断面積について明確な形で質問するだけでさえ基礎的な知識が必要である。必要な情報は集積結果だけから得られるわけではない。*
>
> *D. J. Hughes 「中性子断面積」西野治訳*

このはしがきから、Hughes が、核データの利用者が必ずしも原子核物理を習熟しているものばかりではなく、それ故に核データ利用に支障をきたしているという問題意識を持っており、その解決の一助として書いたことがよく分かる。核データの教科書を執筆するに当たっては我々も同様の問題意識を持つべきと考える。

**2. 教科書のスタイルと難易度**

次に教科書のスタイルについての検討を行った。これまでの教科書をおおまかに分類すると以下の 3 つのスタイルが挙げられる。

1. 物理的な記述の正確さを重視し、数式を駆使したもの（従来の原子核物理の教科書）
2. マニュアル的なもの（計算コードのマニュアルの付録など）
3. 数式をなるべく使わない読み物的なもの

それぞれのスタイルには当然のことながら一長一短がある。1 は厳密ではあるが、やはり物理学科出身以外の学生にはとっつきにくい。量子力学がひとつの壁になっている。2 は必要な核反応理論の知識が簡潔にまとめられており、専門家には便利なスタイルであるが、初学者が学習に使うには不向きである。3 は概念をイメージさせることを目的としている。講談社のブルーバックスが代表的なものとして挙げられるだろう。教科書というより読み物という位置づけになる。イメージを掴むにはいいが、研究で使える知識にはならない。

以上の議論から、適した教科書のスタイルは学習者のレベルの応じて大きく異なることが分かる。本活動での議論の結果、各項目の記述のレベルを多層的な構造にすることで対応できるのではないかとの結論に達した。そのコンセプトを模式的に示したのが、図 1 である。各学習項目は 3 つの難易度レベル（易、中、難）でそれぞれ完結した記述をする。こうすることで学習者のレベルに対応する。ひとつのレベルだけ通して読んでも学べるようにする。例えば、初学者であれば、易レベルだけを通して読んでも核データに必要な知識の全体的な概略がつかめるようにする。さらにこのスタイルを採用することで、特定の項目に興味のある読者は、その項目の記述を易→中→難レベルと学習することで、その項目についての知識を深めるといった読み方も可能となる。

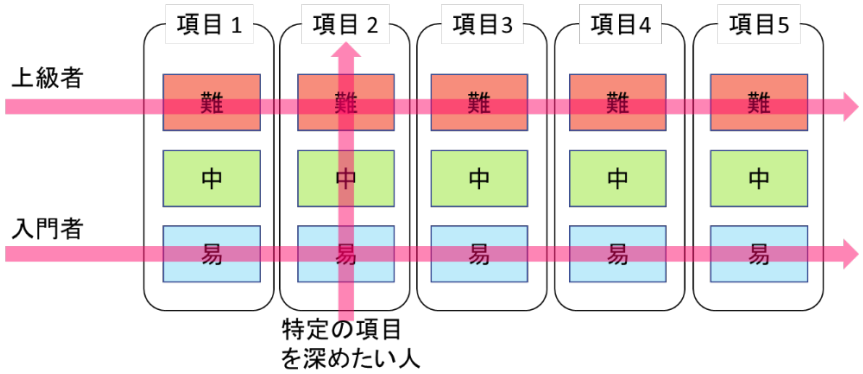



図 1　核データ教科書の多層構造コンセプトの模式図

検討の結果、具体的な難易度レベルを次のように設定した。

**レベル 1（易）**　ブルーバックスとファインマン物理学[3]の間くらい。理解するのにそれほど高度な数学を必要としないレベル。具体的な例を多くしてイメージしやすくする。

**レベル 2（中）**　学部で量子力学を勉強した学生が理解できるレベル。理解しやすくするため問題の単純化や数学的な厳密さは犠牲にしてもよい（例えば原子核のスピンが 0 の場合だけ扱うなど）。

**レベル 3（難）**　レベル 2 より数学的に厳密な記述。レベル 2 で出て来た記述をさらに一般的な場合に拡張する。最新の研究内容に関する言及など。詳細な式の導出などは付録にすることも考えられる。

教科書の公開方法については、現代の学生のスタイルに合わせ、インターネットで公開する。インターネットの特徴を生かし、項目間に相互リンクを貼り、参考文献、参考ページにもリンクを貼る。また、記述毎に難易度レベルを明示し、学習しやすくする。全体統括を行う編集者が記述内容のチェック、レベルの判断を行う。

### 3. まとめ

以上、現在までに本活動の人材育成に関わる教科書作成について検討・決定した内容である。現在、記述項目の検討と各項目の執筆担当者の選定を進めている。核データ最大のユーザである炉物理研究については、大学での研究室があり、学問としての分野（原子炉物理学）がある。一方、核データについてはこれに対応する核データ（工）学のようなものがない。このため、大学にも核データを専門としている研究室はなくなってしまった。原子核物理の研究室との連携は模索する必要があるが、このためのツールとしての教科書の作成については上述した通りである。どのような在り方が良いか、長く議論を重ねてきたが、この 2 年の活動で方向性が見えてきた。まずは核データ評価者の育成ではなく、興味を持ってくれる学生の醸成が第一である。この中から、評価者が育成されればよいというスタンスが見えてきた。このためには学習項目の列記だけではなく、その中での難易度レベルに合わせた資料作成を行うこととしたが、もう少し時間がかかりそうである。人材の枯渇を鑑みるとあまり猶予はないが、できるだけ早急にできるところから作成を続ける必要がある。

### 参考文献

[1] D. J. Hughes「中性子断面積 – 原子力実験の基礎」西野治訳、産業図書、1965 年
[2] J. R. Lamarsh「原子炉の初等理論（上）」武田充司、仁科浩二郎訳、吉岡書店、1974 年
[3] R. P. Feynman, R. B. Leighton, M. L. Sands「ファインマン物理学 1～5 巻」砂川重信訳、岩波書店、1979 年

---

*Tatsuya Katabuchi[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

# 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## （3）核データにおけるロードマップ中間報告

(3) Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research

*中山 梓介

原子力機構

「シグマ」調査専門委員会では、2022 年度末の完成を目指して核データの研究開発に関するロードマップ（核データロードマップ）の作成を進めている。その中間報告として、作成の経緯や現在までの進捗状況について述べる。

### 1. 核データロードマップ作成の経緯

核データは原子力開発を根底から支える基盤データであり、その必要性は今も昔も変わらない。しかしながら、整備を優先すべき核データの種類（標的核種や物理量など）は、時代とともに多様に変わり得る。例えば、国産の評価済み核データライブラリ JENDL シリーズでは、加速器施設の放射化量評価や遮蔽設計と言った特定の利用目的のための特殊目的ファイルとして、陽子・中性子入射の高エネルギーファイルや光核反応ファイルが開発されてきた。また、中性子入射データを主とした「汎用」ファイルであっても、JENDL-3.3 では核融合炉開発のために二重微分断面積データが追加されたし、JENDL-4.0 では革新炉や高燃焼度炉心の設計のために共分散データならびにマイナーアクチニドや核分裂生成物に対する断面積データの充実が図られた。これらは各ライブラリのセールスポイントになるとともに、「何のために開発しているのか」という説明責任を果たすものでもあろう。

このように、応用分野で利用されることが前提である核データの開発は、ニーズを把握・先取りし、それに合わせて優先度をつけて行っていくことが肝要である。特に今後、小型炉や溶融塩炉などの新型炉の開発をはじめ、廃止措置を含めたバックエンド分野や医療等の非エネルギー分野など、核データの利用分野はこれまで以上に多様化していくが予想される。そのため、核データに対するニーズを今一度整理しておくことは、より重要性を増していると考えられる。

また、現状で既にその傾向が見られるように、今後核データの研究開発に携わる人材は少なくなっていくことが予想される。関係者間での協働を促し、限られた人員・予算の中で効果的な研究開発を実現するという観点からも、今後の核データ研究開発の方向性を何らかの形にまとめて共有しておくことが必要であろう。さらに、上述の人材の減少に歯止めをかけるためにも、今後予想される研究開発の展開から導かれる核データ分野の魅力を若い世代（特に学生）に提示していくことも重要と考えられる。

こうした背景の下、「シグマ」調査専門委員会で核データロードマップの作成が開始されることとなった。核データロードマップ作成の目的は核データに関わる今後の研究開発の方向性を示すことである。なお、ここで方針ではなく方向性としているのは、研究者の自由な発想から生まれる研究を制限するものではなく、以下に挙げるような点を目指すものであるためである。

・核データに対するニーズの整理、今後のおおよその方向性の共有化
・（国内）関係者間の協働による効果的な研究開発の実現
・学生等の若い世代に向けた分野の意義や魅力の提示

### 2. ロードマップ報告書暫定版の概要

大学および研究機関に所属する 9 名の核データ関連分野の専門家（以下、分野代表者）に、今後の課題や望まれる将来像を基にした各々の専門分野におけるロードマップの執筆を依頼した。可能な限り核データに

関する研究開発分野全体を網羅できるよう、分野代表者は核データ基盤（原子核理論、核データ評価、核データ測定)、核データ応用（核分裂炉、核融合炉、遮へい、医療、放射線工学、分析、宇宙)、核データ分野における人材育成、のそれぞれの分野から選出した。

各専門分野のロードマップの執筆方針についてはあまり細かなルールは設けないこととしたが、前述の通り今後を担う学生や若手研究者に対し各分野の意義や魅力を提示できるようにするという点は共通とした。また、ロードマップ中の時間軸は 5 年後、10 年後、30 年後に設定し、その時点で予想される研究開発の発展や社会状況の変化を踏まえた上で、核データに対するニーズ（特に核データ応用分野）やそれに応えるために必要な開発項目（特に核データ基盤分野）について記述することとした。ただし、将来の予測に不確かさは付きものであるため、このロードマップは今後数年ごとに適宜、見直し・更新されていくことを前提としている。

現在までに各分野代表者が執筆した各論に当たる分野別のロードマップを取りまとめるとともに、それに核データ分野に関する総論的な記述を加え、核データロードマップ報告書の暫定版を作成した。

**3. まとめ・今後の計画**

「シグマ」調査専門委員会で作成を進めている核データロードマップに関する現在までの進捗状況について述べた。本ロードマップは、核データに対するニーズの整理することで、今後のおおよその方向性を共有化すること、関係者間の協働により効率的な研究開発を実現すること、学生等の若い世代に向けて分野の意義や魅力を提示すること、を主な目的としている。既述の通り、現在は核データロードマップ報告書の暫定版を作成した段階にある。

今後、これまでに作成した暫定版の報告書を各専門分野の執筆者や「シグマ」調査専門委員会の委員に諮り、そこでの意見を踏まえて修正を加えて最終版へとまとめる予定である。現在のところ、執筆から公開までにある程度の時間がかかるため時間軸を何年後とするのでなく 2030 年などのように具体的な年とすること、また、その時点までに最低限達成すべきホールドポイントおよびそれを実現するためのアクションリストを追加すること等を計画している。本発表を通じて様々な方からのご意見を賜り、今後の核データロードマップ作成に反映していきたいと考えている。

---

*Shinsuke Nakayama
Japan Atomic Energy Agency

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

# 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## （4）海外の主要な核データファイルの動向

(4) Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries

*須山 賢也 [1]

[1] 原子力機構

**1. 海外から見た JENDL、中から見た JEFF**

欧州の核データ JEFF の総本山である NEA データバンクでの勤務を終え、本年 4 月から原子力機構に復帰した。国内で核データ開発の苦労を間近に見ていただけに、赴任中は JENDL が欧州でどれだけ使われているのかを確認したいと思い、JENDL の開発現状について質問される事を期待して JEFF 開発者の会合に出席したのだが、JEFF の開発において JENDL を比較対象としていることがほとんどなく、そればかりか JENDL-4 リリース時に問題となった Eu の中性子捕獲断面積の過大評価がリリース直後に修正されていることすら周知されていなかったのには愕然とさせられた。会合ではその問題はすでに解決されていると発言をしたのだが、JENDL が海外でも広くリファーされるにはまだまだ課題が多いことに変わりはないことを示す一例であった。

核データは NEA データバンクの主要活動の柱の一つであり JEFF はその主要製品である。データバンクは Nuclear Data Week と称した一週間の会合を春と秋の二回開催して関係者の情報交換を行いつつ、JEFF の評価・編纂活動を実施している。現在のターゲットは 2021 年中の JEFF-4 のリリースであり、開発のモチベーションを得るため 2019 年に JEFF ステークホルダー会合を実施した。事務局の努力が実りメーカーや電力会社だけではなく規制機関である ASN や規制機関を支える IRSN までが会合に参加して会合自体は成功したが、その時参加者が示した意見は興味深いものであった。彼らにとって重要な核データはあるにしても核データを変更する強いニーズは無く又使用する核データは必要がなければ変えないと言う立場は鮮明であった。そして、遅発中性子先行核の群数のように伝統的にフォーマットが決まっている場合は変更されても現場では使いようがない場合があることや、規制機関はもちろんそれを支える TSO は特定の核データに縛られているわけではなく、特に研究機関である TSO にとってはどんな核データでも使えるようにしておくことが大切で、IRSN であっても JEFF の使用に縛られているわけでは無いという見解が示された。その上で、仮に核データを変えるならきちんとその理由を解説するドキュメントを残して欲しいというリクエストも示された。欧州では長年に亘って JEF-2.2 が主役にあって様々な所で使用されているためか、新しい核データを導入することのハードルは高いのだ。大成功したライブラリがあるだけにその後の活動の意味付けに苦しんでいるとも言える。

一方で核データの評価を行う事が出来る専門家の減少、将来的な核データ評価能力の維持に対する危機感も強く示された。JEFF 関係者がどう考えているのかはともかく、現在のデータバンク加盟 28 ヶ国のうち JEFF 統括グループ会合に参加しているのは限られた国の 10-15 人程度で、会議で主導権を握って発言をするアクティブな参加者はもっと限られることが欧州においても核データのコミュニティをどうやって維持していくのかが大きな課題になりつつあることを示していないだろうか。

考えてみれば元々核データの分野に多くの専門家がいるわけではない。結果として研究者の入り口である大学において原子力への応用を見据えた核物理と言うか核データの魅力に触れる可能性は低い。そして、かつての高速炉のような核データの改訂に向けた強い必要性を与える対象が無くなっているのが現状なのかもしれない。それであっても私が見た新しく核データの分野に参入してくる若い研究者は誰もが優秀であった。彼ら・彼女らがどう育つかそして育てるかに、JEFF の未来はかかっている。

しかし、核データは変えたくないけども将来的な核データの評価能力を維持出来なくなるのは困るというのはかなり矛盾したニーズである。レベルの差があるとしても JENDL でも同じ状況ではないだろうか。私はここに JEFF と JENDL の協力の接点があるように思っていた。核データの評価に携わる人は核物理に対する深い知識を有するだけなくその応用先での多様なニーズを理解することが必要である。そういった機会を作りながら優秀な研究者をこの分野に迎え入れ、そして直近のニーズの有無に左右されずこのコミュニティを育てていく必要性は、世界中何処であっても少なくとも日本と欧州では変わりなく有るのだ。その協力の中核に JENDL を置き、JENDL 関係者が JEFF とともに核データのコミュニティを共に育てていくことに力を注ぐことが、最終的には JENDL の未来に繋がると考える。

**2. JENDL の未来と EXFOR の重要性**

JEFF の関係者がそれに気付いているかどうかは別として、開発の自動化と見える化に未来をかけているのが JEFF である。データバンクの計算機上に構築した GitLab をベースに NDEC（Nuclear Data Evaluation Cycle）というシステムによって核データ評価後の Validation の効率化を追求しようとしている。また計算コード TALYS による評価結果の集大成である TENDL を大幅に採用する予定としている。すなわち、コミュニティの縮小を IT 技術と計算能力の向上による自動化と効率化によって乗り越える方向性で活動をしている。

評価の自動化が核データのコミュニティにとって第一優先順位を持つ課題であるとは思えないが、近年の情報技術の進歩と計算機の能力向上が核データの世界に新しい流れを作りつつあることは確かである。NSC/WPEC に将来の評価活動を見据えて EXFOR のフォーマットについて検討するグループが出来たのはその動きの一つだ。それが EXFOR を管轄する IAEA の NRDC から生まれたものではなく EXFOR のユーザーである ENDF 陣営がリードして世界的な核データの評価協力の枠組みである NSC/WPEC の中で行おうとしていることも象徴的だと思って見ていた。

EXFOR にアクセスして格納されたデータを読み出して評価に利用するのは現在でも普通に行われている通常の評価活動である。評価者のツールとしてそういったプロセスをある程度自動化していくことはすでに行われていると思うが、それがさらに進めば評価のプロセス自体が自動化されていくのではないか。その時に AI や機械学習の技術が応用されたらどうなるのだろう。評価者の思考プロセスそのものを取り入れた作業を計算機が自動的に行うようになったら評価の効率が飛躍的に向上するのではないか。その技術を取得したライブラリ陣営が世界に先駆けて現在のライブラリと同等の性能のライブラリを自動的に作る事に成功したら、世界の核データ評価の景色を完全に変え、評価者の作業内容を本質的に変えて次世代のリーダーとなるのかもしれない。専門家が手作業で精緻な分析を行うのが JENDL の強みと考えられているが、そういった新しい技術の導入でレベルの違う評価を行うことにも JENDL のもう一つの未来があるのではないだろうか。

この動きに関連し、EXFOR の重要性を忘れてはならない事を再度指摘したい。核データ測定の重要性は以前から変わらないし、評価の継続性ももちろん認識されている。その二つを繋ぐものは EXFOR である。AI 時代の核データ評価においては入力データを与える信頼度の高いデータに効率的にアクセスできること、評価用の AI システムに最新のデータを素早く与えることが大切になる。我が国はデータバンクを通じて EXFOR に貢献しているが、本稿で指摘した視点に立ってもう一度 EXFOR の現状を確認し、戦略的観点に経って EXFOR の発展に対する方針を考え確実に実行に移していくべきである。

**3. まとめ**

NEA データバンク赴任の経験から世界の核データの現状とそこから見えるもの、感じた事を纏めようと努めてみた。データバンクへの赴任であったため JEFF の様子は中から見たと胸を張って言えるが、ENDF 陣営の動向は中から見たとは言うことはできなかった。セッションに於いて ENDF 陣営に属したことのある方からのインプットがあることに期待している。

*Kenya Suyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

# [3F_PL] Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

chair: Takaaki Sakai (Univ. of Tokai)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F

## [3F_PL01] Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*Takamori Suzuki[1] (1. ATENA)

## [3F_PL02] Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*Norio Atsumi[1] (1. JANSI)

## [3F_PL03] Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co. , Inc.

*Yoshitaka Tsutsumi[1] (1. Chubu Electric Power)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

原子力発電部会セッション

# エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み

Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

## （1）安全性向上のための ATENA の取り組み

(1) Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*鈴木 孝守[1]

[1]原子力エネルギー協議会（ATENA）

### 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の後、原子力産業界は、このような事故を二度と起こさないという強い決意の下、安全性向上に資する組織による原子力事業者への支援等を通じて、規制の枠に留まらないより高い次元の安全性確保に向けた取り組みを進めているところである。

ATENA は、このような原子力産業界の自律的かつ継続的な取り組みを定着させることを目的に、2018 年 7 月に、原子力事業者、メーカー及び関係団体など 19 の法人・団体を会員として設立された。ミッションとして、「原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用しながら、原子力発電所の安全性に関する共通的な技術課題に取り組み、自主的に効果ある安全対策を立案し、事業者の現場への導入を促すことにより、原子力発電所の安全性をさらに高い水準に引き上げる」ことを目指して活動をしている。

### 2. ATENA の役割

ATENA は、共通的な技術課題の解決のため、原子力産業界の中で以下の役割を担っている。

① 原子力産業界全体で共通的な技術課題（テーマ）の解決に取組み、各事業者に効果的な安全対策の導入を要求する。

② 安全性向上という共通の目的の下、原子力産業界の代表者として、規制当局と対話する。

③ さまざまなステークホルダーと安全性向上の取組みに関するコミュニケーションを行う。

①の共通的な技術課題の検討について、ATENA は、新知見・新技術への対応をはじめとした共通的な技術課題に対し、専門性を持って、原子力発電所の効果的な安全性向上を目指し技術検討を行い、検討結果は、必要に応じ技術レポートとして取りまとめ、公開している。（https://www.atena-j.jp/report/）

さらに ATENA が立案する安全対策（技術レポート等）は、事業者の利害関係に関わらず、安全性を高める上で効果的な対策とし、一部反対する事業者がいる場合も、事業者に対策の導入を要求するとともに、事業者の対策実施状況を確認している。（https://www.atena-j.jp/safety_measure/）

②の規制当局との対話について、「デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障（CCF）への対応」や「安全な長期運転に向けた経年劣化管理」等の技術課題に対し、意見交換を実施している。（https://www.atena-j.jp/dialogue/）

### 3. まとめ

ATENA の使命は、原子力発電所の安全性を自主的かつ継続的に向上させるために、原子力産業界が一体となって取り組むようリーダーシップを発揮していくことである。ATENA は、産業界における連携を一層強化して「課題（潜在リスク）の共有～対策実施～実施状況確認」という安全性向上活動のプロセス全体を効率的に進めることを促していく。また、規制当局との間で、課題に対する認識を共有し、安全確保の方向性や、安全上の重要度、対応時期等について、より積極的かつオープンに議論し、産業界の代表者として意見を述べていく。

---

*Takamori Suzuki[1]

[1]Atomic Energy Association

2021年秋の大会

原子力発電部会セッション

# エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み

Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

## （2）安全性向上のための JANSI の取り組み

(2) Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*渥美　法雄[1]

[1]原子力安全推進協会

### 1. はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故のような外部への大量の放射性物質放出を伴う事故を二度と起こしてはならないという日本の原子力産業の総意に基づき、自主規制組織として 2012 年 11 月に原子力安全推進協会(JANSI)は設立された。

JANSI は、日本の原子力産業界における世界最高水準の安全性の追求(たゆまぬエクセレンスの追求)をミッションとして、安全性向上対策、ピアレビューなどの評価と支援の活動を展開している。

### 2. JANSI の取り組み

#### 2-1. 自主規制組織としての JANSI の歩み

現在の取り組みに至るまでの創成期の課題とそこから導かれる自主規制の目指す姿にふれ、そこで大切となる自主規制機関と事業者による協働の原則について紹介する。

#### 2-2. 自主規制実現に向けた取り組み

原子力産業界自主規制実現のために定めた JANSI 事業運営の 5 原則および中期的な計画を定めた JANSI の 10 年戦略策定の流れ・主要アクションをご紹介する。また、その礎となっている計画策定時に合わせて考察した産業界の将来ビジョンについてもお示しする。

#### 2-3. 活動状況

10 年戦略で定められた主要なアクションについて、現在の活動状況を紹介する。主なものとして、ピアレビュー、安全文化診断、運転経験(OE)情報の活用およびリーダーシップ研修があり、それらの概要、活動状況および特徴などについて触れる。

### 3. まとめ

現在までの活動を踏まえ、産業界の将来ビジョンに対する達成状況をとりまとめ、現状の総括と今後の対応についてお示しする。

今後の取り組みとして、WANO、INPO 等の世界の中の支援組織および ATENA、NRRC 等の国内の産業界支援組織と連携して活動していくことが、さらに求められていくと考えている。

これらの活動の報告を原子力学会の場で行い、さらに幅広いご意見を傾聴し、より良い活動に繋げていきたいと考えている。

---

*Norio Atsumi[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

2021年秋の大会

原子力発電部会セッション

# エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み

Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

## （3）中部電力における自主的安全性向上の取り組み

(3) Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co., Inc.

*堤 喜隆[1]

[1]中部電力株式会社

### 1. はじめに

国の中長期的なエネルギー政策の方針である「エネルギー基本計画」の見直しが、あらゆるエネルギー関連設備の「安全性」を大前提として進められている。特に原子力については、不断の安全性向上に向けて、産業界全体での自主的な取り組みが重要視されている状況である。

ここでは、中部電力におけるサイト特性に合わせた追加対策及び廃止措置プラントを活用した研究による知見の反映状況を紹介する。

### 2. 事業者が主体的に安全を向上させるための取り組み

#### 2-1. 浜岡原子力発電所の自主的安全性向上の取り組み（基本姿勢）

浜岡原子力発電所では、南海トラフの地震の発生に備え、東北地方太平洋沖地震発生以前から耐震性を高める工事など常に最新の知見を反映し自主的に安全性向上に努めてきた。

福島第一原子力発電所の事故以降も、新規制基準施行前から津波対策や重大事故等対策を自主的に進めるとともに、新規制基準を踏まえた追加対策に取り組むなど、安全対策を積み重ね、リスク低減に向けた活動を実施している。

#### 2-2. 設備・機器への知見の反映

#### 2-2-1. 耐震裕度向上工事

2005 年 1 月、原子力安全委員会（当時）において、耐震設計審査指針改訂の審議を契機として、自主的に耐震裕度向上工事（約 1,000 ガル）を実施した。

#### 2-2-2. 免震装置の採用（緊急時ガスタービン発電機建屋）

東北地方太平洋沖地震において、免震重要棟では機器等の転倒もなく、震災後の活動拠点として重要な役割を果たしたことを踏まえ、多重化された設計基準の電源設備に対して、地震に対する多様性をもたせて電源設備の信頼性を向上させるため、重大事故等対策用の緊急時ガスタービン発電機建屋に採用した。

なお、中越沖地震後に設置した緊急時対策所（新規制基準上の自主設備）にも免震構造を採用している。

#### 2-2-3. 防波壁への複合構造の適用

震災以前には、巨大津波に対する防潮堤等の標準的な設計手法はなく、東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、釜石湾口防波堤をはじめ多くの防潮堤等が津波の波力や越流に伴う基礎部の洗掘により倒壊した。

このため、防波壁には、巨大地震・津波に対して十分な安定性と耐力を保持し、さらに防波壁を大きく越流する津波に対しても津波防護機能を保持することが求められたことから、防波壁の構造には、岩盤に根入れした安定性の高い鉄筋コンクリート造の地中壁基礎の上に、鋼構造と鉄骨・鉄筋コンクリート構造からなる靭性の高いＬ型の壁部を結合する、新たな構造形式を採用した。

図 1 に防波壁（一般部）の構造概要を示す。

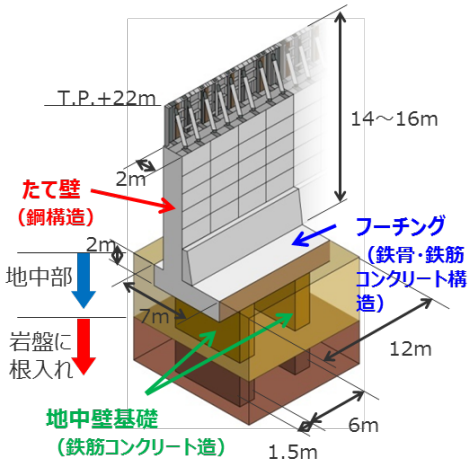



図 1　防波壁（一般部）の構造概要

**2-2-4. 浸水防止対策としてのフラップゲートの採用**

東北地方太平洋沖地震では、津波襲来時に防潮堤の開口部に設置された陸閘（りっこう）の閉止が間に合わなかったり、電源等の喪失によりゲートが閉止できずに被害が拡大した。

フラップゲートは、浸水時の浮力により自動的に作動する構造であるため、無動力かつ人為操作なしで閉止することが可能となり、取水槽溢水防止壁車両ゲート、排水用ゲート及び原子炉建屋空調開口部に採用している。

**2-2-5. 大物搬入口扉の二重化（強化扉＋水密扉）**

福島第一原子力発電所では東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、建屋の開口部から建屋内に浸水し、建屋内の電源盤等の重要機器が機能喪失した。

浜岡原子力発電所では、防波壁を越流する津波に対しても津波波圧や津波漂流物により、浸水防止機能を有する大物搬入口水密扉が破損しないように、大物搬入口水密扉の外側に耐波圧用の強化扉を設置し、強化扉、水密扉の二重化により建屋内への浸水防止機能の信頼性を向上させている。

**2-2-6. 緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水系**

緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水系は、重大事故時等において、高圧炉心スプレイ機器冷却水系又は原子炉機器冷却水系が使用不能となった場合、緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水ポンプ及び空冷式熱交換器を用いて高圧炉心スプレイポンプ、又は格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ水を格納容器下部に流し込む）として使用する余熱除去ポンプに冷却水を供給する。

**2-2-7. 緊急時海水取水系**

緊急時海水取水系は、各号炉の取水槽を結んでいる連絡トンネル水路から分岐した水路を経て、緊急時海水取水ポンプピットへ導いており、引き津波時においても、緊急時海水取水ポンプの運転に必要な海水をピット内に確保できる設計としている。

**2-3. 研究による知見の積み上げ・反映**

**2-3-1. 安全性向上のための知見**

現場を有効に活用し、現場と密接に連携して研究を進めるため、浜岡原子力発電所内に「原子力安全技術研究所」を設置（2012 年 7 月）し、原子力発電所の安全性向上や運営改善のための研究として、浜岡のフィールドを活用し、廃止措置中の 1･2 号機の実際の機器･設備の経年変化の調査などの研究に取り組んでいる。

また、将来にわたる原子力の安全利用に必要な技術を中心として、大学や研究機関などと連携して取り組むことをねらいに「公募研究」を実施している。

### 2-3-2. 津波監視システム

津波発生時の初動対応に役立てるため、沖合の観測情報をリアルタイムで監視し、襲来を予測する「津波監視システム」を開発している。DONET、GPS 波浪計を取り込んだプロトタイプを 2016 年に構築し、海洋レーダ・高感度カメラの取込み、予測手法の改良を実施している。

また、海洋レーダについて、通常 15～30 分かかる観測時間を 1 分に短縮したことで、常設では世界初の津波対応機となり、津波がどのように観測できるか検証中である。

図 2 に浜岡原子力発電所で観測する津波監視システムを示す。




図 2　津波監視システム（浜岡原子力発電所で観測）

### 2-3-3. 廃止措置プラントの活用

「原子炉圧力容器」や「原子炉建屋コンクリート」の各部から試料を採取し、原子炉の運転による材料特性変化の調査・研究を実施している。

### 2-3-4. 浜岡 1 号機の廃材を活用した研究

浜岡 1 号機の廃材（運転中はサンプル採取できない原子炉圧力容器を構成する金属や原子炉建屋コンクリート）を活用し、最新の材料分析技術を用いてデータを採取し、中性子照射脆化や高経年化コンクリートの健全性評価手法などの研究に取り組んでいる。

図 3 にコンクリートサンプルの分析例を示す。

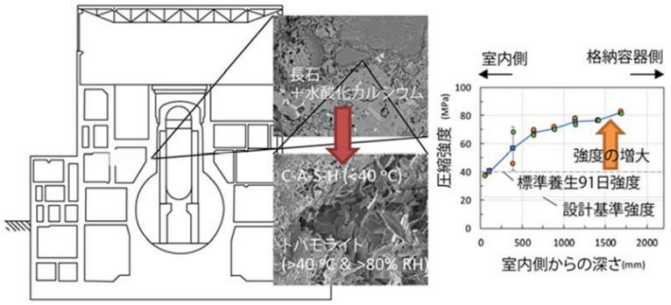



図 3　コンクリートサンプルの分析例

### 3. まとめ

浜岡原子力発電所における事業者が主体的に安全を向上させるための取り組みを紹介した。

今後も新規制基準を踏まえた追加対策、新検査制度を踏まえた安全性向上の取り組みを行うとともに、プラント再稼働後は、安全性向上評価の知見を反映した取り組みを行うなど、常に最新の知見を反映し自主的に安全性向上に努める。

*Yoshitaka Tsutsumi[1]

[1]Chubu Electric Power Co., Inc.

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

# [1G_PL] Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

chair: Kai Masuda (QST)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G

## [1G_PL01] Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy

*Taeko Matsuura[1] (1. Hokkaido Univ.)

## [1G_PL02] Renewal of the Hokkaido University Electron Linac and Status of the Pulsed Neutron Source "HUNS-2"

*Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

## [1G_PL03] Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University, HUNS

*Hirotaka Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

# 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題
Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

## 北大病院における陽子線治療の現状と治療の高精度化を目指した研究開発について

Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy

*松浦　妙子[1,2]，髙尾　聖心[1,2]，宮崎　康一[1,2]，宮本　直樹[1,2]，梅垣　菊男[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院
[2]北海道大学病院医学物理部

北海道大学病院陽子線治療センターは2014年の開設以来，最先端技術を徐々に取り入れながら，治療人数を順調に増加させてきた．陽子線照射には，腫瘍周辺の正常臓器障害を抑えることが可能なスポットスキャニング方式を採用し，これによって装置の小型化が実現した．また，体内臓器の動きを考慮して腫瘍に正確な線量を投与するために，動体追跡スポットスキャニング陽子線照射技術を用いた治療を開始させた．これは腫瘍近傍に金マーカを埋め込み，2方向からのX線透視を行ってマーカの3次元位置をモニタリングしながら，マーカが所定の領域を通過する時だけ陽子線照射を行う技術である．さらに2015年から強度変調陽子線治療(IMPT)を開始し，従来のX線治療の最先端である強度変調放射線治療(IMRT)よりも正常臓器障害を抑える治療を実現した．また同年に，浅部腫瘍を短時間で照射するためのミニリッジフィルターを開発し治療に適用した.2020年にはガントリー搭載型のコーンビームCT(CBCT)に2軸CBCT機能及び2軸四次元CBCT機能を追加することにより，撮影時間を大幅に削減し、さらに腫瘍部位の視認が困難である患者の正確な位置決めを可能にした．

一方で，北大工学研究院では，北大病院，北大医学研究院，および（株）日立製作所、筑波大学、京都大学と共同で，治療の更なる高精度化や患者および医療従事者の負担軽減を目指した研究開発を進めている．日本医療研究開発機構(AMED)に支援を受けた「超低侵襲リアルタイムアダプティブ(RA)放射線治療の実現」においては，治療日毎に変化する患者体形や腫瘍形状に適応した治療を迅速に行うためのシステム開発，陽子線特有の飛程を考慮した位置決めや照射制御技術開発，がん細胞の陽子線照射中の回復効果などの生物学的側面も考慮した治療評価技術などの開発を進めている．また，JSTに支援を受けた「超小型音響センサを用いた生物学的適応型陽子線治療」においては，陽子線照射中に飛程を患者体内でモニタリングするためのイオン音響技術の開発を進めている．

本講演では，本学の陽子線治療に用いられている最先端技術の紹介と更なる高精度化を目指した研究開発について，今後の展望も含めて述べる予定である．

---

*Taeko Matsuura[1,2], Seishin Takao[1,2], Koichi Miyazaki[1,2], Naoki Miyamoto[1,2], Kikuo Umegaki[1]

[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Division of Medical Physics, Hokkaido University Hospital

2021年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

## 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

# 北大電子線形加速器の更新とパルス中性子源「HUNS-2」の現況

Renewal of Hokkaido University electron linac and status of pulse neutron source facility, HUNS-2

*加美山 隆

北海道大学

北海道大学の瞬間強力パルス状放射線発生装置研究室では、最大加速エネルギー45 MeV のパルス状電子ビームを発生させる線型電子線加速器を、強力かつ多量の電子線・X 線・中性子線の発生を目的とし、1973 年の完成以来 45 年の長きに渡り運用してきた。この加速器は 2017 年 10 月末日の停止まで非常に安定に運転され続けており、年平均 200 日の使用日数、各年 2000～2500 時間の運転実績を保ってきた。運転中、中性子科学分野では、世界初の加速器冷中性子源開発や様々な中性子実験手法・分光器・デバイスの開発に利用され、その成果は世界中の中性子源施設に取り入れられている。しかし運転期間の長期化に伴い、加速器の老朽化、保守部品不足等、運用面での課題が生じてきたため、2017 年度から加速器を更新することとなった。

この加速器更新にあたっては、加速粒子の選択といった原点の検討に立ち戻って関係者の間で数年前から議論された。その中で、大学の研究利用上の汎用性や 2 次粒子生成時のパルス幅、安定性、運用コストといった多面的な視点から、旧加速器と同じ電子線の加速器が選択された。旧加速器は 5 MW のクライストロン 3 台により、運転終了時期で 1.1 kW の出力(加速電圧 31 MeV/ パルス幅 3 μs/ 50 pps 運転)があったが、新加速器では 7.5 MW のクライストロン 2 台により、加速電圧 32 MeV/ パルス幅 4 μs/ 100 pps 運転として 3.2 kW の出力と、旧加速器の約 3 倍の出力を計画した。これについて、加速管は 2 m 長×3 本の旧い構成から、3 m 長×2 本の構成へとレイアウトが変更されている。

旧加速器は 2017 年度 10 月末日の運用停止ぎりぎりまで運転が続けられ、最後まで安定したビームを供給し続けた。停止の翌日から旧加速器と付属装置の撤去作業が開始され、ひと月ほど撤去と新加速器の設置準備作業を実施、12 月には新加速器の設置作業が始められた。大型部材は翌 2018 年 1 月中にほぼ設置を終え、5 月までに機器間接続と配線作業、5 月 30 日に新加速器を利用した中性子発生が確認された。以降、加速器の調整とエージング、施設内の出力増強対応作業等を実施、同年 9 月の北海道胆振東部地震でこの更新作業外であった電子ビーム誘導部で真空保持に問題が生じたものの、10 月中旬に施設の変更申請が通って正式運用が承認されるといったスピードで加速器の更新を行うことができた。なお地震被害については 2020 年 9 月までに復旧工事を終え、現在は加速器本体から電子ビーム出口まで安定した状態にある。2019 年 10 月以降は機器のエージングを繰り返しながらも、同年 12 月 19 日には 3.0 kW (32 MeV×94 μA、100 pps) のほぼフルパワーでの安定利用運転に成功し、現在は初期トラブルを克服しつつ実験に供している。

現在、北大電子線加速器の主な利用法は光核反応を利用した中性子の生成となっており、加速器更新後、中性子施設として HUNS-2 (Hokkaido University Neutron Sources -2)と呼称されている。HUNS-2 では、冷中性子源(15 K メタン減速材)、熱中性子源(室温ポリエチレン減速材)、高速中性子源(減速材無し)と構成の異なる 3 種類の中性子源を用意しており、幅広いエネルギー領域の中性子を実験の要請に合わせて利用することが可能である。これら線源体系は、加速器更新の出力増強に合わせて、中性子線源周りの遮蔽の増強やターゲット冷却性能の向上、ターゲット配置の改良といった機能強化を行った。中性子ビームライン上には固定された実験装置は無く、実験者の必要に応じて測定体系の設置が可能という高い自由度を持つことも特長で、中性子小角散乱、中性子分光イメージング、中性子ソフトエラー試験といった応用研究が進められている。

* Takashi Kamiyama

Hokkaido Univ.

2021年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

## 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

# 北大電子線形加速器駆動パルス中性子源「HUNS」の最近の利用研究

Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University, HUNS

*佐藤 博隆

北海道大学

北海道大学大学院工学研究院の電子線形加速器（北大 LINAC）[1]は、初代の加速器が 1973 年に完成し、その後約 45 年間に渡り様々な電子線・X 線・中性子線利用研究が行われてきた。電子線形加速器は 2018 年に 2 代目に更新され、加速エネルギー32 MeV・平均電流 100 μA（最大）・パルス幅 4 μs・繰り返し周期 100 pps（最大）・出力 3.2 kW（最大）の性能を持ち、順調に利用運転に供されている。現在の主な利用目的は中性子ビーム利用で、meV 冷中性子源・数十 meV 熱中性子源・MeV 高速中性子源の 3 種類の特徴的な中性子源が利用できる小規模中性子実験施設 HUNS（Hokkaido University Neutron Sources）[1,2]として利用されている。中性子源から 6 m の位置で $10^4$ n/cm$^2$/s のオーダーの中性子が照射できることや、パルス中性子の飛行時間（TOF）法を利用したエネルギー分析型中性子実験が可能なことなどが特徴である。

HUNS の歴史は長く（第 50 回日本原子力学会賞「歴史構築賞」受賞）、初代加速器時代は、世界中の加速器駆動中性子源施設に採用された様々な加速器駆動パルス冷中性子源の開発研究（世界初の加速器駆動冷中性子源の構築も含む）や、多層膜ミラーや磁気レンズといった中性子輸送光学素子の開発研究、TOF 分析型中性子イメージング検出器の開発研究、LAM（Large Analyzer Mirror）型逆転配置型中性子準弾性散乱分光器や回転楕円体スーパーミラーを利用した小型集束型中性子小角散乱装置「mfSANS」の開発研究といった、様々な中性子工学研究が数多く展開されてきた。このような中性子工学研究は近年も継続しているが、最近はさらに中性子応用研究の実施数が増えてきていることが特徴である。

例えばパルス冷中性子源ビームラインでは、HUNS で開発された小型中性子小中角散乱装置「iANS（intermediate-Angle Neutron Scattering）」[3]を利用した物質のナノ構造解析が行われ、鉄鋼・軽金属・磁性材料・建築材料・食品のナノマテリアルサイエンス・産学連携・農工連携研究が大沼正人教授グループにより推進されている。パルス熱中性子源ビームラインでは、結合型ブロードパルス源と非結合型ショートパルス源を使い分け、パルス中性子 TOF 法を利用したエネルギー分析型中性子イメージング実験を行っている[4,5]。この技術は HUNS で生まれたもので、今は J-PARC でも利用されているが、HUNS での利用実験も活発である。産学連携で鉄鋼材料やリチウムイオンバッテリー、国際連携・文理融合でダマスカス鋼ナイフなどの研究を行っている。高速中性子源ビームラインでは直径 30 cm ほどの 3 本のマルチビームラインを構築し、大型の情報通信ネットワーク装置に関して、宇宙線中性子起因ソフトエラーの対策研究を産学連携で行っている[6]。当日はこれら最近の HUNS の中性子利用研究について紹介する。

[1] https://www.eng.hokudai.ac.jp/labo/QBMA/LINAC/

[2] M. Furusaka, H. Sato, T. Kamiyama, M. Ohnuma and Y. Kiyanagi, Phys. Procedia **60** (2014) 167.

[3] T. Ishida, M. Ohnuma, B. S. Seong and M. Furusaka, ISIJ Int. **57** (2017) 1831.

[4] https://www.eng.hokudai.ac.jp/labo/QBMA/Bragg-edge/

[5] T. Kamiyama, N. Miyamoto, S. Tomioka and T. Kozaki, Nucl. Instrum. Methods A **605** (2009) 91.

[6] H. Iwashita, H. Sato, K. Arai, T. Kotanigawa, K. Kino, T. Kamiyama, F. Hiraga, K. Koda, M. Furusaka and Y. Kiyanagi, IEEE Trans. Nucl. Sci. **64** (2017) 689.

*Hirotaka Sato

Hokkaido Univ.

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

# [2G_PL] For continuous application of PRA to future

Suggestions from Research committee of Risk application and reseach trend in future

chair: Yu Maruyama (JAEA)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room G

## [2G_PL01] Report on ASRAM2020

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

## [2G_PL02] Report on PSAM15

*Jang Sunghyon[1] (1. UTokyo)

## [2G_PL03] Suggestions from Research Committee (1)

*Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City Univ.)

## [2G_PL04] Suggestions from Research Committee (2)

*Takuro Tobo[1] (1. TOSHIBA ESS)

## [2G_PL05] Status of domestic research bodies' activities (1)

*Hitoshi Tamaki[1] (1. JAEA)

## [2G_PL06] Status of domestic research bodies' activities (2)

*Hiroshi Ujita[1] (1. AdvanceSoft)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

リスク部会セッション

# 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

## -リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## （1）ASRAM2020 の動向報告

(1) Report on ASRAM2020

*成宮　祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

### 1. はじめに

リスク評価・管理に関するアジアシンポジウム(ASRAM：Asian Symposium on Risk Assessment and Management)は、中国、韓国、日本、そしてアジアの原子力新興国からの参加者を得たアジア地域のシンポジウムである。ASRAM2020 は、オンライン開催であったが 127 名の参加を得て議論が展開された。3 か国の原子力にかかる状況は異なるが、原子力安全向上のためにリスク情報活用、PRA 手法の高度化に向けた研究、実適用の活動について、研究発表がなされた。本稿では、その研究発表からアジア地域における最近の PRA の取り組み動向を分析する。

### 2. ASRAM の概観

#### 2-1. 経緯

2017 年に横浜（ASRAM2017)、2018 年に中国厦門（ASRAM2018)、2019 年に韓国慶州（ASRAM2019）と毎年開催を重ねてきており、2020 年は二巡目として、日本で開催することが ASRAM2019 にて決定された。国内では、原子力学会が主催となり担当部会がリスク部会となった。当初は会議場での開催を予定していたが、COVID-19 の感染拡大から、オンライン開催に変更した。

#### 2-2. 会議の概要

会期は、2020 年 11 月 30 日、12 月 1 日、2 日の 2 日半で、Webex による Webinar とした。参加者は総数 127 名となり、国別の内訳は、日本 78 名、韓国 36 名、中国 10 名、タイ 3 名であった。学生セッションを設けたので学生参加者は 26 名にも及んだ。

論文発表は 49 件で、うち学生セッションは 7 件であった。内訳は、日本 21 件（うち学生 5 件)、韓国 18 件（うち学生 1 件)、中国 7 件（うち学生 1 件)、タイ 3 件であった。また招待講演が 1 件、キーノート講演が 3 件、行われた。

#### 2-3. プログラム

(1)　招待講演

第一日目（11 月 30 日）の午前に、リテラジャパンの西澤氏から「科学者・技術者のためのリスクコミュニケーション」と題した招待講演があった。これは我が国のリスク情報活用においてリスクコミュニケーションの重要性が増していることからお願いした。数字を並べて説明するよりもイメージを伝えることが重要である、との意見は我が国におけるリスクコミュニケーションの発展に重要なことであった。

(2)　キーノート講演

第二日目（12 月 1 日）の午前に 3 件の講演が行われた。いずれもリスク情報活用に関した講演であった。

・JAEA 高田毅士氏「New Initiative of Risk-informed Applications in JAEA」

・韓国 KAERI Joon-Eon Yang 氏「A Way toward RIDM: Korean Experiences and Future Plan」

・中国 Nuclear Power Engineering Company　Deng 氏「Some Practices and Considerations in Risk-informed application in China」

日中韓とも PRA 手法開発を経てその成果を活用する時代に入っていることがうかがえる。

表１　ASRAM2020　プログラム

| Day | Time | Room1 | Room2 | Room3 |
|---|---|---|---|---|
| Nov.30 (Mon.) | 09:00~09:30 | Opening Remark | | |
| | 09:30~10:15 | Invited Lecture | | |
| | 10:15~10:30 | Break | | |
| | 10:30~12:00 | Advanced PRA Technologies 1 | Severe Accidents | Emergency Preparedness & Response and Resilience |
| | 12:00~13:00 | Lunch | | |
| | 13:00~15:00 | Advanced PRA Technologies 2 | Risk Assessment for External Events | Risk Management and Risk-informed Decision Making |
| | 15:00~15:15 | Break | | |
| | 15:15~16:45 | Advanced PRA Technologies 3 | Offsite Consequence Analysis | Risk Assessment for Nuclear Fuel Facilities & Risk Communication |
| Dec.1 (Tue.) | 09:15~10:00 | Keynote Lecture 1 | | |
| | 10:00~10:45 | Keynote Lecture 2 | | |
| | 10:45~11:00 | Break | | |
| | 11:00~11:45 | Keynote Lecture 3 | | |
| | 11:45~13:00 | Lunch | | |
| | 13:00~14:50 | Student Session 1 | | |
| | 14:50~15:00 | Break | | |
| | 15:00~16:50 | Student Session 2 | | |
| Dec.2 (Wed.) | 09:00~11:00 | Risk Assessment for Internal Events | PRA Applications and Insights | Human Reliability Analysis & Human and Organizational Factors |
| | 11:00~11:10 | Break | | |
| | 11:10~12:00 | Closing Remark | | |

(3)　一般セッション

第一日目の午前、午後と第三日目（最終日）の午前に３つのバーチャルルームに分かれて並行セッションで、合計 12 のセッションが行われた。セッションテーマは、改良 PRA 技術、RIDM、SA（シビアアクシデント)、内的事象、外的事象、人間信頼性解析などで、各テーマの主な発表論文の特徴は次のとおりである。

・改良 PRA 技術 : 新しい方法の開発にかかる発表がなされた。L2PRA と L3PRA のデータインターフェイス開発、連続マルコフ過程モンテカルロ・ベイジアンネットワークを用いたマルチサイト/ユニットリスク評価法の開発、連続マルコフ過程モンテカルロ法と簡易プラント応答評価モデルを使い、SFP（使用済み燃料プール）を含む 2 ユニットシステムについて、環境変化による影響を考慮したリスク評価に関する発表、サロゲートモデルを用いた計算負荷低減手法に関する研究、ユニットの状態（単独ユニット事故、両ユニット事故、両ユニット健全）における支配的な起因事象の可視化手法に関するマルチユニット PRA 研究などが発表された。

・シビアアクシデントに関しては、SA 時の事前水張り戦略の効果・不確かさ評価や、ISLOCA（インターフェイス冷却材喪失事故）時の環境影響抑制のための SA 対策案の定量的な比較評価といった実務への活用に有効な研究が発表された。
・外的事象に関しては、地震 PRA における人前信頼性解析、サイバーテロのリスク評価、自然条件を考慮した FLEX（Diverse and Flexible Coping Strategies, 多様性かつ柔軟性を有する影響緩和戦略）の効果、などが発表された。
・エネルギーレジリエンスに関する発表、デジタル I&C（計装制御）のリスク評価として人的過誤も含めた STPA（System-theoretic process analysis）に関する発表があった。
・RIDM（リスク情報を活用した意思決定）に関しては、PRA からの情報を積極的に実務に活用する研究が紹介された。より合理的な方法を模索している研究として、RISMC (Risk Informed Safety Margin Characterization、PRA と BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) を融合したもの)と PRA との比較研究が発表された。

(4)　学生セッション

発表のテーマとしては、事故時のオフサイト活動にかかる研究評価が 3 件、外的事象のリスク評価が 2 件、停止中プラントの PRA における人的過誤の影響評価が 1 件、再処理施設リスク評価が 1 件、と多様であった。

オフサイト関係では、支援センターの能力向上・拡大に向けた対策提言を、活動のバランス,ハードと手順の適切な組み合わせから SA（シビアアクシデント）管理能力向上につながる研究、オフサイトからの人的支援が格納容器破損確率低下に寄与することから外部支援の様々なアプローチのモデル改善を示した研究、そして 3 つ目は、地震発生時の原子力発電所の緊急時対応の性能向上を目的とし、地震動の位相特性、振幅、遅延時間により，局所的な地震動の分類を示した研究であった。

外的事象に関しては、地震事象と火山活動の組み合わせについてモンテカルロシミュレーションを用いた DQFM(Direct Quantification of Fault Tree using Monte Carlo Simulation)により、様々な故障シナリオの不確実さへの対応を可能にした研究、2 つ目は、地震 PRA における部分相関に関する研究であった。

PWR の停止時 PRA における POS5（前半のミッドループ運転）の成功基準の解析結果から、停止時リスクとマルチユニットリスクの両方において、ヒューマンファクターが重要であることを示した研究、使用済燃料再処理施設に確率論的リスク評価と決定論的安全評価の組み合わせた合理的なアプローチを行った研究発表があった。

**3. ASRAM2020 の発表傾向**

日中韓の 3 か国においては、PRA の手法開発、実務適用がこの 20 年あまりで進んでおり、ASRAM2020 においても、従来手法の実プラント適用に留まる発表ではなく、今後の課題解決を目指した研究が目立った。マルチユニット PRA のための手法の改良、決定論的手法との組み合わせ、発電炉以外の原子力施設のリスク評価などに及んでいる。サイトに複数のプラントが設置されている韓国ではマルチユニット PRA が、多くの新規プラントが運転を開始している中国では新しい方法論の開発、外的事象によるリスクが支配的な日本では地震 PRA の改良など、各国の事情も反映されている傾向がみられた。

**4.おわりに**

初めての WEB 会議で質疑が活発とは残念ながら言えなかったが、最新のアプローチの研究が多く、将来に向けたリスク評価手法の高度化、リスク情報活用の拡大に期待が持てた。ASRAM は前身の日韓 PSA ワークショップの精神を受け継いで、新規の挑戦的な研究、若手の研究を歓迎する国際会議に育っている。2021 年 10 月 24 日～27 日に、オンラインによる ASRAM2021 が中国主催で開催される。多くの参加者が集い活発な意見交換が行われることを期待したい。

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

2021年秋の大会

リスク部会セッション

# 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために
# -リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk Application and research trend in future -

## （2）PSAM15 の動向報告

(2) Report on PSAM15

*張　承賢
東京大学

本稿では､2020 年 11 月 2−5 日に開催した第 15 回目 Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM15)における確率論的リスク評価分野の研究動向について紹介する。

**キーワード：**Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)、最新の研究動向

### 1. PSAM15-ESREL2020 の概要

Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)は確率論的リスク評価分野において 30 年にわたる長い歴史を持ち、最大の規模を誇る学会であり、2 年ごとに開かれる。

今回の PSAM は第 15 回目として、2020 年 11 月 2−5 日イタリアベニスでの開催予定でしたが、Covid-19 による感染拡大のためオンライン開催になった。PSAM は、8 年ごとに欧州で開催されるが、欧州での開催になる場合は、ESREL（European Safety and Reliability Conference）と共同開催の形になる。今回は 4 度目の ESREL との共催になった。そのため正式な名称は ESREL2020 PSAM15 であった。ESREL と共同開催になる場合は、原子力分野のみならず、船舶、鉄道、石油など他産業分野における確率論的リスク評価に関連する研究の紹介が多くなる特徴がある。

今回の PSAM では、55 のトピック、31 の応用分野から計 728 件の論文の投稿があった。前回の PSAM14 では 39 のトピックから論文投稿があったことに比較すると、より多くの分野からの研究発表があったことが確認できる。

また 10 のプレナリーレクチャー、5 つのパネルセッション、11 のスペシャルセッションが開かれ、オンライン開催のため世界中の 20 を超えるタイムゾーンから 763 名が参加した。

### 2. PSAM15 のプログラム構成

#### 2-1 プレナリーレクチャーおよびスペシャルセッション

プレナリーレクチャーでは、Covid-19 や New normal 時代の社会リスクマネジメントや、船舶、石油・ガス産業プロジェクトにおけるリスクマネジメント、Industry 4.0 や 5G システム、Machin Learning など多様な分野におけるリスク評価及びマネジメントについて紹介があった。プレナリーレクチャーのテーマは次の通りである。

- Hybrid Threats and Disaster Risk Management: Changing Paradigm in Security
- Risk Mitigation - A Shared Responsibility in the 5G Ecosystem
- Living Out Zero Harm Under the New Normal
- Decision Programming for Optimizing Multi-Stage Decision Problems under Uncertainty
- People, Infrastructure, Stakeholders: Sustainable Risk Mitigation in Power Grids
- Risk management in the Covid-19 era
- Realtime Damage Decision Support System for ship recovery

- Maintenance in an Industry 4.0 World Transforming Maintenance through Data Science
- Industrial risk management in oil and gas construction and drilling project - Saipem experience
- Overcoming Regulatory Barriers to the Application of Machine Learning in Safety and Security Critical Applications

また、11 のスペシャルセッションでは、人間信頼性評価、原子力システムの受動的安全系の信頼性といった原子力関連のテーマや、AI、機械学習、ベイジアンネットワーク関連技術のリスクマネジメント分野における活用などのテーマが扱われた。スペシャルセッションのテーマを以下に示す。

- Reinforcement Learning For Industry 4.0
- Advanced Diagnosis and Prognosis in Bio-medical Engineering
- Human Reliability Analysis today: data and other challenges
- Text Mining applied to Risk Analysis, Maintenance and Safety
- Reliability of Passive Systems in Nuclear Power Plants Perspectives and Challenges
- Human Performance in Resilience, Risk and Safety Assessments
- Natural Language Processing, Knowledge Graphs and Ontologies
- Artificial Intelligence for Maintenance Decision Support
- Bayesian Network Modeling for Risk Assessment in the Oil&Gas Industry
- Fault-Tolerant and Attack-Resilient Cyber-Physical Systems
- Life Cycle-Based Resilience Assessment and Management of Structural and Infrastructural Assets

**2-2. 原子力分野における研究動向**

原子力分野に関するテーマとして、発表件数が多かったのは、Human Factor and Human Reliability（29 件）、Dynamic Reliability/Risk Assessment（24 件）、Nuclear Industry（21 件）、Risk-Based Decision Making（19 件）等であり、External Hazards Risk Assessment（9 件）、Computational Reliability/Risk Assessment（8 件）に関連する発表も多く見られた。一方、近年リスク分野の学会で発表が多かった Multi-Unit（Multi-source を含む）リスク評価関連の研究は、6 件と少ない状況であった。

また、Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety（19 件）というセッションでは、機械学習や深層学習技術を用いた比較的に新しいテーマの研究発表が多かったのも特徴であった。原子力分野のセッション名を以下に示す。

- Human Factors and Human Reliability（発表論文数:29件）
- Dynamic Reliability / Risk Assessment（24件）
- Nuclear Industry（21件）
- Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety（19件）
- Risk-Based Decision Making（19件）
- External Hazards Risk Assessment（9件）
- Computational Reliability/Risk Assessment（8件）
- Risk Informed Applications （5件）
- Multi-Unit Nuclear Plant PSA（4件）
- Site Level Multi-unit Multi-Source Risk Assessment（2件）

今回の PSAM では Human Reliability、Dynamic Risk Assessment Risk-Based Decision といった最近注目される研究分野の発表が多く見られた。前回の PSAM14 ではスペシャルセッションで扱われるほど、近年注目される研究分野である Multi-unit リスク評価については、論文発表件数は少なかったものの、アメリカ、フラン

ス、韓国など多様な国からの最新の研究成果が報告された。また Machine Learning、Deep Learning の様な最新技術の活用も紹介されるなど、関連技術の原子力分野での発展を期待できる

**3. PSAM16 について**

次回の PSAM16 は 2022 年 6 月 26 日から 7 月 1 日の間、米国ハワイホノルルで開催する予定である。また ESREL2021 は、2021 年 9 月 19 日から 23 日の間フランスの Angers の開催予定である。

---

*Sunghyon Jang
The University of Tokyo

2021年秋の大会

2G_PL03,04 は同予稿

リスク部会セッション

# 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

*牟田　仁[1]，*當房　拓朗[2]
[1]東京都市大学，[2]東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，重要な活動の一つとして，「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている．確率論的リスク評価（PRA）は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり，1990 年代以降，評価手法の研究が行われ，更にはアクシデントマネジメント，新しい原子力安全規制の考え方，リスク情報を活用した検査に適用されてきた．

PRA による知見の実務への応用には，適切なデータやパラメータの設定，目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築，不確かさの評価等，幅広い科学・技術分野の知識が必要であり，多くの研究者，技術者がこれらを共有している必要がある．また，最新知見を適時に評価・応用し，得られた情報を PRA の研究・開発．実務を行う主体で共有することは，効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる．

以上の観点に鑑み，現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること，並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし，令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した．

本委員会では，検討領域をレベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域），レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析），レベル２および３PRA の３つのグループに分類し，議論を進めた．特にレベル１PRA は，近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析（HRA），従属故障，動的解析等を重要トピックとして取り扱い，その他の領域とは別個に取り扱った．この結果，各分野の現状の認識から，①今後の展開と提言，②人材育成方針の２つの観点から提言をまとめた．

### 1. PRA の各分野の今後の展開と提言

#### 1-1. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）に関する提言

内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の技術は，一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別して PRA が分類されているものの，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して，評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては，技術的にほとんど成熟していると考えられる．

また，資源に乏しい我が国では，資源を有効活用する観点で，原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して，燃料として加工し，もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり，潜在的なリスク（公衆や環境への影響の頻度と大きさ）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが，再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発も重要である．

国内外での内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した．しかしながら，リスク情報活用の拡充のためには，安全目標の議論が未完，未制定である現状では活用の道筋が見えていない．

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる．

レベル１～３の各区分で PRA 評価がなされてきたが，このような区分を取り払って，STEP1：何が起こるのか，STEP2：どう対策するか，STEP3：どう活かしていくか，の 3 段階で PRA 評価が実施されることが重要である．例えば，地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し，お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである．また，リスク情報の設計への活用の観点からは，リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである．

**1-2. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言**

人間信頼性解析の分野では，現状の解析評価技術の拡張，データ収集或いはデータベース構築，簡易手法の開発，外部事象への適用といった課題がある．福島第一，福島第二，女川，東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから，人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい．IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国での FLEX の有効性を示した例もあり，日本においても，Phased Approach など緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し，緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが，評価の枠組みは依然課題が多い．

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり，安全目標の議論に資する PRA モデルの開発が求められる．また，リスク情報活用の観点から，マルチユニット，マルチサイトのリスク評価のニーズは何か，リスク情報活用として評価をどのように活かすか，評価することのメリットは何か，といった議論も必要である．リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで，産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる．外的事象（特に地震）のマルチユニット，マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては，相関のモデル化が重要となるため，地盤や建物，構築物に係る土木建築系の専門家，及び機器，設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる．

共通原因故障（CCF）に関しては，実機プラントからの CCF データ拡充は殆ど見込めないため，実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である．但し，検証データが少ないことから，詳細評価を狙うよりも，保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える．また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが，合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう．

動的 PRA の課題としては，過大な計算コスト，成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充，及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える．計算コストの低減には，より革新的な動的 PRA 手法開発，もしくは，合理的な簡素化 PRA モデル開発が重要になると考える．国内外において動的 PRA 手法開発が精力的に行われているにも関わらず，実機適用が思うように進まない背景には，計算コストへの強い懸念があると推測される．現在の PRA はより多くの SSC を取り込む事で詳細化の一途を辿っており，リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある．そのため，数万ケースの解析を流す必要のある CMMC のような手法を高度化するだけでは，実用に足る評価ツールの構築は困難と考える．一方，PRA モデル自体を合理的に簡素化することで 1 ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は，計算コスト低減に有効であると考える．しかしながら，PRA モデルを簡素化する際には，動的 PRA の評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える．

**1-3. レベル２及び３PRA に関する提言**

軽水炉のレベル２PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される．OECD/NEA の下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ，溶融燃料のリロケーションモデル，ヨウ素化学挙動モデル，また，格納容器へ影響を与える MCCI や水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている．さらに１Ｆ事故のような長期間の事故を解析する場合，一旦沈着，沈降した FP が再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが，現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない．このため今後検討を進める分野であると考えられる．

軽水炉を対象としたレベル３PRA 研究では，大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが，近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない．このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である．また，複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ，そのような場合の避難時間推計の結果をレベル３PRA に反映させる方法など，検討すべき課題が残っている．健康影響評価についても同様，近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある．

高速炉を対象としたレベル２PRA 研究では，ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている．しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない．このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる．また，国際協力による効率的な研究開発を通じて，試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である．炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である．

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では，より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究，多目的利用に向けた研究，リスク情報の活用に係る研究等が重要である．具体的には，異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法，水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法，及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類，防護措置範囲の適正化手法の研究である．

核燃料施設を対象としたレベル２PRA 研究では，すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが，リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある．特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では，高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気に依存する．このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化は進めるべき研究の一つと考える．

## 2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため，各委員の知見や調査結果をもとに，PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた．

### 2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては，属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある．新人エンジニアの育成では，ポイントを押さえた講習が有効である．原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では，深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し，実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として，教育内容に含めることが重要である．リスク情報活用の観点では，意思決定のための情報とプロセスを文章化し，実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である．

### 2-2. レベル１PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析，従属故障，故障データ，動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる．人間信頼性解析（HRA）に関しては，プラント，PRA，ヒューマンファクターの 3 つの知識をバランスよく習得する必要がある．このような人材は不足していることから，HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し，若手研究者の参画を促すこと，大学での講義・研究を促進すること，HRA の原子力以外への他分野展開を促進し，研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある．マルチユニットに関しては，今後主流となるテーマであり，多数の人材がこの分野に入ってくることが望ましい．安全目標等の社会性の議論もあり，社会系を専門とする人材の参加も求められる．従属故障（内的事象）に関しては，現状採用されている米国モデルが成熟しており，開発に携る人材育成は不要と考える．CCF モデルに関しては，不断の検証努力が粛々と必要で，場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る．従属故障（外的事象）に関しては，主要な外的事象（地震・津波）を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され，外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える．一方，外的事象 PRA には，リスク評価

に係る知識以外に，構造力学系の専門知識が必要となる．そのため，HRA 同様に，専門家へのキャリアパスの提示が重要である．故障データ分析に関しては，統計の専門家を継続的に育成する必要がある．動的解析（動的 PRA）に関しては，静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて，動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要があり，あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく，各分野の専門家が集まり，議論できる環境も重要である．

**2-3.レベル２及びレベル３ PRA に関する人材育成方針**

レベル２及びレベル３PRA に関しては，物理・化学等の現象解析の部分があることから，大学での教育・育成に期待する．また，シビアアクシデント研究においては，個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある．加えて，レベル１及びレベル２，レベル２及びレベル３と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である．我が国においては，高速炉及び高温ガス炉はともに，研究開発段階であり，安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である．このため，大学での講義を通じて，両炉の認知度の向上や基礎知識の習得，公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える．

**2-4. 若手技術者からの提言**

若手技術者が，PRA 評価を習得するためには，大きく３つの習得が必要であると考える．１つ目は，プラント・現象に対する理解である．評価対象のプラントと機器，設備に生じる現象を正しく把握することで，リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる．２つ目は，PRA 技術の習得である．PRA の概念や決定論との違い，PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる．３つ目は，PRA 評価ツールの習得である．PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる．

上記１つ目のプラント・現象に対する理解は，様々な図書を参考にすることで，習得可能と考えられる．２つ目の PRA 技術の習得は，現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない．練習問題等を含む教科書を広く公開，共有することで，若手技術者だけではなく，学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える．３つ目の PRA 評価ツールの習得は，各社において OJT 等で行われているものと想像されるが，早期の人材育成の観点では，学会が中心となり，若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで，効率的な人材育成が可能となると考えられる．

---

*Hitoshi Muta [1] and *Takuro Tobo[2]

[1]Tokyo City Univ., [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2021年秋の大会

2G_PL03,04 は同予稿

リスク部会セッション

# 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

*牟田　仁[1]，*當房　拓朗[2]
[1]東京都市大学，[2]東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，重要な活動の一つとして，「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている．確率論的リスク評価（PRA）は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり，1990 年代以降，評価手法の研究が行われ，更にはアクシデントマネジメント，新しい原子力安全規制の考え方，リスク情報を活用した検査に適用されてきた．

PRA による知見の実務への応用には，適切なデータやパラメータの設定，目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築，不確かさの評価等，幅広い科学・技術分野の知識が必要であり，多くの研究者，技術者がこれらを共有している必要がある．また，最新知見を適時に評価・応用し，得られた情報を PRA の研究・開発．実務を行う主体で共有することは，効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる．

以上の観点に鑑み，現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること，並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし，令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した．

本委員会では，検討領域をレベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域），レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析），レベル２および３PRA の３つのグループに分類し，議論を進めた．特にレベル１PRA は，近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析（HRA），従属故障，動的解析等を重要トピックとして取り扱い，その他の領域とは別個に取り扱った．この結果，各分野の現状の認識から，①今後の展開と提言，②人材育成方針の２つの観点から提言をまとめた．

### 1. PRA の各分野の今後の展開と提言

#### 1-1. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）に関する提言

内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の技術は，一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別して PRA が分類されているものの，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して，評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては，技術的にほとんど成熟していると考えられる．

また，資源に乏しい我が国では，資源を有効活用する観点で，原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して，燃料として加工し，もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり，潜在的なリスク（公衆や環境への影響の頻度と大きさ）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが，再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発も重要である．

国内外での内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した．しかしながら，リスク情報活用の拡充のためには，安全目標の議論が未完，未制定である現状では活用の道筋が見えていない．

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる．

レベル１～３の各区分で PRA 評価がなされてきたが，このような区分を取り払って，STEP1：何が起こるのか，STEP2：どう対策するか，STEP3：どう活かしていくか，の 3 段階で PRA 評価が実施されることが重要である．例えば，地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し，お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである．また，リスク情報の設計への活用の観点からは，リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである．

**1-2. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言**

人間信頼性解析の分野では，現状の解析評価技術の拡張，データ収集或いはデータベース構築，簡易手法の開発，外部事象への適用といった課題がある．福島第一，福島第二，女川，東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから，人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい．IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国での FLEX の有効性を示した例もあり，日本においても，Phased Approach など緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し，緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが，評価の枠組みは依然課題が多い．

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり，安全目標の議論に資する PRA モデルの開発が求められる．また，リスク情報活用の観点から，マルチユニット，マルチサイトのリスク評価のニーズは何か，リスク情報活用として評価をどのように活かすか，評価することのメリットは何か，といった議論も必要である．リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで，産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる．外的事象（特に地震）のマルチユニット，マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては，相関のモデル化が重要となるため，地盤や建物，構築物に係る土木建築系の専門家，及び機器，設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる．

共通原因故障（CCF）に関しては，実機プラントからの CCF データ拡充は殆ど見込めないため，実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である．但し，検証データが少ないことから，詳細評価を狙うよりも，保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える．また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが，合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう．

動的 PRA の課題としては，過大な計算コスト，成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充，及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える．計算コストの低減には，より革新的な動的 PRA 手法開発，もしくは，合理的な簡素化 PRA モデル開発が重要になると考える．国内外において動的 PRA 手法開発が精力的に行われているにも関わらず，実機適用が思うように進まない背景には，計算コストへの強い懸念があると推測される．現在の PRA はより多くの SSC を取り込む事で詳細化の一途を辿っており，リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある．そのため，数万ケースの解析を流す必要のある CMMC のような手法を高度化するだけでは，実用に足る評価ツールの構築は困難と考える．一方，PRA モデル自体を合理的に簡素化することで 1 ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は，計算コスト低減に有効であると考える．しかしながら，PRA モデルを簡素化する際には，動的 PRA の評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える．

**1-3. レベル２及び３PRA に関する提言**

軽水炉のレベル２PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される．OECD/NEA の下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ，溶融燃料のリロケーションモデル，ヨウ素化学挙動モデル，また，格納容器へ影響を与える MCCI や水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている．さらに１Ｆ事故のような長期間の事故を解析する場合，一旦沈着，沈降した FP が再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが，現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない．このため今後検討を進める分野であると考えられる．

軽水炉を対象としたレベル３PRA 研究では，大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが，近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない．このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である．また，複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ，そのような場合の避難時間推計の結果をレベル３PRA に反映させる方法など，検討すべき課題が残っている．健康影響評価についても同様，近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある．

高速炉を対象としたレベル２PRA 研究では，ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている．しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない．このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる．また，国際協力による効率的な研究開発を通じて，試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である．炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である．

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では，より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究，多目的利用に向けた研究，リスク情報の活用に係る研究等が重要である．具体的には，異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法，水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法，及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類，防護措置範囲の適正化手法の研究である．

核燃料施設を対象としたレベル２PRA 研究では，すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが，リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある．特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では，高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気に依存する．このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化は進めるべき研究の一つと考える．

## 2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため，各委員の知見や調査結果をもとに，PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた．

### 2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては，属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある．新人エンジニアの育成では，ポイントを押さえた講習が有効である．原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では，深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し，実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として，教育内容に含めることが重要である．リスク情報活用の観点では，意思決定のための情報とプロセスを文章化し，実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である．

### 2-2. レベル１PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析，従属故障，故障データ，動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる．人間信頼性解析（HRA）に関しては，プラント，PRA，ヒューマンファクターの 3 つの知識をバランスよく習得する必要がある．このような人材は不足していることから，HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し，若手研究者の参画を促すこと，大学での講義・研究を促進すること，HRA の原子力以外への他分野展開を促進し，研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある．マルチユニットに関しては，今後主流となるテーマであり，多数の人材がこの分野に入ってくることが望ましい．安全目標等の社会性の議論もあり，社会系を専門とする人材の参加も求められる．従属故障（内的事象）に関しては，現状採用されている米国モデルが成熟しており，開発に携る人材育成は不要と考える．CCF モデルに関しては，不断の検証努力が粛々と必要で，場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る．従属故障（外的事象）に関しては，主要な外的事象（地震・津波）を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され，外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える．一方，外的事象 PRA には，リスク評価

に係る知識以外に，構造力学系の専門知識が必要となる．そのため，HRA 同様に，専門家へのキャリアパスの提示が重要である．故障データ分析に関しては，統計の専門家を継続的に育成する必要がある．動的解析（動的 PRA）に関しては，静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて，動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要があり，あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく，各分野の専門家が集まり，議論できる環境も重要である．

**2-3.レベル２及びレベル３ PRA に関する人材育成方針**

レベル２及びレベル３PRA に関しては，物理・化学等の現象解析の部分があることから，大学での教育・育成に期待する．また，シビアアクシデント研究においては，個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある．加えて，レベル１及びレベル２，レベル２及びレベル３と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である．我が国においては，高速炉及び高温ガス炉はともに，研究開発段階であり，安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である．このため，大学での講義を通じて，両炉の認知度の向上や基礎知識の習得，公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える．

**2-4. 若手技術者からの提言**

若手技術者が，PRA 評価を習得するためには，大きく３つの習得が必要であると考える．１つ目は，プラント・現象に対する理解である．評価対象のプラントと機器，設備に生じる現象を正しく把握することで，リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる．２つ目は，PRA 技術の習得である．PRA の概念や決定論との違い，PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる．３つ目は，PRA 評価ツールの習得である．PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる．

上記１つ目のプラント・現象に対する理解は，様々な図書を参考にすることで，習得可能と考えられる．２つ目の PRA 技術の習得は，現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない．練習問題等を含む教科書を広く公開，共有することで，若手技術者だけではなく，学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える．３つ目の PRA 評価ツールの習得は，各社において OJT 等で行われているものと想像されるが，早期の人材育成の観点では，学会が中心となり，若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで，効率的な人材育成が可能となると考えられる．

---

*Hitoshi Muta [1] and *Takuro Tobo[2]

[1]Tokyo City Univ., [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2021年秋の大会

リスク部会セッション

# 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 国内研究機関の研究動向 (1)

Status of domestic research bodies' activities (1)

*玉置　等史[1]
[1]日本原子力研究開発機構

### 1. 諸言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRA による知見の実務への応用には、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、本研究専門委員会では、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を整理した。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル２及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べる。

### 2. 各分野における研究動向

#### 2-1. 軽水炉を対象としたレベル 2PRA

軽水炉の事故時ソースタームの評価では、原子炉容器内熱水力、燃料挙動、また、損傷した燃料からの FP 放出、さらには放出された FP が環境に至るまでの移行挙動等の解析を行う。これら現象は解析モデル化され、例えば米国の MELCOR 等、シビアアクシデント総合解析コードに反映されており、一通りの一貫した解析が可能となっている。一方で溶融燃料とコンクリートとの相互作用（MCCI）や水素爆発などそれぞれの現象を詳細に解析するためのコード開発も行われ、これらは評価の目的に応じて選択、もしくは組み合わせて利用されている。

近年の研究開発状況は、原子力学会シビアアクシデント熱流動現象評価やレベル 2 標準などから得ることができるが、ここではこれら活動の中から特徴的な例を取り上げて記載する。

1) 溶融燃料のリロケーション

福島第一原子力発電所(1F)の事故を経験し、溶融燃料の流出経路やその途中での固化により冷却水（もしくは蒸気）の流路面積の減少や閉塞により燃料損傷挙動に影響が出ることが想定されている。従来の溶融モデルより詳細な金属の固体から液体、液体から固体の相変化を模擬できる解析コードの検討及びそのコードのシビアアクシデント解析コードへの取込みが行われている。

2) FP やヨウ素の化学変化

燃料から放出された FP の化学変化は、シビアアクシデント総合解析コードでは平衡モデルを使う場合が多い。しかしながら、比較的低温となる格納容器内では、速い反応や遅い反応が混在することから反応速度に基づき解析する必要がある。これを実現するため実験や文献から反応速度データを取得し解析コー

ドへの反映が行われている。

3) 格納容器との相互作用

水素爆発や水蒸気爆発、また、格納容器への高圧溶融物放出や格納容器内におけるデブリの冷却性などそれぞれの現象の解析の試みは行われている。これら現象と格納容器との相互作用については格納容器イベントツリー解析に必要な情報となる。

### 2-2. 軽水炉を対象としたレベル 3PRA

1F 事故でオフサイトでの事故影響が現実となったことでレベル 3PRA の重要性が一段と増している。ここでは、1F 事故の経験に加えて、その後の国際的な最新知見も踏まえながら、レベル 3PRA の評価ステップに応じて研究開発の近況を記載する。なお、全体的な方向に係る項目として、近年原子力防災においてもオールハザードアプローチが強調されており、他の自然災害や人為災害での経験を踏まえつつ、資機材や対応の枠組みを共有して効率的な防災体制の構築が国際的に進められているところである。

1) 大気拡散・沈着解析

大気拡散・沈着解析においては、すでに、ガウスプルームモデル、パフモデル及び粒子法という方法が用いられ、1990 年代の初めに国際間でのレベル 3PRA コードの国際間比較計算が行われてきた。我が国においてもレベル 3PRA コード OSCAAR の開発を進め現在公開に至っている。

2) 被ばく線量評価

被ばく線量評価においては、1F 事故後の経験として、原子力学会のレベル 3PRA 標準にも記載されているように、いくつかの被ばく経路が新しく検討すべき項目として列挙されている。

3) 防護対策による被ばく低減解析

防護対策による被ばく低減解析については、1F 事故後、いくつかの措置についてモデルの開発および改良が進められている。除染については従来、我が国の住環境等に適用した研究が存在していなかったが、1F 事故の経験を踏まえてモデルの開発が進められている。また、屋内退避についても従来、欧米の研究に基づいて低減効果が評価されてきたが、近年の日本家屋における換気率を考慮した新しいモデルの開発が進められている。

4) 影響評価

健康影響評価については、原爆被爆者の寿命調査集団の死亡状況に関する最新報告（2012 年の第 14 報）が出版されており、その結果に基づいて定期的な見直しが期待される。また、経済影響については、原子力学会のレベル 3PRA 標準において、(i) 放射線による健康影響の費用、(ii) 線量を低減するための防護対策の費用、そして（iii）放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失を対象として取り扱っている。これらのうち特に（ii）については、1F 事故後の経験を基に、除染費用、長期的な人々の移動に関する費用等防護措置費用に関する評価モデルの開発が行われている。

### 2-3. 高速炉を対象としたレベル 2PRA

高速炉を対象としたレベル 2PRA のために、主に日本、米国、フランスで炉心溶融後の現象解析のためのデータ取得が行われてきた。高速炉では燃料要素の違いにより事象推移が変わるため、これらのデータの取得は盛んにおこなわれ解析モデル化を進めている。燃料再配置挙動やデブリ/冷却材相互作用に関してはスケール効果やデータ取得領域の問題から今後もデータ取得を継続する。

### 2-4. 高温ガス炉を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA

高温ガス炉のレベル 2 及びレベル 3PRA に関して、軽水炉と共通する領域（大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響評価など）については、軽水炉の評価手法（評価手順や評価ツール）を使用可能である。しかしながら高温ガス炉の特徴的な事象（被覆燃料粒子からの FP 放出及び沈着 FP の水侵入時の離脱現象）については試験データの不足から援用及び保守的な仮定に基づいて行われた経緯がある。

### 2-5. 核燃料施設を対象としたレベル 2PRA

核燃料施設、特に再処理施設では火災、爆発、臨界など様々な事故による FP 放出が想定される。想定される事象に対し、核物質量、事象により影響を受ける割合、事象によりエアロゾル化する割合、エアロゾル化したもののうち肺に取り込まれ得る割合、環境へ漏洩する割合といった 5 つの要素の積算で表す 5 因子法を用いて簡易的にソースタームを得ることが可能である。これら現状は再処理部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究 WG 報告書や核燃施設を対象としたリスク評価標準にその詳細が記載されている。

## 3. 結言

本研究専門委員会では、レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を調査し、整理を行なってきた。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル２及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べており、今後の課題となる点の指摘を行なっている。

現状、新型炉や核燃料サイクル施設は研究開発段階或いは実用化段階にあるが、実運用への移行に際し軽水炉と同様なリスク情報の活用に基づく規制や運用が求められていくと考えられる。このため、ここで述べたような研究動向や課題を踏まえ今後の研究開発が行われることを期待する。

---

*Hitoshi Tamaki [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年秋の大会

リスク部会セッション

# 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 国内研究機関の研究動向 (2)

Status of domestic research bodies' activities (2)

*氏田　博士[1]
[1]環境安全学研究所

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRA による知見の実務への応用には、対象システムの深い理解に基づき、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。また、最新知見を適時に評価・応用し、得られた情報を PRA の研究・開発者と実務を行う主体で共有することは、効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

本稿では、同研究専門委員会で整理した国内の研究機関での PRA の研究動向のうち、レベル 1PRA にかかるものをまとめる。

### 1. レベル 1PRA にかかる研究の現状認識

レベル 1PRA の技術は、評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては、技術的にほとんど成熟している。しかしながら、PRA の結果等のリスク情報や知見を原子力安全規制や原子力プラントの運用に活用していくためには、より適切な PRA モデルの開発、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析が今後の研究開発要素であると考えられる。

このためには、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。

以下、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べる。

### 2. レベル 1PRA にかかる研究開発の動向

#### 2-1. 人間信頼性解析

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題があると考えられる。

運転員の判断や操作等のタスクを見る THERP 等の第 1 世代、状況（コンテクスト、これまでの経緯や周囲の環境条件等）を見る ATHEANA 等の第 2 世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第 2 世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法も開発されている。しかし、人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)や状況(コンテクスト、これまでの経緯

や周囲の環境条件等)の依存性が、人間行動の成否を決定つけることが認識されてきており、タスク分析手法の確立が課題であり、これとリンクする形でのデータ収集も重要である、との指摘がある。

また、これまでの適用範囲（内的事象）に加えて、外的事象等（地震、津波、火災、マルチユニット PRA（MUPRA)、デジタル中央制御室（MCR））への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進んでいる。

今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。

**2-2. 従属故障の扱い**

(1) 内的事象

内的事象に関しては共通原因故障(CCF)確率の推定に関するデータに課題がある。特に、冗長系の機器数が増えると複数同時故障回数の実データが少なくなり、CCF 発生確率評価時の不確かさが増加する。これを解決するためのシミュレーションによる CCF 発生確率の定量化研究が散見される。シミュレーション技術の向上は、実機からの故障データ拡充が期待できない CCF 分野においては、実データ（故障データ）不足を補完できる可能性を有する。また、機器の個性（設計・製造過程や使用環境の相違）をある程度考慮した非対称機器の CCF の取り扱いが可能な、より詳細な CCF モデル化手法も検討されている。

デジタル I&C 及び動的 PRA 向けの CCF モデル開発、マルチユニット PRA 向けのユニット間 CCF モデル開発等の研究も行われている。マルチユニット PRA 向けの CCF に関しては、ユニット内 CCF（Intra-Unit CCF）モデルの考え方を拡張する評価手法が電中研より提案されており、試評価による実機適用性検討等の課題は残るものの、評価モデルの基礎は確立されている。

電中研ロードマップ(2019/2)に、「国内 CCF 事象の収集・分析」「CCF パラメータ推定手法の構築」「サポート系起因事象の CCF モデル化手法構築」の 3 項目が実施事項として記載されており、各々電中研より研究成果が公開されている。 Staggered 試験の数学的妥当性検証研究（電中研）のような理論研究や、実データ（故障データ）等による検証研究を粛々と継続していく必要があると考える。

(2) 外的事象

外的事象、特に地震 PRA では、複数の機器が同時に地震動を受けて故障する事象（共通原因故障）を考慮する必要があるが、機器間の応答相関や耐力相関を、相関係数等を用いて評価する手法は既に整備されており、レベル 1PRA までの手法的な研究課題は概ね解決済みと考えられる。近年、入力地震動の応答係数の改善及び機器フラジリティ評価における建屋非線形応答特性の考慮の観点でのフラジリティ手法高度化研究、簡便な評価方法に代わる応答相関計算方法の研究、DQFM（Direct Quantification of Fault Tree Using the Monte Carlo Simulation）法への実装に適した相関係数導出法の研究、耐震機器と免震機器の併用時の機器間周期相関性の研究等、手法高度化や、より複雑な場合に対応できるように手法を拡張する研究等が精力的に行われている。

**2-3. 故障データ**

機器の信頼性データに関連して、デジタル機器、静的機器、可搬設備などの信頼性データの論文発表がなされている。これらは使用できるデータが少数であることが課題であるが、データ分析手法としては従来から用いられているベイズ更新を用いており、手法自体の研究発表事例はない。論文分析結果からは、データに関して研究開発によるブレークスルーが必要な状況ではない。各種機器のデータ収集の継続が望まれる。

**2-4. マルチユニット・動的解析**

近年、各機関にてマルチユニット、マルチサイトのリスク評価に関する研究が活発に実施されている。技術的な研究としてユニット間の相関のモデル化に関するものが多い一方、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価におけるリスク指標や安全目標、リスク情報活用といったリスク評価の方向性に関係するテーマ

の研究も活発に行われている。マルチユニット、マルチサイトのリスク評価手法は、検討の途上であるため課題が多い。特に、外的事象（地震）の PRA における相関性のモデル化については、大きなテーマとなっている。

また、シングルユニットのリスク評価モデルと比較して、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルは大規模になるため、合理的なモデルの構築が重要である。実用的なマルチユニット、マルチサイトのリスク評価の実現のために、安全目標の議論への利用だけでなく、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価のご利益は何か、といったリスク評価の方向性に係る議論も重要である。

動的解析或いは PRA の研究に関しては、現状、米国アイダホ国立研究所（INL）の RAVEN（Risk Analysis Virtual ENvironment）コードに代表される種々の動的 PRA コードが世界で開発されているものの、残る動的 PRA の主要な研究課題は以下の 3 つに集約されるものと考えられる。

- 過大な計算コストへの対応
- 環境に依存した機能喪失確率評価式の拡充
- 連続関数で評価できる人間信頼性解析手法の開発

## 3. まとめ

研究専門委員会での議論より、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。この方針に従い、本稿では、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べた。

また、資源に乏しい我が国では、資源を有効活用する観点で、原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して、燃料として加工し、もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり、潜在的なリスク（公衆や環境への影響の大きさとその頻度）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが、再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発についても重要であると考えられ、今後の研究開発が望まれる。

*Hiroshi Ujita [1]

[1]Institute for Environmental and Safety Studies

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

# [3G_PL] Utilization of virtual space in nuclear field

chair: Yoshio Suzuki (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G

## [3G_PL01] Introduction of the virtual reactor workshop

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

## [3G_PL02] Latest trends in severe accident analysis code SAMPSON

*Masao Chaki[1] (1. IAE)

## [3G_PL03] V&V for degital twin

*Seiichi Koshizuka[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力における仮想空間の活用
Utilization of the virtual space in a nuclear field

## （1）バーチャル原子炉実習の紹介

(1) Introduction of the Virtual Reactor Workshop

*若林　源一郎
近畿大学

### 1. はじめに

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は熱出力 1 ワットの教育訓練用原子炉であり、原子力を専門とする学生だけでなく、理科教員を対象とした研修会や、国内外の技術者等の研修にも広く活用されている。このうち学生実習については、参加学生の旅費を継続的に確保する仕組みがなく、希望する学生が確実に実習に参加できないため、学生を送り出す大学側も実習を単位化できないことが長年の課題となっていた。さらに近年、原子力規制の強化によって施設への立入人数が厳しく制限されるようになり、原子炉の教育利用の機会が制限されつつあった。そこでこれらの問題を克服するため、TV 会議システムを活用した原子炉遠隔実習システムの整備を計画した。令和元年度の文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業に提案したところ幸いにも採択されたので、早速整備を開始したところ、同年度末から新型コロナウィルスの感染拡大が始まり、図らずもオンライン実習が大活躍することになった。

### 2. 原子炉遠隔実習システム

原子炉の制御コンソールから、制御棒位置や核計装の検出器出力等、実習に必要な運転パラメータ信号を取り出し、LabVIEW を用いて PC 上に表示するバーチャルコンソール（VC）を製作した（図 1）。この画面を TV 会議システムの画面共有機能を使って遠隔地の PC と共有する。当初の計画では、近畿大学での実習に参加した学生のフォローアップとして、遠隔地の教室に集まった学生に対して現地で教員が VC 画面を見せながら実習指導をすることを想定していたが、新型コロナウィルス感染拡大のため、実習全体をオンライン開催することになり、参加者は自宅から各自の PC で参加する形式となった。そのため VC 画面だけでなく、原子炉の各所に設置した複数のカメラからの実況映像も交え、原子炉制御室から実習指導を行った。これまでに学生実習、理科教員対象の研修会、オンライン原子炉見学会を行った。

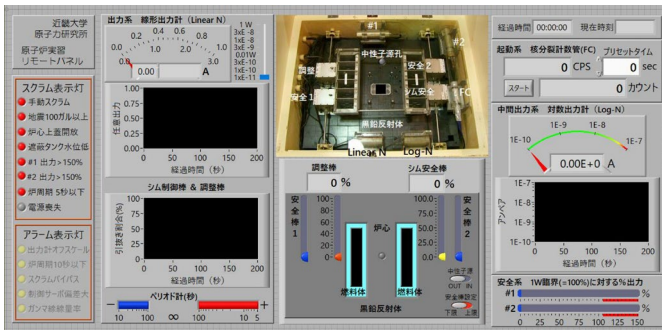


図 1　バーチャルコンソールの画面

### 3. おわりに

実物の原子炉施設における経験を遠隔実習で完全に代替することはできないが、従来からの課題を解決する手段としてはコロナウィルス終息後も活用できるのではないかと考えている。また、限られたマシンタイムの中で原子炉実習を効率的に提供したり、参加学生の教育効果を高めるために遠隔実習を活用できる可能性もある。今後もコロナ禍における代替実習だけでなく、その後を見据えて活用法を考えていきたい。

**謝辞**

VC の構築及びオンライン研修会の実施に当たっては、摂南大学名誉教授の山本淳治先生にご指導、ご尽力いただきました。ここに感謝申し上げます。

*Genichiro Wakabayashi
Kindai Univ.

2021年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力における仮想空間の活用

Utilization of the virtual space in a nuclear field

## （2）過酷事故解析コード SAMPSON の最新動向

(2) Latest trends in severe accident analysis code, SAMPSON

*茶木 雅夫[1]，木野 千晶[1]，手塚 健一[1]

[1]エネ総研

### 1. はじめに

過酷事故時の原子力発電所内の詳細な状況の把握は事前、事後ともに一般に困難である。一方で、解析技術を活用し、過酷事故時の状況を出来るだけ詳細に仮想空間的に可視化することで事故防止や事故進展緩和、事故時のマネージメントに役立つ可能性がある。本報では過酷事故解析コード SAMPSON の最新動向を中心に今後の展望について紹介する。

### 2. 安全解析の概要と SAMPSON の位置づけ

原子力発電所の安全解析では燃料集合体の限界出力予測のための液膜、液滴といったミクロスケールの詳細解析がある一方で、RELAP や TRAC といった過渡事象や設計基準事故の解析用の空間スケールの大きいシステムコードもある。過酷事故時は燃料や圧力容器、さらに格納容器の破損等も想定する必要があり、MAAP, MELCOR といったコードが代表的である。SAMPSON は後者の過酷事故解析コードに属する。原子力技術の導入経緯から安全解析全般で米国由来のコードが多い中、SAMPSON は数少ない国産コードである。

### 2-1. SAMPSON の開発経緯と特長

1993 年から通商産業省（当時）の委託事業「IMPACT」として 10 年計画で開発された。その後も福島第一原子力発電所の事故進展、デブリ分布把握を目的とした国プロ等で高度化され、現在も開発を継続中である。SAMPSON は原子力施設内の過酷事故事象を、他の解析コードに比べ、可能な限り物理現象を正確に解析可能とすることを目指して開発されたコードである。また、空間分解能的にも詳細な解析が可能である。国産コードであるため、ソースコードへのアクセスが容易で、海外の過酷事故解析コードと比較して、コードの改良が容易という利点を有する。

### 2-2. SAMPSON の最近の解析事例

エネ総研は OECD/NEA プロジェクト ARC-F（福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析）に参画中である。SAMPSON は ARC-F の前身プロジェクトである BSAF プロジェクト[1]の結果を受けて物理モデル・解析安定性・速度・使いやすさを改良し続けており、現在は SAMPSON2.0 を用いて 1F 事故解析を実施している。その結果[2]の一例を図 1 に示す。

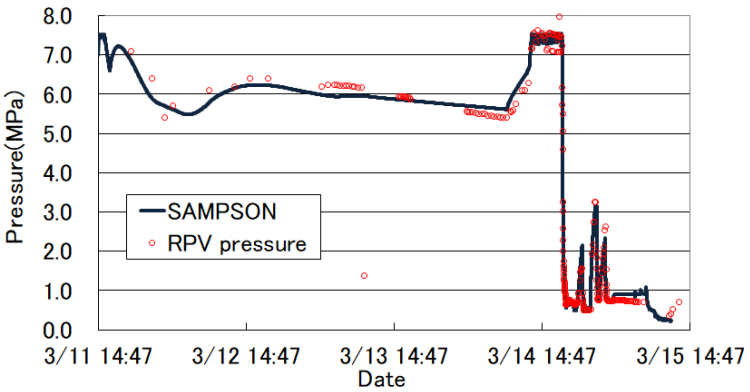
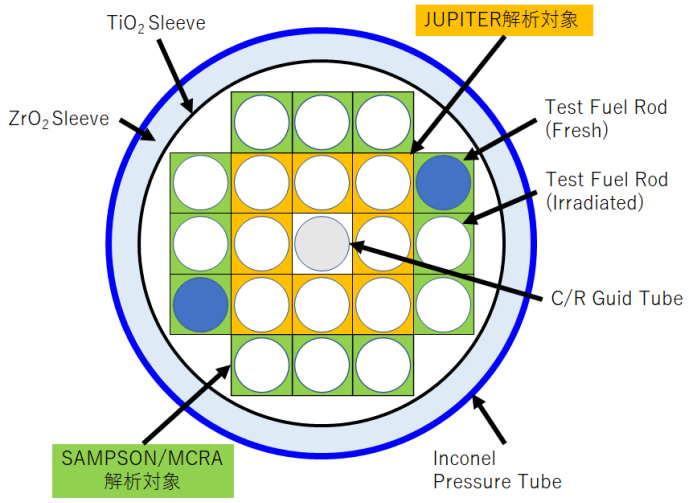



Fig.1 SAMPSON による 1F2 解析結果

また、JAEA で開発された燃料集合体内を詳細に解析可能なコード（JUPITER）[3]との連成解析技術を開発している。図 2 に SAMPSON/JUPITER 連成解析を Phebus 試験[4]解析に適用した例を示す。JUPITER による燃料集合体内の詳細な解析結果を反映しつつ、炉心を含む RPV/PCV/建屋全体を SAMPSON で解析することで、従来は困難であった炉心内の溶融進展を、4 次元空間(3 次元空間+時間)で可視化することも可能となる。



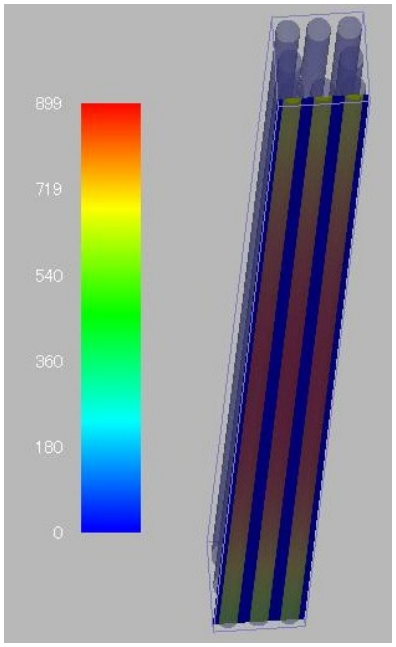




**Fig.2 (a) Phebus 試験体系と SAMPSON/JUPITER 解析対象**　**Fig.2 (b) JUPITER で評価された燃料棒温度**

### 3. SAMPSON の今後の開発方針

上述の通り、SAMPSON は過酷事故解析コードとしての詳細解析・メッシュの細分化や CFD も含めた連成解析等により更に長所を伸ばすことが可能である。一方で、SAMPSON は多額の公的資金を使って開発してきた経緯があり、広く、多くの方に公益目的で利用される形で普及を進める必要があり、内部で使用されている計算手法・相関式も幅広く、合理的な開発が重要である。そこで、2021 年 3 月より国内有識者で構成される委員により客観的で透明性のあるレビューを受けつつ最先端知見を積極的に導入するため、SAMPSON 開発運用普及委員会を立ち上げた。

SAMPSON のようなシステムコードの開発には様々な機関との連携も重要である。上記委員会等を通じてエネ総研は引き続き SAMPSON の開発を積極的に継続していく予定である。

[1] OECD/NEA, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase1 Summary Report, NEA/CSNI/R (2015)18, (2016).
[2] 手塚 健一, その他 2 名,日本原子力学会 2021 年春の年会, 1A04, (2021).
[3] S. Yamashita, et al., “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors”, *Nucl. Eng. and Design*, vol. 322, pp. 301-312, (2017).
[4] Jacquemain D., Burdon S., Bramaeker A., et al., FPT1 Final Report (Final Version), IRSN/DRS/SEA/PEPF report SEA1/100, IP/00/479, (2000).

*Masao Chaki[1], Chiaki Kino[1] and Kenichi Tezuka[1]
[1]The Institute of Applied Energy

2021年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力における仮想空間の活用
Utilization of the virtual space in a nuclear field

## （3）デジタルツインにおける V&V

(3) V&V for Digital Twins

*越塚 誠一
東京大学

### 1. Society5.0 におけるデジタルツインの位置づけ

Society5.0 とは、日本政府の第５期科学技術基本計画において提唱された我が国が目指すべき未来社会の姿であり、サイバー空間（仮想空間）とフィジカル空間（現実空間）を高度に融合させたシステムにより、経済発展と社会的課題の解決を両立させる人間中心の社会である[1]。

Society5.0 では現実であるフィジカル空間のデータに基づいてコンピュータの中のサイバー空間にモデルを構築し、サイバー空間でのシミュレーションを通じてフィジカル空間に新たな価値をもたらす。こうしたシステムをサイバー・フィジカル・システム(CPS)あるいはデジタルツインと呼ぶ。ドイツ政府の提唱するインダストリー4.0 においても、ものづくりを主な対象としてサイバー・フィジカル・システム(CPS)あるいはデジタルツインの導入が展望されている[2]。

科学技術振興機構の報告書[3]に記載されているものづくりにおけるデジタルツインに、V&V を描き加えたものを図１に示す。様々な工学分野における現実の製品は、研究開発、設計、製造、保守という過程を経て利用される。こうしたそれぞれの過程に対応してサイバー空間にモデルを構築する。フィジカル空間にそっくりのモデルをサイバー空間に作り上げるため、デジタルツイン（デジタルの双子）と呼ばれる。デジタルツインが構築されると、サイバー空間におけるシミュレーションによって、フィジカル空間の製品の挙動を予測することができるようになる。特に、工学製品を製造した後の保守の過程においてもサイバー空間にモデルを構築することが想定されており、保守に関する様々なデータを、センサーを用いて計測してサイバー空間に取り込むことにより、高度な保守を実現することが目指されている。工学製品は顧客によって様々な使い方があり得るので、Society5.0 における人間中心の考え方に対応するためには、保守に対してもデジタルツインを構築するというところが重要である。

原子力発電所においては、これまで設計において様々な事故解析が行われ、安全な原子力発電所が建設されてきた。デジタルツインの考え方を導入すれば、従来の設計の過程における事故解析だけでなく、運転開始後においてもプラントのシミュレーションが行われるとともに、プラントの現状に関する計測データがそこに活用されることが考えられる。そして、トラブルが発生した場合に、計測データからトラブルの原因を予測したり、考えられる対応策の実施前にシミュレーションを行ってその影響を事前に検討したり、さらには対応策そのものが提案されるようにまでなれば理想的なデジタルツインが構築できたと言えるであろう。

### 2. デジタルツインにおける V&V の役割

デジタルツインが有効に機能するためには、サイバー空間に構築されたモデルがフィジカル空間の現実を適切に表現できていなければならない。すなわち、サイバー空間でのシミュレーション結果の信頼性が確保されていなければならない。V&V（Verification and Validation, 検証と妥当性確認）は、シミュレーションの信頼性を高めるための方法論である[4]。Verification（検証）はシミュレーション結果がモデルの正しい結果となっているかを定量的に確認することであり、Validation（妥当性確認）はモデルが現実を正しく表しているかを定量的に確認することである。特に Validation は現実の挙動とシミュレーションの結果を突き合わせる作業であり、これを地道に繰り返すことでモデルの信頼性を高めることができると考える。

*Seiichi Koshizuka
The Univ. of Tokyo

工学シミュレーションに対する V&V の標準的な手順は、技術規格として日本原子力学会[5]、米国機械学会[6]等において作成されている。こうした規格では、構造計算、熱流動計算、核計算などシミュレーションに関わる広い分野に共通して適用することができる基本的な考え方が示されている。

米国機械学会からは 2018 年に医療分野の V&V の規格が発刊された[7]。そこでは意思決定と V&V の関係が記載されている。モデルの影響と意思決定の重要性をそれぞれ 3 段階で評価してマトリックスを作成し、モデルのリスクを導出する。同様な手順は NASA の規格[8]にも記載されいる（ただし 5 段階評価）。たとえば、モデルの影響が大きく、かつ意思決定の重要性が大きい場合は、リスクが最大になる。この導出されたリスクから、V&V をどこまで慎重に行うべきかが決定される。リスクが最大の場合には、不確かさの統計量の定量化まで行わなければならないとされている。反対の視点からは次のように言うこともできる。V&V によって得られるのはシミュレーション結果の持つ不確かさである。不確かさとはリスクであるから、品質マネジメントの観点からは、意思決定にはシミュレーション結果だけでなく V&V によって得られる不確かさも考慮しなければならない。このように、最近の V&V の規格では意思決定と V&V の関係が記述される傾向が見られる。原子力分野におけるグレーデッドアプローチの考え方と対応していると考えられる。

**参考文献**

[1] https://www8.cao.go.jp/cstp/society5_0/
[2] 岩本晃一, "インダストリー4.0 ドイツ第 4 次産業革命が与えるインパクト", B&T ブックス (2015).
[3] 科学技術振興機構, "戦略プロポーザル 革新的デジタルツイン ～ものづくりの未来を担う複合現象モデリングとその先進設計・製造基盤技術確立～", CRDS-FY2017-SP-01 (2017).
[4] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証と V&V", 丸善出版 (2013).
[5] 日本原子力学会, "シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン" AESJ-SC-A008:2015 (2015).
[6] American Society of Mechanical Engineers, "Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics," ASME V&V 10-2006 (2006).
[7] American Society of Mechanical Engineers, "Assessing Credibility of Computational Modeling Through Verification and Validation: Application to Medical Devices," ASME V&V 40-2018 (2018).
[8] National Aeronautics and Space Administration, "Standard for Models and Simulations," NASA-STD-8009A (2016).

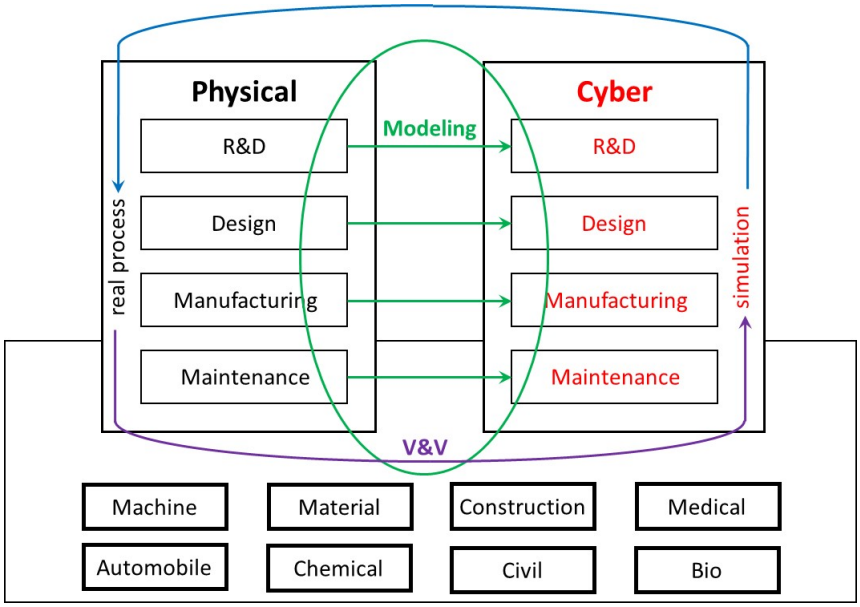



図１　ものづくりのためのデジタルツインにおけるモデリングと V&V の関係

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

# [3H_PL] Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

chair: Yuki Sato (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*Shiro Takahira[1] (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*Tatsuo Torii[1] (1. Fukushima Univ.)

[3H_PL03] Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*Hideo Hirayama[1] (1. KEK)

[3H_PL04] Discussion

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （1）福島第一における放射線計測・遮蔽に関する現状と今後の課題

(1) Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*高平　史郎[1]，鈴木　尋斗[1]，鈴木　純一[1]，向田　直樹[1]，林田　敏幸[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

**1. はじめに**

福島第一原子力発電所事故により、燃料棒の中に閉じ込めていた放射性物質が拡散し、構内外の放射線環境が変化した。放射線防護を確実なものとしつつ廃炉作業を着実に進めるため、新たな技術を導入しながら放射線管理を遂行してきた。ここでは、これまで行ってきた取り組みや課題について報告する。

**2. これまでの主な取り組み**

(1) ストロンチウム分析の迅速化

従来、ストロンチウムの分析に前処理から計測完了まで 24 日ほどを要し、時間短縮が課題となっていた。このため、福島大学で研究が進められていた ICP-MS（Inductively coupled plasma - mass spectrometry：誘導結合プラズマ質量分析）を用いた分析法を取り入れ迅速化を図った（約 24 日→約 30 分）。これにより，汚染水の漏えい検知の判断を早めることに成功し、汚染管理の品質向上を達成した。

(2) 放射線源の位置把握の精度向上

被ばく低減を図る上で放射線源の位置を把握することは最も重要なプロセスである。従来、線量率から放射線源を推定し、線量低減対策を決定していたが、放射線源が表面上に存在するか否かで対策が異なる。Cs-137 等の主要線源の光電ピークとコンプトン散乱の割合を計測することで、放射線源の位置推測の精度を高めることができ、主に 3 号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減に活用してきた。

(3) 汚染水漏えいの検知性の向上

福島第一構内の排水路を流れる水中には、事故時に飛散したフォールアウト由来のセシウムが告示濃度未満で含まれている。一方、汚染水にはストロンチウムが含まれており、汚染水の漏えい検知にはストロンチウムのモニタリングが有効である。日本原子力研究開発機構が開発した弁別型の PSF（Plastic Scintillation Fiber）を導入することで、排水路からサンプリングして分析せずともストロンチウム濃度を検知することに成功し、汚染管理の品質向上を達成した。

**3. 今後の課題**

今後，ALPS 処理水の海洋放出や燃料デブリの取り出し作業の本格化等により、把握すべき放射性物質の種類が増えていくと想定するとともに、作業現場の作業環境の変化を適切に把握し、放射線管理の方法も柔軟に変化させ、周辺地域に放射線影響を与えないことは勿論のこと、構内で働く作業員の放射線防護に関しても、引き続き確実なものとする必要がある。

特に、万全を期さなければならないのが、燃料デブリ取り出しに向けた準備であり、アルファ線を放出する放射性物質を内部取り込みさせないための管理方法をはじめ，万が一内部取り込みした場合の措置として、体内に取り込んだ量を調査するためのバイオアッセイ技術や肺モニタ等の導入を進めていく。また、アルファ線を放出する放射性物質を内部取り込みした際の線量評価手法の確立についても、社外機関の協力を得ながら確立させていく。

---

* Shiro Takahira[1], Hiroto Suzuki[1], Junichi Suzuki[1], Naoki Mukaida[1], Toshiyuki Hayashida[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2021年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （2）1F 事故後に開発・適用された放射線の計測・マッピング技術

(2) Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*鳥居 建男[1,2]，眞田 幸尚[2]，佐藤 優樹[2]

[1]福島大学 環境放射能研究所，[2]原子力機構 廃炉環境国際共同研究センター

### 1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故後、10 年が経過した。事故により、1F 建物やサイト内だけでなく、環境中にも広く放射性物質が拡散沈着した。事故発生直後より、放射線源の空間分布を直感的に把握できる放射線源の可視化への要求が高まり、環境中における放射線分布のマッピングやガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。

本稿では、事故後に開発され運用されてきた放射線分布の計測技術について紹介するとともに、今後の展望について述べる。

### 2. 線源分布の測定解析技術

#### 2-1. 環境中の放射線計測マッピング技術

事故直後より、有人のヘリコプターだけでなく、無人ヘリ、ドローンなどの遠隔機器がモニタリングに活用されている。これらのデータは、広範囲に拡散した放射性物質の影響を迅速に知ることができ、さまざまな防護対策等に活用されてきた。特に地理情報システム（GIS）と組み合わせることにより、汚染分布とその推移の把握や除染技術への利用など、有効的に適用されてきた。さらに、これらのデータは事故後 10 年間にビックデータとして蓄積されており、その解析により分布状況や変化傾向が明らかになりつつある。これらのデータをもとに住民の生活行動パターンを想定した詳細な被ばく評価が可能となりつつある。

#### 2-2. ガンマカメラによる放射線分布の可視化技術

放射線源の空間分布を直感的に把握するための放射線可視化技術への要求から、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。線源分布の測定といっても、原子炉建屋内の高線量率エリアから環境中の比較的低線量率エリアのホットスポットの検出までそのダイナミックレンジは大きく、対象となる計測エリアの大きさ、３次元的な幾何形状、線源分布も様々である。現在利用されているガンマカメラにはピンホールカメラ型とコンプトンカメラ型に大別されるが、それぞれの特長を生かして、環境中だけでなく、1F 現場でもその利用や開発研究が行われている。特に、1F 原子炉建屋内などでは放射線源が３次元的な広がりを持っていること、また構造物や瓦礫などの障害物が多数あるため、従来の２次元的な放射線源分布の把握には限界がある。このため、①多点計測により異なる視野角からの線源分布画像を逆解析して求めたり、②光学画像や測域センシング技術等の他の計測技術により求めた環境情報と組み合わせることにより線源分布を推定する手法が試みられている。

### 3. 今後の展望

上述のように、事故後、放射線計測技術は他分野の技術と組み合わされることにより、広く拡散した放射性物質の影響範囲の理解と除染や廃炉作業への適用が試みられている。今後、これらの技術が ICT や AI 技術の適用により、得られる情報が少ない中からより多くの情報を得るための研究が加速されると考えられる。加えて、廃炉作業の進展とともに、燃料デブリ起因のα核種等をはじめ放射性セシウム以外の核種の迅速な分布計測により、現場作業者の放射線防護や廃炉作業の進展に貢献できる技術の開発研究が期待される。

---

*Tatsuo Torii[1,2], Yukihisa Sanada[2], and Yuki Sato[2]

[1]Fukushima Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2021年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （3）放射線遮蔽の知見による線源推定

(3) Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*平山　英夫[1,2]

[1]高エネルギー加速器研究機構，[2]原子力規制庁

### 1. はじめに

福島第 1 原子力発電所（以下、「1F」という。）の事故後の対応で重要な課題の一つに、原子炉建屋内の線源の推定（様々な場所に沈着している Cs-137 を中心とする放射性核種の場所と放射能を把握すること）がある。前の二人の講演で紹介されているように、様々な手法で原子炉建屋内部の状況把握が試みられているが、線源の原因・状況は多様であり、放射能の推定は難しい。特に、大量の Cs-137 等を含む線源の場合は、遮蔽となる物質の外部から取得可能な線量率等の情報から推定することが必要である。1F の事故時の状況は現在でも十分には解明されていないこと、場の線量当量率が非常に高い場合が多いことから、可能な測定方法が限られている。このような状況での放射能の推定では、把握が難しい「詳細な情報」ではなく、大まかな状況を得るという観点から取り組むことが必要である。そのためには、「放射線測定器」に関する知識を基に、使用可能な測定器の選定や特性の評価を行った上で、放射線遮蔽計算の知見を活用して入手出来た波高分布や線量当量率等から線源の状態を推定することが必要となる。

以下では、原子炉格納容器上部の 3 層のシールドプラグの隙間に沈着していると考えられる大量の Cs-137 の沈着量の推定の取り組みを通じて、このような活動を紹介する。

### 2. シールドプラグ隙間の Cs-137 沈着放射能の推定

#### 2-1. 3 号炉 [1)]

3 号機は、水素爆発によりオペレーションフロア（以下、「オペフロ」という。）の天井や壁が破壊され、床についても一部が崩落する状況になっていた。東京電力ホールディング株式会社（以下、「東電」という。）は、使用済み燃料の取り出し作業を進めるために、オペフロ上部の周辺線量当量率分布の測定を行い、がれきの撤去を行と共に、オペフロ床面の汚染が主要な線源であるとして遠隔で高圧洗浄等により、コンクリートを 5 mm 程度削除した。しかし、当初から線量率が高かったシールドプラグ上の空間では、5 m 位置での最大線量率は第 1 図のように、200 mSv/h と除染前の半分程度のレベルまでにしか低減しなかった。コンクリート表面に付着した Cs-137 は深い位置まで浸透することはないことから、シールドプラグ表面の汚染が主要な線源であったならば、表面を 5 mm 程度の削除により、線量率は大幅に減少するはずである。このことから、除染後のシールドプラグ上部の高い線量当量率の線源がシールドプラグ表面の汚染ではないと考えるのが最も自然である。

事故時には、第 2 図に示す圧力容器、格納容器とその上部のシールドプラグの関係から、格納容器に出た放射性核種を含む高温・高圧の蒸気がシールドプラグの隙間に充満し、オペフロに達したと思われる。このことを踏まえ、それぞれ 60 cm のコクリートで構成されている 3 層のシールドプラグの上段と中段の隙間に大量の Cs-137 を中心とする放射性核種が沈着しており、それがシールドプラグ上の空間の高線量当量率の主要な線源である可能性が高いと推測した。この推測が正しければ、最低 60 cm のコンクリートを透過した放射線場であることから、Cs-137 等から放出される γ 線よりもコンクリート中で散乱されたよりエネルギーの低い散乱線の寄与が大きいことになる。このことは、シールドプラグ表面の散乱線を含む光子の波高分布を

* Hideo Hirayama[1,2]

[1] High Energy Accelerator Research Organization., [2] Nuclear Regulation Authority.

測定することができれば確認できると考えた。

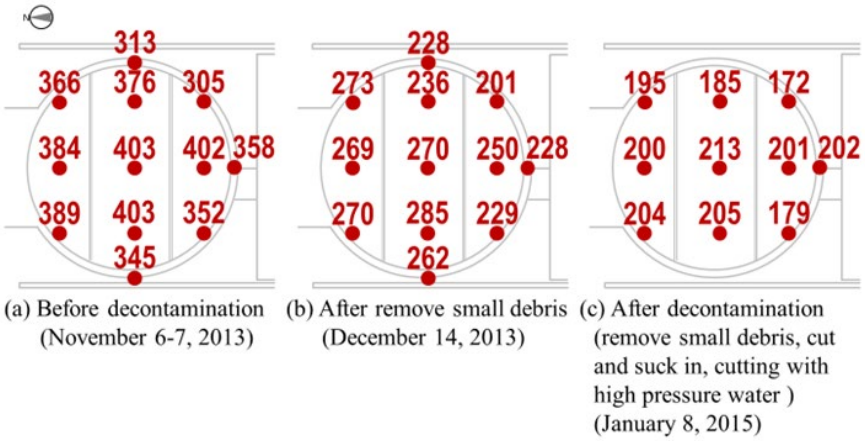



Figure 1. Ambient dose equivalent rates in mSv/h above the shield plugs

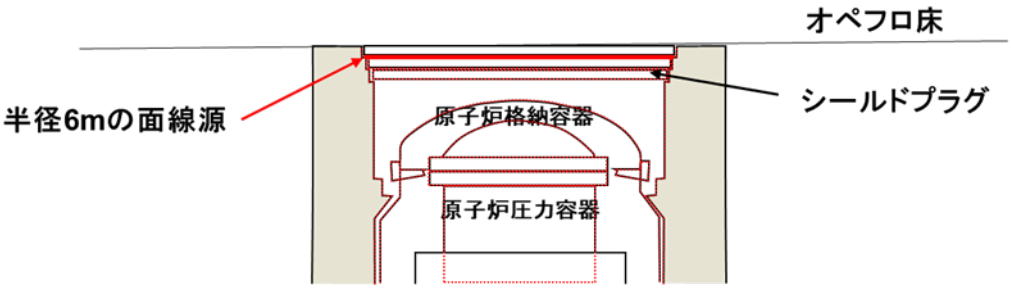



Figure 2. Structure around the shield plug

シールドプラグ表面の汚染は除かれたが、崩落部で除染が出来ない箇所など線量当量率が高い場所が周辺に存在していたので、シールドプラグ表面での波高分布を測定するためには、それらの線源からの光子が寄与しない構造のコリメータが必要である。シールドプラグを含む 3 号機オペフロ上部での波高分布の測定は、2015 年 11 月 19 日に東電、東芝及び鹿島 JV の関係者の協力で第 3 図に示す高エネルギー加速器研究機構のコリメータを大型クレーンにより測定点に移動することにより行われた。

第 4 図に示すシールドプラグ上部の測定点での波高分布は、第 5 図に示す様に Cs-137 の全エネルギー吸収ピークに比べて散乱線が遙かに多いという想定通りの結果であった。測定点 No.1 から No.5 の間でも、全エネルギー吸収ピークの計数率が異なることから、場所により汚染密度にばらつきがあることが分る。

使用した CdZnTe 検出器の Cs-137γ 線に対する全エネルギー吸収ピーク計数率と 60 cm のコンクリートを透過してシールドプラグ表面から 50 cm 位置の検出器の達する非散乱線数から求めた汚染密度を第 1 表に示す。5 箇所の平均の汚染密度は $2.7\times10^{10}$ Bq/cm$^2$ で半径 6 m の隙間全体では 30 PBq (測定点によるばらつきから、9.2～64 PBq) という結果が得られた。

上記の 3 号機の測定結果は、2016 年にパリで開催された第 13 回遮蔽国際会議で発表した。

**2-2. 2 号機** [2)]

2 号機では水素爆発が起きなかったことから、オペフロの天井・壁・床は健在である。しかし、事故に伴い大量の放射性核種を含む高温・高圧の蒸気がオペフロに達したことは 3 号機の場合と同じである。シールドプラグを含む広い領域に養生シートが敷かれており、事故後もそのシートが破損していなかったとみられることから、オペフロ内部全体に汚染が存在していると考えられる。東電がロボットを使ってオペフロ内の残置物を移動・片付後に実施したオペフロ空間での線量当量率では、第 6 図に示す様に 3 号機の場合と同様にシールドプラグ上部が他の場所に比べて高いという結果が示されている [3)]。同様に、コリメータ付きの γ 線

線量計を用いて測定した表面γ線線量率でも第7図に示す様に同様の傾向であることが報告されている[3]。

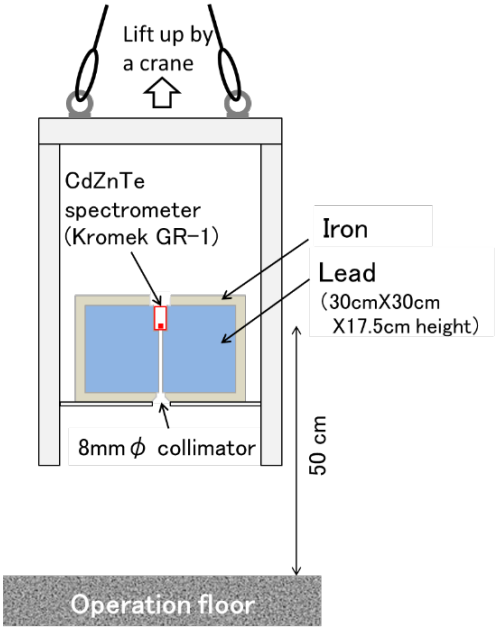



Figure 3 Schematic drawing of the collimator system

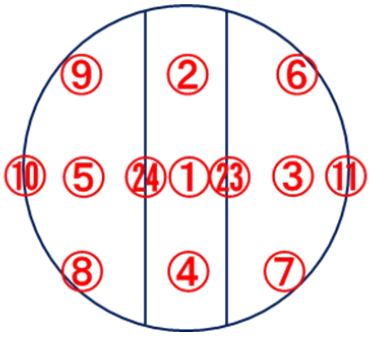
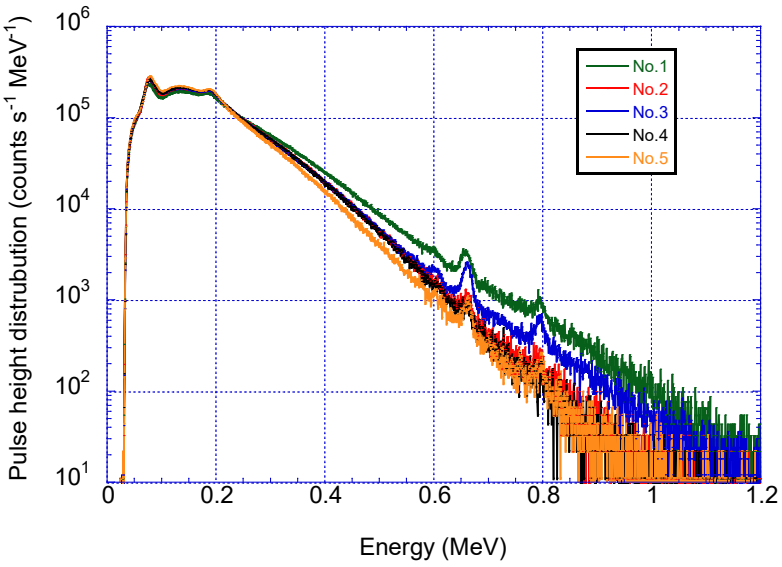



Figure 4 Measurement points above the shield plug




**(a) Above the shield plugs (1)**

Figure 5 Measured pulse height distributions above the shield plug

Table 1 Estimated Cs-137 concentration at the gap under 60 cm of the shield plug

| Point | Peak count rates (cps) | Concentration (Bq/cm$^2$) |
|---|---|---|
| No. 1 | 32.8 ± 13.4 | 5.7E+10 |
| No. 2 | 7.19 ± 8.13 | 1.2E+10 |
| No. 3 | 23.4 ± 10.7 | 4.0E+10 |
| No.4 | 4.72 ± 7.46 | 8.1E+09 |
| No. 5 | 8.67 ± 7.46 | 1.5E+10 |
| Average concentration | | 2.7E+10 |

2 号機では、オペフロの床、壁及び天井が健在なので、それぞれに Cs-137 等の汚染が存在している。第 2 表に示すように、床の汚染密度は、スミア測定、ピンホール型ガンマカメラによる測定、2 台の 70 マイクロメートル線量当量測定用の線量計を用いた表面 β 線による測定で、ファクター2 程度の分布はあるが、シールドプラグ上の床面と他の床面でほぼ同様の汚染密度である。それぞれの測定方法にはそれぞれ異なった不確実さが存在するが、汚染密度そのものも概略似たような値となっている。このことを踏まえ、ファンネル部等の汚染がたまりやすい個所を除いたシールドプラグ以外の場所での空間線量当量率あるいは表面 γ 線線量当量率が、シールドプラグ表面での表面汚染によるそれぞれの線量当量率としてシールドプラグ上の空間での測定値から除くことにより、シールドプラグ上段と中段の隙間に蓄積している Cs-137 等による寄与を推定することができる。

Table 2 Comparison of surface contamination density measured at the operation floor of the Unit-2

| | | NRF54 | スミア | ガンマカメラ |
|---|---|---|---|---|
| | | (NRA2021.0414測定) | (東電2019.5.20報告) | (NRA2020.1.30測定) |
| 測定点 | | Cs-137汚染密度 | | |
| | | Bq/cm$^2$ | | |
| No. 1 | 西側床 | 3.3E+04 | 3.3E+05 位置(8) | - |
| No. 3 | | 1.2E+04 | | - |
| No. 4 | | 3.7E+04 | | - |
| No. 6 | | 6.2E+04 | 6.5E+05 位置 (1) | 7.00E+04 |
| No. 7 | シールドプラグ | 8.3E+04 | 6.7E+05 位置 (11) | 1.70E+05 |
| No. 8 | | 1.2E+04 | 6.4E+05 位置 (12) | 8.00E+04 |
| No. 9 | | | 9.7E+05 位置 (12) | 1.70E+05 |
| No. 10 | | | 5.1E+05 位置 (15) | 1.00E+05 |
| No. 11 | | 1.6E+05 | 8.2E+05 位置 (13) | 1.70E+05 |
| No. 12 | 東側床 | 1.0E+05 | 1.0E+06 位置 (16) | - |
| No. 13 | | | 2.0E+05 位置 (17) | 1.70E+04 |
| No. 14 | | 3.6E+04 | 2.9E+06 位置 (18) | 1.70E+05 |
| | | | ()は引用資料内位置番号 | 東西に長いピクセル内 |
| | | | | 平均の測定値 |
| | | | | [-]は視野外 |

(1) オペフロ床から 1.5 m での周辺線量当量率からの推定

オペフロ床面から 150 cm での周辺線量当量率は、床面、天井及び側壁の汚染による寄与の合計である。第 5 図の測定結果では、ファンネル部、隙間及びシールドプラグに近傍以外の場所は場所により 17 から 40 mSv/h となっている。以下では、シールドプラグ上部の線量当量率中 30 mSv/h が周辺（床面、天井及び側壁）に寄与とする。シールドプラグ上部の測定結果は、79 – 148 mSv/h である。平均の 114 mSv/h をシールドプラグ上部での線量当量率とすると、シールドプラグ上段と中段の隙間に沈着していると思われる Cs-137, Cs-134 及び Sb-125 による線量当量率は 84 mSv/h となる。半径 6 m の一様な密度の面線源が 60 cm のコンクリート下部にある場合に、線源の中心軸上で表面から 150 cm 位置での線量当量率を、電磁カスケードモンテカルロ計算コード egs5[4]に「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法[5]」を適用し、Cs-134, Cs-137 及び Sb-125 の汚染密度が 1Bq/cm$^2$ の場合の周辺線量当量率を計算した。床面のスミア測定で得られている Cs-134 と Sb-125 の汚染密度は、Cs-137 の汚染密度の 10 %であることから、Cs-137 1Bq/cm$^2$ 当たりのシールドプラグ中心での 150 cm 高さでの周辺線量当量率は、1.26E-06 μSv/h となり、シールドプラグ隙間の汚染密度は、6.6E+10 Bq/cm$^2$ (隙間全体では約 70 PBq)と推定される。

(2) 表面 γ 線線量当量率からの推定

第 6 図に示す表面 γ 線線量当量率は、鉛遮蔽により測定対象がコリメータの開口領域に限定されることから、床面のみを対象とした評価が可能であると考えられる。シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1～数 mSv/h とばらつきがあるものの、1 mSv/h 程度であることから、シールドプラグ上の空間でも床面の汚染による寄与が同じ 1 mSv/h であるとする。シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では、7.1～12 mSv/h であるので、シールドプラグの上段と中段の隙間の汚染による寄与は 6.1～11 mSv/h となる。「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法」を拡張して、コリメータに対応して平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱の寄与を無視した条件で、61 cm (最近の情報) のコンクリート下部の面線源からの表面 γ 線線量当量率を計算した。(1)と同様に、Cs-134 と Sb-125 は、Cs-137 の 10 %であるとした場合、Cs-137 の汚染密度が 1Bq/cm$^2$ の時の表面 γ 線線量当量率は 0.352E-

06 μSv/h となる。この結果と、上段と中段の隙間の汚染による寄与が 6.1～11 mSv/h ということから、汚染密度は 2.0E+10～3.3E+10 Bq/cm$^2$ で、半径 6 m の領域全体では、23～39 PBq と推定される。

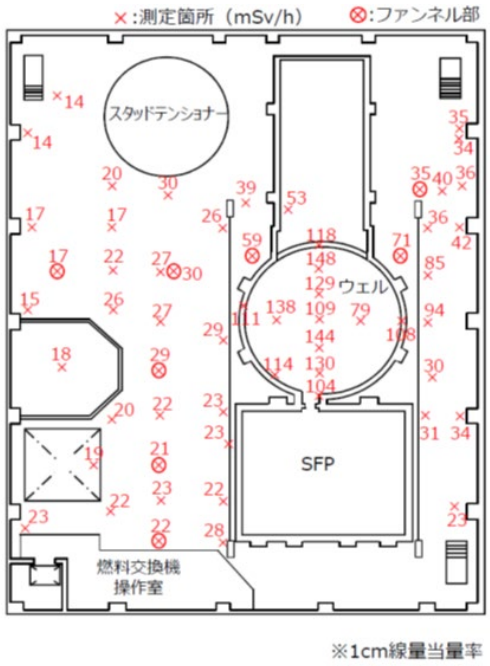
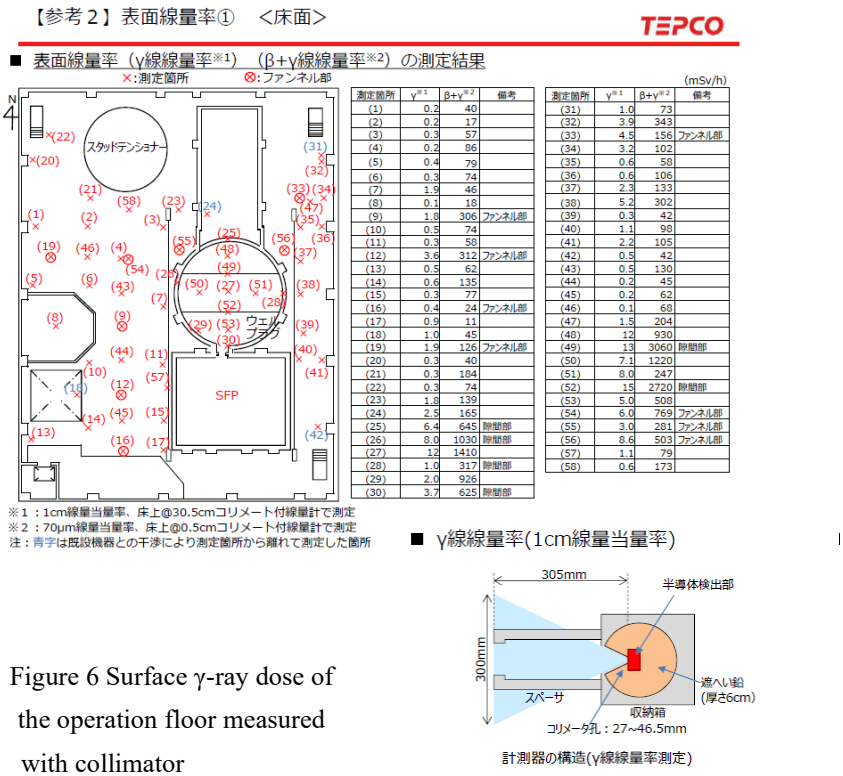



Figure 5. Ambient dose equivalent rate rate at 1.5 m from the surface of the operation floor




| 測定箇所 | γ※1 | β+γ※2 | 備考 |
|---|---|---|---|
| (1) | 0.2 | 40 | |
| (2) | 0.2 | 17 | |
| (3) | 0.3 | 57 | |
| (4) | 0.2 | 86 | |
| (5) | 0.4 | 79 | |
| (6) | 0.3 | 74 | |
| (7) | 1.9 | 46 | |
| (8) | 0.1 | 18 | |
| (9) | 1.8 | 306 | ファンネル部 |
| (10) | 0.5 | 74 | |
| (11) | 0.3 | 58 | |
| (12) | 3.6 | 312 | ファンネル部 |
| (13) | 0.5 | 62 | |
| (14) | 0.6 | 135 | |
| (15) | 0.3 | 77 | |
| (16) | 0.4 | 24 | ファンネル部 |
| (17) | 0.9 | 11 | |
| (18) | 1.0 | 45 | |
| (19) | 1.9 | 126 | ファンネル部 |
| (20) | 0.3 | 40 | |
| (21) | 0.3 | 184 | |
| (22) | 0.3 | 74 | |
| (23) | 1.8 | 139 | |
| (24) | 2.5 | 165 | |
| (25) | 6.4 | 645 | 隙間部 |
| (26) | 8.0 | 1030 | 隙間部 |
| (27) | 12 | 1410 | |
| (28) | 1.0 | 317 | 隙間部 |
| (29) | 2.0 | 926 | |
| (30) | 3.7 | 625 | 隙間部 |

| 測定箇所 | γ※1 | β+γ※2 | 備考 |
|---|---|---|---|
| (31) | 1.0 | 73 | |
| (32) | 3.9 | 343 | |
| (33) | 4.5 | 156 | ファンネル部 |
| (34) | 3.2 | 102 | |
| (35) | 0.6 | 58 | |
| (36) | 0.6 | 106 | |
| (37) | 2.3 | 133 | |
| (38) | 5.2 | 302 | |
| (39) | 0.3 | 42 | |
| (40) | 1.1 | 98 | |
| (41) | 2.2 | 105 | |
| (42) | 0.5 | 42 | |
| (43) | 0.5 | 130 | |
| (44) | 0.2 | 45 | |
| (45) | 0.2 | 62 | |
| (46) | 0.1 | 68 | |
| (47) | 1.5 | 204 | |
| (48) | 12 | 930 | |
| (49) | 13 | 3060 | 隙間部 |
| (50) | 7.1 | 1220 | |
| (51) | 8.0 | 247 | |
| (52) | 15 | 2720 | 隙間部 |
| (53) | 5.0 | 508 | |
| (54) | 6.0 | 769 | ファンネル部 |
| (55) | 3.0 | 281 | ファンネル部 |
| (56) | 8.6 | 503 | ファンネル部 |
| (57) | 1.1 | 79 | |
| (58) | 0.6 | 173 | |

Figure 6 Surface γ-ray dose of the operation floor measured with collimator

## 3. まとめ

放射線工学分野における活動の例として、放射線遮蔽と放射線測定器の知見を用いて行った「シールドプラグ隙間の Cs-137 沈着放射能の推定」を紹介した。1F では、今後とも原子炉建屋内を含め様々な箇所で同様の「放射能」の推定が必要である。対象となる場所は、状況が不明な箇所が多く、得られる情報（可能な測定法）も限られている。具体的な対応策については様々な制約があると思われるが、放射線工学分野の研究者が、その経験を生かして、貢献することが望まれる。

References

1. H. Hirayama, K. Kondo, S. Suzuki, Y. Tanimura, K. Iwanaga, H. Nagata, “Investigation of Main Radiation Source above Shield Plug of Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”,Presented at 13th International Conference on Radiation Shielding & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shhielding Division, 03-06 Oct 2016, Paris, France.

2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、“東京電力福島第一原子力発電所　事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～”。2021 年 3 月 5 日

3. 東京電力ホールディングス株式会社、“2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～”、経済産業省　廃炉・汚染水対策チーム会合/医務局会議(第 63 回)資料 3-2-4，2019 年 5 月 20 日。

4. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

5. Y. Namito, H. Nakamura, A, Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S.Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation", J. Nucl. Sci. Technol, 49 , 167-172 (2012)

6 波戸　芳仁、平山　英夫、“線源と検出器の形状変換の拡張”、1D01，日本原子力学会 2021 年春の年会、2021 年 3 月 17-19 日

2021年秋の大会

放射線工学部会企画セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （4）議論

(4) Discussion

（座長）佐藤 優樹[1]

[1]原子力機構 廃炉環境国際共同研究センター

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に起因する東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から、今年で 10 年が経過した。その間、1F サイト内では除染・フェーシング等の実施により、構内の殆どが一般作業服で作業できるエリア（G ゾーン）となり、防護装備の軽減化が達成されている。その一方で、原子炉建屋内を含む高線量率エリアにおける放射能分布測定の効率化や、炉心からの燃料デブリ取り出し及び継続して発生する汚染水の処理・処分等、廃炉に向けた課題は数多く残されている。

本セッションでは、「福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望」というテーマで、廃炉作業の現状及び関連した計測・遮蔽分野の研究開発に関する講演 3 件を設けるとともに、これらを総括して議論する時間を併せて設ける。

議論では、東電 HD 高平史郎氏から、今後の廃炉作業における課題・対応方針を踏まえたニーズをご提示いただくとともに、福島大 鳥居建男氏、KEK 平山英夫氏より、放射線の強度分布を可視化してマッピングする放射線イメージングに関するこれまでの研究開発事例、ならびに放射線遮蔽の知見を活用することによる Cs-137 の沈着量推定についてご紹介いただく。併せて、本セッションの参加者とともに、産学官が有する放射線計測ならびに遮蔽に関する技術について、どのように廃炉作業に適用可能であるかについて、今後の展望を交えて議論を実施したい。

* Yuki Sato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

# [1I_PL] Future of reactor physics study on experimental and research reactor

chair: Satoshi Gunji (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room I

## [1I_PL01] Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

## [1I_PL02] Young researchers' opnions on research reactor for future reactor physics

*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

## [1I_PL03] Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor

*Willem F. G. Van Rooijen[1] (1. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

炉物理部会セッション

実験炉・研究炉による炉物理研究の将来
Future of reactor physics study on experimental and research reactor

# （1）試験研究炉検討会による試験研究炉を対象とした炉物理研究推進のための要望の報告

(1) Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor

*北田 孝典[1]
[1]大阪大学

## 1. 背景および概要

平成29年度より「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査・検討[1)]が文部科学省にて進められ、臨界実験装置やパルス炉など様々な炉型の比較検討の結果、中性子ビーム利用を主目的とした熱出力10MW未満の中出力炉が最も適切であるとの方向性が示された。さらに当該試験研究炉の概念設計及び運営の在り方について、令和2年度からは令和4年度までの期間で、原子力機構・京都大学・福井大学を中核的機関として検討が進められており、当該試験研究炉の利用ニーズを有する学術界、産業界、地元関係機関等からなるコンソーシアムからの幅広い意見を反映することとなっている[2)]。

一方、令和3年3月の日本原子力学会春の年会での炉物理部会全体会議において、部会長より「もんじゅ跡地試験炉計画への部会としてのコミット」について提起があり、炉物理部会として「もんじゅ」跡地に建設が計画されている試験研究炉の具体的な概念検討に反映すべき要望を取りまとめる試験研究炉検討会を設置し、炉物理部会人材育成WG研究炉SWGからの提案「次世代炉物理実験施設検討に関する提案」[3)]を踏まえながら検討を進め、令和3年9月を目途に取りまとめ案を報告することが決定された。また検討は主として年代で区分した2グループ（シニアと若手で自薦と他薦でメンバー募集）で行い、各グループの意見をまとめたものを炉物理部会としての考えとして示すことが想定されている。

本報告では、シニアグループで行われた検討内容および挙げられた要望について述べる。

## 参考文献

1) 「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉の調査・検討
https://www.mext.go.jp/a_menu/kaihatu/gensi/000005399_00001.htm
2) 「もんじゅ」サイトの新たな試験研究炉に係る検討状況、第13回原子力委員会資料第1号
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2021/siryo13/1_haifu.pdf
3) 「次世代炉物理実験施設検討に関する提案」、令和2年9月18日、炉物理部会 人材育成WG研究炉SWG
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/proposal/documents/proposal_exp_reactor.pdf

*Takanori Kitada[1]
[1]Osaka Univ.

2021年秋の大会

炉物理部会セッション

# 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来
Future of reactor physics study on experimental and research reactor

## （2）将来の炉物理研究炉に対する若手の意見

(1) Younger researchers' opinions on research reactor for future reactor physics

*遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

**1. 序論**

2021 年 3 月に開催された原子力学会炉物理部会総会において、「もんじゅ」跡地に新たに建設が計画されている試験研究炉(以降、「試験研究炉」と略記)に対して、炉物理研究など推進の観点から必要な装置・設備等に対する要望等を取りまとめるための検討会(以降、「試験研究炉検討 WG」と略記)設置が提案され、その検討会活動が承認された。この検討会活動の一環として、本発表者(遠藤)取りまとめのもと、試験研究炉に対して、次世代の炉物理研究を担う若手からの意見・要望を集約するための活動を実施することとなった。本発表では、試験研究炉に対する若手からの意見・要望集約のために実施した活動の概要および、炉物理部会員を対象として実施したアンケート結果の報告を行う予定である。

**2. 事前準備**

本検討作業における「若手」の定義として、「40 歳未満の学生、技術者、研究者、教育者」とした。本検討の事前準備として、本発表者がコンタクトとれる範囲に限った若手(産学関係者の 12 名)に声をかけて、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に対する事前の意見収集を行った。ブレインストーミングを主目的とするため、(a) positive な期待・意見・要望だけでなく、(b) negative な意見・不安な点についても、併せて意見集約することとした。以上の事前意見を集約しつつ、zoom による遠隔ミーティング機能を活用することで、2021 年 3 月末に若手有志 9 名で議論する場を設けた。議論を通じて、前向きな要望を抽出する為には、「試験研究炉の仕様ありきで議論するのではなく、まずはあるべき姿、すなわち『そもそも炉物理部会の若手研究者が将来望む実験炉・研究炉は何か？』について、若手の間で意見を聴取し直すべきとの意見が出た。

**3. 試験研究炉検討 WG 若手検討会**

2.で述べた前準備結果も踏まえ、若手委員 6 名を選出し、2021 年 4 月以降に毎月 1 回の頻度で、zoom を用いた遠隔ミーティング形式により検討会を実施した。まず、日本の原子炉物理の将来を担う若い学生・研究者・技術者を主対象として広く意見を収集することができるよう、アンケートの設問項目について議論した。アンケート設問項目の一部は以下のとおり（①試験研究炉の新設が必要か否か、②今後の炉物理研究で解決すべき課題、③今後の炉物理研究/自身の研究にとって必要な「理想的な研究炉/実験施設」、④試験研究炉が新設された場合に実施したい研究開発・必要な設備、など)。また、本若手検討会での議論を通じて、本活動を通じて収集した炉物理分野若手の意見を項目分けし、若手要望を取りまとめる作業を実施した。現時点では「[1] 世界の炉物理実験をリードできるような研究拠点構築」を大きな骨子として、若手要望を取り纏めることを予定している。また、上記以外にも重要と思われた項目として、[2] 規制対応、[3] 情報公開、[4] 技術伝承・人材育成、の観点からも、本活動を通じて収集した若手要望を纏めることとした。

**4. Google フォームを利用したアンケート**

炉物理部会メーリングリストを通じて、将来を担う若い学生・研究者・技術者を主対象として、Google フォームを利用したアンケートを実施した。2021 年 6 月末まで募集し、若手からの意見として学部生 7 名、大学院生 17 名、エンジニア 5 名、研究者 14 名、教職員 3 名の方々から回答を頂いた。当日の発表では集約したアンケート結果の一部について報告する予定である。

---

*Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

2021年秋の大会

炉物理部会セッション

# 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来
Future of reactor physics study on experimental and research reactor

## （3）実験炉・研究炉を活用した炉物理研究の将来に対する問題提起

(3) Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor

*Van Rooijen, Willem F.G.[1]
[1] 福井大学附属国際原子力工学研究所

**1. 背景**　この論文では提案されている「福井炉」について議論する。「福井炉」というのは新しい試験研究炉の建設を目的とする事業である。しかしながら、この事業は多くの側面、特に研究目的と運営組織についてまだ不透明な状態である。既に決まっている点は原子炉の場所（敦賀半島の「もんじゅサイト」）と原子炉の出力（1 万 kW～2 万 kW）である。原子力安全研究協会の報告書 [1] では「福井炉」として伝統的な高中性子束炉が提案されている。原子炉物理学の観点から見て、高中性子束炉は伝統的な技術であるので、本稿では技術（炉心設計等）について議論しない。この論文では、原子炉物理学と関係のない、「福井炉事業」の成功に大きな影響があると思われる下記の 4 つの課題について述べる：

- 日本における原子力発電事業の将来
- 原子力の推進とその研究開発における国の政府の責任
- 政治的とその他の境界条件による企業のリスク
- 「コンソーシアム式」の研究開発と長期化のリスク

**2. 議論**

**2-1. 日本における原子力発電事業の将来**　日本政府の現在の方針で、2030 年に電力の約 20%を原子力発電で賄おうとしている。しかし、その目標は達成できないだろう。2019 年時点で、原子力の発電量は 63,779GWh で、国内の発電量に対して数パーセント程度しかなかった（図 1）。この状態は 2030 年までに大きく変わる見込みがないと推測される。

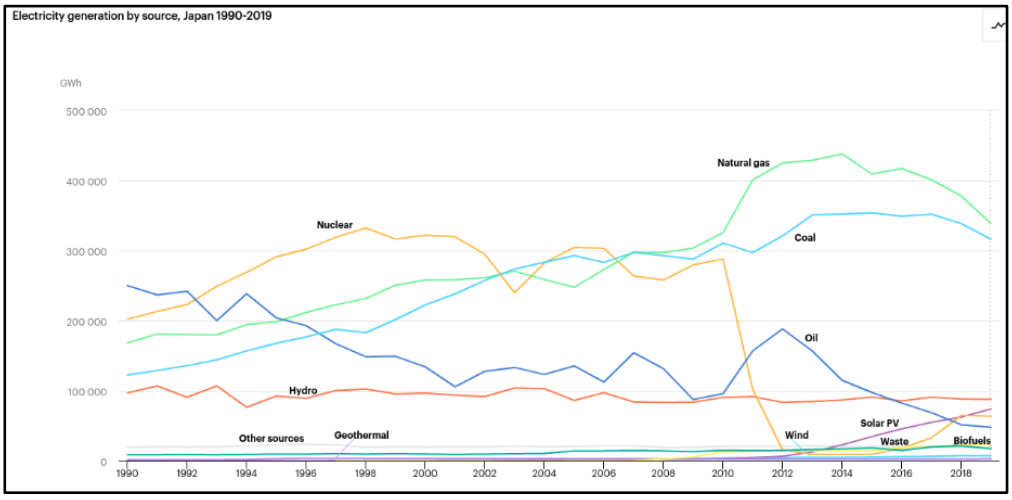



**図 1**：日本における発電のエネルギー資源割合。2019 年の原子力発電を歴史的な原子力発電と比べると： 2010 年に 288,230 GWh、1996 年に 332,343 GWh。2019 年の原子力による発電量は太陽光発電量より少なかった。（source: International Energy Agency）

*Van Rooijen, Willem F.G. （ファン　ローイエン　ウィレム）
[1]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, Tsuruga.

福島第一原子力発電所の事故以来、原子力に対して「新規制基準」が発令された。原子力発電所、原子力関連施設を有する企業･機関は多額の投資により施設の工事等を行い、新規性基準への適合を目指している。新規性基準適合のための総投資額は不明であるが、現在の概算量として 10 兆円は必要であると言われている [2] 。日本国の人口で計算すると、1 人当たり 8 万円になる。日本の国民と企業は、その金額を電気代で払う。既存の原子力発電所改善のために莫大な金額を使うので、経済的な実態として、既存の原子炉をできるだけ長く運転することを余儀なくされている。政府は原子炉が 40 年間の運転を終了した後で、できるだけ早く施設を建て替えるという計画を打ち出しているが、経済的にそのシナリオは不可能である。JAIF はすでに「既存システム利用の最適化」を推進しており [3] 、80 年間までの運転延長について現在も検討が始まっている [4]。

原子力の経費について国際市場でも検討する必要がある。産業における工業生産法の「学習効果」によると、生産量が大きくなるほど経費は減少する。図 2 に米国とフランスの原子力発電所の「overnight construction cost」を示す。通常の工業生産法を異なり、国における原子力発電の量が大きくなるほど、原子力の経費が拡大する。図 3 には、原子力とその他の発電技術の経費を示す。原子力の経費は国における原子力発電量が大きくなるほど拡大するが、その他の発電技術は通常通り、発電量が大きくなるほど経費が減少する。日本の将来の原子力発電所の建設経費は、図 3 で示すデータと大きく乖離しておらず、将来の原子力発電所の建設経費は法外な価格になる見込みである。

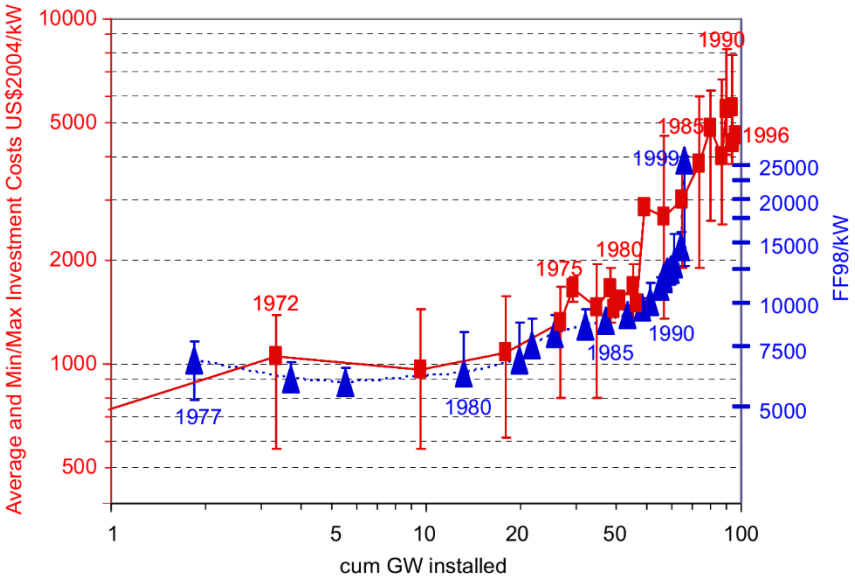



**図２：**米国とフランスにおける原子力発電所建設経費の歴史的な発展。国における原子力発電機能が大きくなるほど、建設経費が高くなっている。[5]から

上記に議論に基づき、日本における原子力発電事業の 2040 年までの発展について、下記のとおりになると思われる：既存の原子力発電所は少なくとも 60 年間運転され、電力会社は原子力発電所の新設の予算を確保できないという推測の下、2040 年～2060 年の間に原子力は減少する見込みである。「福井炉」は 2035 年以前の運転開始は行われないため、「福井炉」の運転開始時は日本における“原子力の下り坂”の時代になる可能性が高い。

**2-2. 原子力の推進とその研究開発における国の政府の責任**　2019 年 12 月に大阪で開催された国際会議「RPHA19」では、日本、韓国と中国における臨界集合体と研究炉について、近畿大学・教授　橋本憲吾先生の発表があった。橋本先生の発表では、日本における臨界集合体施設 14 基と研究炉 16 基（計 30 基）が紹介されている。橋本先生のデータを表 I に示す [7]。

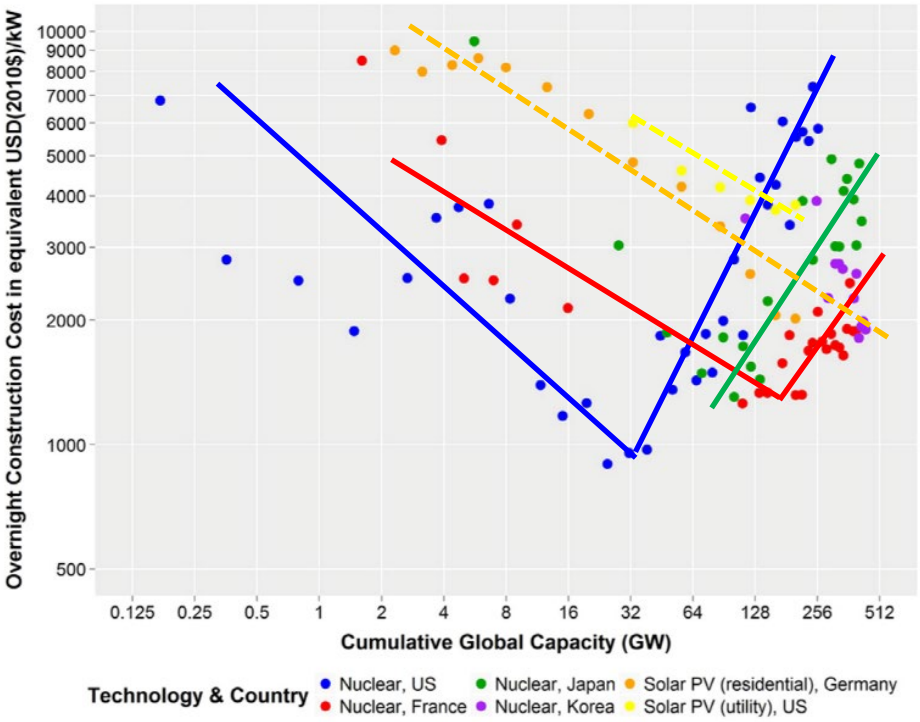



図３：原子力発電所建設経費の進展。米国、フランス、日本とともに、国における原子力発電機能が大きくなるほど建設経費は高くなる。現在、米国で建設中の APR-1000 「Plant Vogtle 3・4 号機」とフランスで建設中の EPR「Flamanville-3」のデータが含まない。[6]から。

橋本先生のデータを解析すると、いくらか面白い特徴がある。1 つ目は 30 施設の中の 21 基がわずか 14 年の間（1957 年～1971 年）に運転が開始されたということである。このような早い成長は既成企業と規制の少ない新しい市場の特徴である。原子力の導入の先端国（米国、フランス、ドイツ、英国）に同様な成長があった。２つ目は、複数の施設が民間企業（東芝、日立製作所、三菱重工、住友）に運営されたということである。この特徴も自由市場の概念に基づいて説明できる：民間企業として潜在的な市場を発見し、研究開発の施設への投資を決定した。

2021 年には、日本の研究炉の豊かな歴史はほぼ消えた状態になった。臨界集合体の 14 基の中、1 基しか残っていない（KUCA）。研究炉に対して、16 基のなか、2021 年に 4 基は運転可能な状態であり（UTR-KINKI, KUR, NSRR, JRR-3M）、後 2 基の再稼働に可能性がある（JOYO, HTTR）。橋本先生は発表において、日本に残っている研究炉、特に大学が運営している施設は経営費用の上昇により運転中止になる可能性があると説明した。

そこで、原子力研究開発のための施設の確保の責任者について議論するべきである。現時点で、民間企業において原子力の研究施設の分担は研究開発と教育・人材育成の潜在能力より大きくなっているので、臨界集合体・研究炉を有する民間企業は存在しない。大学においても負担が大きく、2 ヶ所以外の教育炉はすべて廃止された。普通の教育市場であるなら、UTR-KINKI の様な施設は 20～30 年前に建て替えられているはずである。教育用原子炉の収益は少なく、古い施設を継続的に運転する必要がある。つまり、教育のための原子炉・照射実験の原子炉は大学として経営できない施設になっている。

上記の状態であるので、「福井炉」は「国内戦略的な研究施設」の拠点、フランスの「Institut Laue Languevin」[8] と同様な基礎研究の施設として経営できる可能性がある。その場合、「福井炉」は基礎研究のための高強度中性子源としての役割を持つ。他の可能な運営方法として、民間企業の寄付金を経営費用に充て、教育・人材育成の施設として運営する。橋本先生の発表によると、60 年前の日本では同様な例があった。

表 I：日本における臨界集合体と研究炉の状態。「青いハッチング」：1957 年～1971 年の間に運転開始のあった施設。「赤い」：運転停止、廃炉。「緑」運転中、運転可能。「黄」：再稼働の期待あり。[]から。

| 臨界集合体 | | | 研究炉・教育炉・照射炉 | | |
|---|---|---|---|---|---|
| Facility | Owner | Operation start | Facility | Owner | Operation start |
| AHCF | JAERI | 1961.Jan.1 | JRR-1 | JAERI | 1957.Aug.27 |
| SHE | JAERI | 1961.Jan.25 | JRR-2 | JAERI | 1960.Oct.1 |
| TCA | JAERI | 1962.Aug.23 | UTR-KINKI | Kindai Univ. | 1961.Nov.11 |
| OCF | Hitachi | 1962.Oct.11 | TRIGA-II | Rikkyo Univ. | 1961.Dec.8 |
| NCA | Toshiba | 1963.Dec.11 | HTR | Hitachi | 1961.Dec.25 |
| JMTRC | JAERI | 1965.Oct.1 | JRR-3 | JAERI | 1962.Jan.1 |
| SCA | Sumitomo | 1966.Aug.1 | TTR | Toshiba | 1962.Mar.13 |
| FCA | JAERI | 1967.Apr.29 | Musashi | Tokyo C. Univ. | 1963.Jan.30 |
| MCF | Mitsubishi | 1969.Aug.1 | KUR | Kyoto Univ. | 1964.Jun.25 |
| DCA | JAERI | 1969.Dec.28 | JRR-4 | JAERI | 1965.Jan.28 |
| KUCA | Kyoto Univ. | 1974.Aug.6 | JMTR | JAERI | 1968.Mar.30 |
| VHTRC | JAERI | 1985.May.13 | YAYOI | Tokyo Univ. | 1971.Apr.10 |
| STACY | JAEA | 1995.Feb.23 | NSRR | JAERI | 1975.Jun.30 |
| TRACY | JAEA | 1995.Dec.20 | JOYO | JAERI | 1977.Apr.24 |
| | | | JRR-3M | JAEA | 1990.Mar.22 |
| | | | HTTR | JAEA | 1998.Oct.11 |

「福井炉」の目的が教育・人材育成であるとすれば、福井炉の経営費用は教育の結果を利用する者の責任となる（民間企業、規制庁、原子力機構）。「福井炉」の役割が「国内戦略研究施設」であるならば、国の交付金による経営は妥当と言える。

**2-3. 政治的とその他の境界条件によるリスク**　世界の初の第 4 世代液体金属高速炉の設計と建設を目的としたフランスの原子力庁 CEA が運営した「ASTRID 計画」は 2019 年に中止になった。ASTRID 計画は、予算は 850 億円であり、600 人と企業 11 社、複数の国際協力協定により 10 年間で実施されたが、失敗に終わった。2021 年に「ASTRID 計画」の崩壊を解析する論文が出版された [9]。解析の結果として、「ASTRID 計画」の崩壊には複数の原因があった。大きな影響があった原因は、政治的な支援と財務的な境界条件であった（[]から）：

> ”[...] in 2009, it was the CEA that fought for reviving SFRs through the funding of ASTRID in the framework of the national loan program. [...] The CEA understood that a window of opportunity was opening that was unexpected after two decades of waiting and uncertainty, and it was able to take advantage of it. [...] the decision to launch ASTRID itself was largely contingent on a political situation and the result of the successful strategy of a particular actor, namely, the CEA [...] The ASTRID project can be interpreted as having suffered from too much instability: instability of the project’s identity, of its deployment scale and dimension, of the objectives assigned to it, and finally, of the network of actors involved. [...] ASTRID was therefore, in a way, a revelation of the paradoxes of the so-called nuclear renaissance: […] an industry that was expected to conform to the highest standards of quality, reliability and economic competitiveness, with organizations whose skills had been particularly eroded by long decades of activity at half-mast.”

「福井炉計画」は「ASTRID 計画」と比べたら十分小さいと言えるが、この計画の境界条件はとてもよく似た状態であるので、「ASTRID 計画」の崩壊の原因について、参考するべきである。福島第 1 原子力発電所の事故ともんじゅの廃炉の引き続きで、「福井炉」を成功しなければ原子力業界の危機になると考えられる。

**2-4. 「コンソーシアム式」の研究開発と長期化のリスク**　現在「福井炉計画実施コンソーシアム」が提案されている。現在のメンバーは福井大学、京都大学と原子力機構であり、将来にその他の機関が参加する可能性がある。この「コンソーシアム式」の研究開発はヨーロッパの「EU Framework Program」と同様である：あらかじめ決められた研究計画に対し予算が発表され、予算を受け取る資格を持つ「パートナー」を「コンソーシアム」として招待する。個人的な経験によると、原子力施設の建設を目的とする「コンソーシアム」はほとんど実現しない。2000 年から複数の「EU Framework Program」があった：ETDR と ALLEGRO（ヘリウム冷却高速炉原型炉の開発）; ESLY, ALFRED と EFIT（鉛冷却核変換専用炉の開発）; GFR600 と GFR2400（第 4 世代高温ガス高速炉の開発）; PDS-XADS（加速器機動システムの開発）。上記の研究開発の唯一の共通点は、原子炉として実現していないことである。「福井炉計画」はコンソーシアム式で実施すると、上記研究開発と同様に失敗する可能性がある。

もう 1 つの問題点は「期間」である。「ASTRID 計画」の失敗の原因の 1 点として、「期間のずれ」が指摘される。政治的な支援を得るために、短期間（可能であれば、4 年間以内）で結果を出さなければいけないが、「原子炉」は、長期間の計画である（原子力発電所なら、100 年間程度）。2000 年には「世界の次世代炉の研究開発の推進」を目的とする「Generation-IV International Forum」（GIF）が発足した。GIF の目的は「2050 年以降の原子力の研究開発」である。2020 年に GIF は 20 周年を迎えた。20 年間の研究開発として、莫大な数値解析が行われたが、第 4 世代の原子炉の道は 20 年前より不明になっている。長期間の研究開発はほぼ成功できないと考えられる。

**3. 「福井炉計画」の成功のために**　研究用原子炉について、橋本先生の発表 [7] では次のように述べられている。:「The basic reactor theories, experimental and calculational methodologies have been developed in nuclear reactor laboratories such as CP-1, LA and others. Critical assemblies and research reactors such as CP-1, LOPO and Lady Godiva were the mother of “Reactor Physics”」。福井炉の研究目的はまだはっきり決まっていない状態であり、原子炉物理学分野として期待できるかどうかまだ不透明な状態である。上記の議論に基づいて、「福井炉」を成功する境界条件がはっきり理解できる：研究の目的を決定するべきであり、コンソーシアム式ではなく、しっかりした専門組織で計画を実施するべきである。また、長期間のスケジュールを避ける必要がある。さらに、政治的な問題を良い方向にマネジメントする必要がある。そして、原子炉物理学の専門家として対等なパートナーとして事業に参加するべきである。

**参考文献**

[1] 原子力安全研究協会、「もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査」（令和 2 年 3 月）
[2] The World Nuclear Industry Status Report 2020, p. 160 sqq. (2020)
[3] 電気新聞、「2030 年既存原子力を最大活用」（2021 年 4 月 15 日）
[4] Kyodo News, “Japan mulls extending maximum nuclear reactor lifespan beyond 60 years” (2021 年 7 月 16 日)
[5] Arnulf Grubler, “The cost of the French nuclear scale-up: A case of negative learning by doing”, Energy Policy **38**, pp. 5174 – 5188 (2010)
[6] Jessica R. Lovering, Arthur Yip, Ted Nordhaus, “Historical construction costs of global nuclear power reactors”, Energy Policy **91**, pp. 371-382 (2016)
[7] Kengo Hashimoto, “A prospective miserable destination of ‘Reactor Physics’ in a certain country with no critical assembly and no research reactor”, RPHA19 Closing Session (2019)
[8] Institut Laue Langevin, “Neutrons for Society”, https://www.ill.eu/
[9] Stéphanie Tillement and Frédéric Garcias, “ASTRID, Back to the Future: Bridging Scales in the Development of Nuclear Infrastructures”, Nuclear Technology, pp. 1-21 (2021) https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1868892

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

# [1J_PL] Aiming for Good Organizational Calture

Considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipments in TEPCO

chair: Kimio Ito (JAEA)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room J

## [1J_PL01] Outline of the revision of the "Code of Ethics"

*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

## [1J_PL02] Discussion in the Ethics Committee

*Kyoko Oba[1] （1. JAEA）

## [1J_PL03] Safety, Nuclear Security and Organizational Culture - considering from problems in TEPCO -

*Tomoaki Inamura[1] （1. CRIEPI）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

倫理委員会セッション

# よりよい組織文化を目指して
# ～倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える～

Aiming for Good Organizational Culture
- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

## （1）倫理規程改定の概要

(1) Outline of the revision of the "Code of Ethics"

*神谷 昌伸[1]
[1]日本原電

### 1. はじめに

一般社団法人日本原子力学会（以下「本会」）は、2021 年 5 月 27 日の理事会において、倫理規程の改定を承認した。改定案は本会倫理委員会が検討し、意見募集の手続きを経て作成したものである。

本稿では、2.で倫理規程の意義、3.で今回の倫理規定改定（以下「2021 年改定」）の概要[1]をとりまとめた。加えて、4.で過去の改定の変遷を分析し、本会倫理規程の主な特徴を考察した。

なお、著者は倫理委員会の幹事を務めているが、4. については著者個人の責任で考察した内容が含まれている。

### 2. 倫理規程の意義

2001 年の倫理規程制定前の意見募集でのご意見に対する倫理規定策定委員会からの回答の中で、本会として倫理規程を制定する意義が表明されており、以下に引用する[2] (注)。この意義は現在でも色褪せるものではなく、倫理規程制定の基本精神として、今後も引き継いでいくべきものと考えている。

- 専門職倫理については、原子力学会員は個人会員、賛助会員を問わず、常日頃から考えているべきことであり、その道しるべを与えるものとして学会の倫理規程を制定することは有用だとの認識にもとづくものです。
- 我々は、倫理規程の制定だけで倫理が絡む原子力分野の事故・トラブルが防止できるなどとは考えてもいません。しかし倫理問題について議論することは会員の倫理観の向上に役立つと思います。これを出発点として会員の間で議論が進むことを切望しております。
- 倫理規程は道しるべにすぎず､具体的な行動はどうあるべきかまでは倫理規程に書くことはできません。その状況に応じて会員自身で考え、判断し、行動することになります。倫理規程はそのときの道しるべで、可能な解を探すのは会員個々の責任です。
- 会員が専門家としての倫理的行動とはどういうものかを考える機会を提供します。あらかじめ考えておくことは、自らが倫理的な問題について判断を下す必要に迫られたとき、適切な解を見つけることに寄与します。
- 倫理規程は会員の心構えと言行の規範であり、会員が自らの意思で外部に対し宣言するものです。
  専門家は公衆に対し、自ら生じさせたものでない問題についてもそれを解決する努力を払う倫理的義務があります。

（注：倫理規程制定前は「倫理規定」､「倫理規定制定委員会」という使い方であった。上記引用では、原文の「倫理規定」を制定後の使い方である「倫理規程」に置き換えている。）

---

* Masanobu Kamiya[1]
[1]The Japan Atomic Power Company

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，倫理委員会の活動 | 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 |
| 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<br>JCO 臨界事故 |
| 2001 | 倫理規程制定，倫理委員会発足 | |
| 2002 | 倫理規程改定<br>2003 年（1 回目）<br>2005 年（2 回目）<br>2007 年（3 回目）<br>2009 年（4 回目）<br>事案に応じて，適宜，倫理委員会もしくは委員長による意見表明 | 東電：自主点検記録改ざん等 |
| 2004 | | 関電：美浜発電所３号機２次系配管破断事故 |
| 2007 | | 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 | | |
| 2011 | | 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 | 倫理委員会による見解表明（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 |

## 3. 倫理規程改定の概要

### 3-1. 改定の経緯

2021 年改定は、倫理規程制定後で 7 回目、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「東電 1 F 事故」）後では 3 回目の改定となる。倫理規程の制定・改定の経緯等を表 1 に示す。

倫理規程の改定案を作成する倫理委員会は、前回の改定（2018 年 1 月）以降の原子力を取り巻く状況を踏まえ、主に以下の論点に対して検討を進めた。

・東電 1 F 事故（2011 年 3 月発生）
・関西電力金品授受問題（2019 年 9 月に発覚）
・品質不正問題（2017 年秋以降に数多く発覚した素材メーカの製品品質、自動車メーカの完成検査等の不正問題）
・上記の背景要因として共通している組織文化
・表現の適正化、記載の充実

倫理委員会としての改定案がまとまったことから、2021 年 1 月 20 日～3 月 31 日の期間で公開の意見募集を行った。意見募集において 7 名の方から寄せられた計 43 件のご意見を倫理委員会で検討し、ご意見に基づいた反映など更なる検討を重ね、改定案を 2021 年 5 月 27 日の本会理事会に諮り、一部軽微な修正の上、承認された。

今回の改定でも、前文、憲章、行動の手引という倫理規程の構成に変更はなく、7 つの憲章とそれに関連した計 41 の行動の手引からなっている。

### 3-2. 改定の概要

2021 年改定の主な改定箇所を以下に掲げる。

具体的な改定箇所は倫理委員会ホームページを参照されたい（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_241_21/）。

(1) 東電 1 F 事故

東電 1 F 事故から 10 年が経ち、事故を決して過去のものとしないこと、事故が社会に与えた様々な影響は

継続したままで、また、原子力に関わる未解決の問題は山積していることに向き合って、考えて、よりよい行動に繋げるため、事故の固有名詞を明記することも含めて、前文の見直しを行った。

(2) 金品授受問題

倫理規程は、従来から社会との関係を重視した行動を促す内容を含めている。

金品授受問題を踏まえ、憲章 4.誠実性・正直性原則をより強い自覚を促す訴求とし、関連する行動の手引を改定した（行動の手引 1-4 技術者の行動による信頼、4-1 誠実な行動、4-2 契約に関する注意）。

(3) 品質不正問題

多数発覚した品質不正問題の背後要因に、閉鎖的な組織、部門間コミュニケーションの欠如、要員不足、品質に対する意識の希薄化、経営・管理側と現場の乖離、納期優先などの共通点があげられた[3]。

これらに関連した事項はすでに倫理規程に盛り込まれていると考えているが、更に記載を充実させた（行動の手引 3-3 自らの判断に基づく行動、4-8 隠蔽・改ざんの戒めと非公開情報の取り扱い、4-9 説明責任）。

(4) 組織文化

よりよい組織文化の醸成は、上記(1)～(3)とも共通する極めて重要な点であり、更に記載を充実させた（行動の手引 7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則、7-3 環境整備の重要性と継続的改善）。

(5) その他

憲章 5 について、あらためて専門職原則としての重要性を再確認し、あわせて、専門職の社会に対する役割について記載を充実させた（行動の手引 5-6 社会への情報発信と対話の実践）。また、相互協力による地位向上を目指す行動の手引を新たに設けた（行動の手引 5-8 会員間の協力による困難の克服）。

今回の改定の意見募集期間中に発覚した東京電力柏崎刈羽原子力発電所における 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に関連する核セキュリティの確保については、4-3.に記す。

## 4. 倫理規程の変遷に基づく考察

著者は 2017 年から倫理委員会委員の任にあり、それ以前の倫理委員会での検討・議論を詳細には把握していない。その前提で、倫理規程制定・改定の変遷や倫理委員会ホームページで公表されている内容等を分析し、本会倫理規程の主な特徴を考察した。

### 4-1. 積極的な倫理

一般的な倫理規程、倫理綱領の特徴として、「やってはならないこと」を訴求する文言を活用する場合があり、これを予防倫理、消極的倫理と称し、一方、「やってよいこと」を訴求する倫理は志向倫理、積極的倫理と称される[4]。

本会倫理規程は、ポジティブな倫理（積極的倫理）を志向している特徴があり、「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 箇所という例があった。

また、ポジティブな倫理に関連して、「チャレンジ」「チャレンジ精神」という文言が 2003 年改定から使用されている（2021 年改定では前文と行動の手引 1-2 不断の努力と可能性へのチャレンジ）。

ポジティブな倫理という観点は、東電 1 F 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_/）。

### 4-2. よりよい安全、よりよい倫理的行動のための組織文化

本会倫理規程では、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、改定理由として「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」の醸成がまず必要で、次に「体制」作りであるとの立場に立ち、修正した」とされている。現在は、「組織文化」という用語で統一されている。

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」という用語を使っている。IAEA でも、近年、「安全に寄与する組織文化」(Organizational Culture for Safety)という使い方をしている。

東電 1 F 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（2021 年改定では、行動の手引 7-1 組織の中の個人が取るべき行動の基本原則、7-2 課題解決のための行動、7-3 環境整備の重要性と継続的改善、7-4 組織内における申し出に対する適切な運用、7-5 労働環境等の確保)。また、併せて、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、東電 1 F 事故を踏まえた当時の検討の思いが伝わってくる。

さらに、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。

以上のような「組織文化の醸成」「リーダーシップの発揮」の訴求は、本会倫理規程の大きな特徴といえる。

**4-3. 核セキュリティの確保**

核物質防護は非公開情報の取扱いの関連で 2003 年改定から盛り込まれ、核セキュリティの確保については 2009 年改定から盛り込まれた（表 2)。2009 年改定の際の改定理由は「安全や核拡散への配慮とともに核セキュリティへの配慮も大切なことを記載した」となっている。

2021 年改定に係る意見募集期間中に、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護区域への ID カード不正使用問題と核物質防護機能の一部喪失事案（以下「今回の核セキュリティ事案」）が公になった。倫理規程改定案において核セキュリティに関わる記載の充実を提案していたが、意見募集において 2 名の方から核セキュリティの重要性をより訴求する必要性についてご意見をいただいた。今回の核セキュリティ事案を受けてのご意見と受け止めている。ご意見の一部を倫理規程改定案に反映した（表 3)。

ご意見の中には、「安全（性)」と「核セキュリティ」を並列して扱うことを求めるものがあった。安全性と核セキュリティに係る課題の間にはインターフェースがあり、核セキュリティ対策は、ある場合には安全性向上に寄与することができるが、他の場合には安全に好ましくない影響を及ぼすこともあり得て[5]、ご意見の趣旨には理解できるものがある。一方で、核セキュリティに関わる業務に携わる際の姿勢や具体的な行動において考慮しないといけない観点には、安全のための業務と共有する部分も多い※1。また、社会の側からの視点では、幅広い安全問題の一つとして核セキュリティの問題も捉えている可能性があると考えられる。このような観点での検討をした上で、「安全（性)」と「核セキュリティ」を並列して扱う改定は行わず、しかし、本件について倫理委員会としても継続して議論していくこととした。

※1：脅威を現実のものとして認識して行動する。それぞれの立場で自ら学習し、自ら責任をもって主体的に取組む。体制、設備、教育・訓練など備えを最良の状態に維持する。疑問のある場合は速やかに報告する。活動の有効性を継続的かつ的確に評価し、改善活動を行う。など

表 2　核セキュリティの確保に関わる行動の手引の変遷

| 2009 年改定～2018 年改定 | 2021 年改定 | |
|---|---|---|
| | 意見募集段階 | 最終版 |
| 行動の手引 1-4※2<br>核セキュリティ確保への注意 | 行動の手引 2-3<br>同左 | 行動の手引 2-3<br>核セキュリティの確保 |
| 会員は，核物質や放射性物質がテロリズムに用いられる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に十分な注意を払う。 | 会員は，核物質，放射性物質，原子力施設等が，テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に十分な注意を払う。 | 会員は，核物質，放射性物質，原子力施設等が，テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に努める。 |

※2：2014 年改定では行動の手引 2-4、2018 年改定では行動の手引 2-3

表 3　2021 年改定の意見募集での核セキュリティ関連のご意見と倫理委員会の対応（要旨）

| 意見募集でいただいた核セキュリティ関連のご意見 | ご意見に対する倫理委員会の対応 |
|---|---|
| 「行動の手引 2-3 核セキュリティ確保への注意」にテロリストなどから情報漏洩等の働き掛けを受ける可能性があることを考慮して行動等に注意する必要があることを記載しては如何か。近年、核セキュリティの内部脅威への対応の一環として「個人信頼性確認制度」が導入された。これには、テロリスト自体の侵入を防止するとととともにテロリストからの働き掛け（金銭供与等を含む）によって内部情報の漏えいや手引きする可能性のある従事者を排除する目的もある。このような働き掛けに対する行動が必要であることを注意喚起することは有用ではないか。 | 倫理規程の性格上、核セキュリティの確保のために必要な具体的な注意点までは謳うことはしていません。各事業者における教育や核セキュリティ文化の醸成活動において確実な取組みがなされるべきものと考えています。以上のことから、原案のままとします。 |
| 我が国では、IAEA の核セキュリティ勧告 改定第 5 版（INFCIRC/225/Rev.5）の内容を国内法令等に取り入れ、想定される脅威に基づく防護措置が取られており、安全文化と同様にトップマネジメントによる核セキュリティ確保が重要と認識されている。東電の事案が明らかになるなど、核セキュリティ確保の根幹を揺るがす事案が発生しているが、これは、未だに、我が国において核セキュリティ文化の醸成が図られていないことを明確に示すものと考える。原子力学会員においても、核セキュリティの重要性を認識し、核セキュリティの確保に努める姿勢が不可欠であると考える。<br>修正案１：行動の手引 2-3 核セキュリティ<u>の</u>確保~~への注意~~<br>会員は，核物質，放射性物質，原子力施設等が，テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し，核セキュリティの確保に~~十分な注意を払う~~<u>努める</u>。<br>修正案２：行動の手引 7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則<br>会員は，所属する組織において，倫理，安全<u>、核セキュリティ</u>等に関わる問題を…自由に話し合い…<br>修正案３：行動の手引 7-2 課題解決のための行動<br>会員は，それぞれの責任と権限に応じてその役割の重さを自覚し，安全性<u>及び核セキュリティ</u>向上に最大限の努力を払う。安全性<u>及び核セキュリティ</u>の損なわれた状態を自らの権限で改善できない場合… | ご意見の趣旨にある核セキュリティの確保の重要性に関しては、そのとおりと考えます。<br>修正案１について：具体的な修正案は、「注意」という文言が入っていることにより重要性に対する認識が弱くなっているのではないかとのご指摘と受け止め、改定案に反映いたします。<br>修正案２,３について：ご意見の趣旨は理解いたしますが、核セキュリティの確保については行動の手引２－３において特出しして謳っていることから、原案のままとします。なお、最近の事案やいただいたご意見も踏まえて、継続的に議論を進めてまいります。 |

## 5. まとめ

倫理規程の会員への浸透は継続的に取り組むべき課題であり、今回の改定における意見募集でも、その取組みの重要性についてご意見※4 をいただいた。

※4：今回の改定についてコメントはありません。…こういう立派な理念を会員が現場で本当に活かしているのだろうか。その現状把握は倫理委員会として適切に行っているのだろうか。活かされていないから依然として不祥事が後を絶たないのではないか、という問題意識から、今後は是非、倫理規定の遵守状況の調査、それを踏まえた改善活動を具体化して欲しいと思います。きれいごとを唱えているだけでは実態は改善されないと思います。

倫理研究会の開催など、「倫理的な行動は何か」を各人が考える機会を提供し、ポジティブによりよい行動に繋がるようにしたい。

2021 年は、本会倫理規程制定と倫理委員会設置から 20 年に当たる。倫理に関わる活動を拡げていくための取組みを進めていく。

## 参考文献

[1] 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.
[2] 日本原子力学会倫理規定制定委員会，日本原子力学会倫理規定案について，日本原子力学会誌, Vol.43, No.4, 2001.
[3] 神谷昌伸：最近の品質不正問題に関わる考察と倫理，日本原子力学会 2019 年春の年会，3MPL01，2019
[4] 札野順，新しい時代の技術者倫理，放送大学教育振興会，2015.
[5] 日本原子力学会，原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019 附属書 A（参考），2020.

2021年秋の大会

倫理委員会セッション

# よりよい組織文化を目指して
# —倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える—

Aiming for Good Organizational Culture
- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

## （2）倫理委員会での議論

(2) Discussion in the Ethics Committee

*大場 恭子[1]
[1]原子力機構

**1. はじめに**

倫理委員会では，東京電力ホールディングス株式会社の柏崎刈羽原子力発電所における ID 不正使用問題，工事未完了問題，核物質防護機能喪失問題を受け，web 会議システムを活用した自由に議論できる場を設け，委員会内での議論を重ねている。

**2. web 会議システムを利用した自由な議論の場**

**2-1. 自由な議論の場の意義**　倫理委員会の会議は，以前より規程の改定や企画するセッションや研究会等の議論等，期日などが決められている議題に関する議論が優先されやすく，委員会の体制や活動意義について，あるいは倫理的時事問題について議論する重要性は委員内で共有されているが，その議論時間を十分に確保することが難しい状態であった。こうしたなか，新型コロナウィルス感染症拡大以前は，委員会後に自由参加の会食をすることが多く，そのような場で自由な議論がなされ，委員会活動にいい影響を与えていた。他方，感染症拡大後は，web 会議システムを利用し，委員会活動を継続しているものの，会食はない。このような状況を改めて振り返り，倫理委員会の活動においては自由に意見交換できる場が重要であるとの認識から，web 会議システムを利用した「自由な議論の場」を設定した。

**2-2. 場の概要**　web 会議システムを利用した自由な議論の場は，委員会開催日に限らず，委員あるいは委員会の都合を調整しながら，平日の夜と週末の夜の 2 パターン設定した。また参加は途中の出入りを含め自由とし，時にゲストをお招きした。議論において，特定の委員が負荷を負うような資料の用意などは行わない。しかしながら，3 回目以降はテーマを事前に決め，周知すると同時に，どのような議論があったのかを簡単に次回委員会で報告することとし，自由な議論の場を単なる放談の場ではなく，その議論等を委員会活動に活用できるようにした。なお，自由な議論の場の意義は委員会内で共有されているものの，委員によって場への参加のしやすさが異なり，結果，参加者には偏りが存在している。

**2-3. 議論内容**　倫理委員会規程（任務）第 2 条(5)において，倫理問題に関する意見表明があり，今回の一連の事象は，倫理委員会として意見表明すべきかを議論すべき対象と考えている。しかしながら，委員会に調査権はなく，また事象が核物質防護に関するものについては公になる情報が限られている。さらに，委員個人が持っている知識に差のある分野であり，安全文化と核セキュリティ文化の違いや，それらの相互性等に関する考えも委員によって異なっていた。このことから，事象の事実関係を整理し共有することから始めた。

**3. まとめ**

現在，一連の問題に関する倫理委員会の議論は，自由な議論の場を活用しながら論点整理を行っており，自由な議論の場の意義は高い。今後，本企画セッションでの議論や東京電力ホールディングス株式会社あるいは独立検証委員会等から提出される報告書等を参考に，より健全な組織文化を学会員が実現するために，倫理委員会として行うべき貢献について検討し，よりよい活動を目指したい。

---

*Kyoko Oba
[1]JAEA

2021年秋の大会

倫理委員会セッション

# よりよい組織文化を目指して
# —倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える—

Aiming for Good Organizational Culture
- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

## （3）安全と核セキュリティと組織文化

(3) Safety, Nuclear Security and Organizational Culture

*稲村 智昌[1]
[1]電中研

**1. はじめに**

核物質防護設備の不備等に関する根本原因分析と対策をまとめた報告[1]から、あらためて重要と考えられるのが、核セキュリティ文化の醸成という観点である。既刊報告書[2]において、主に IAEA の核セキュリティシリーズ（Nuclear Security Series：NSS）の 7 番目の文書「Nuclear Security Culture」[3]（以下、「NSS-7」と呼ぶ）及び関連文献を参照して、核セキュリティ文化の醸成に関連する論点整理等を行った。本報では、既刊報告書に基づいて、核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムのあり方について述べる。本報における核セキュリティ文化の定義は、NSS-7 に基づいて、「核セキュリティを支援し強化する手段としての役割を果たす個人、組織及び機関の特徴、態度並びに行動の集合体」とする。

**2. 効果的な核セキュリティ文化のための考え方**

**2-1. 核セキュリティ文化の醸成とは何か**

NSS-7 では、核セキュリティの責任を有する人々が「信憑性のある脅威が存在する」及び「核セキュリティは重要である」という信念（beliefs）を持っていることが、効果的な核セキュリティ文化の土台であるとされている。以下では、「信憑性のある脅威が存在する」及び「核セキュリティは重要である」という信念を「2 つの基本信念」と呼ぶ。核セキュリティ文化の醸成とは、「2 つの基本信念」を核セキュリティの責任を有する全ての人々に根付かせるための諸活動を指すと言える。ここでの「核セキュリティの責任」とは、核セキュリティの最終的な責任ではなく、核セキュリティに関連する全ての人々がそれぞれの立場で担う責任のことを意味する。

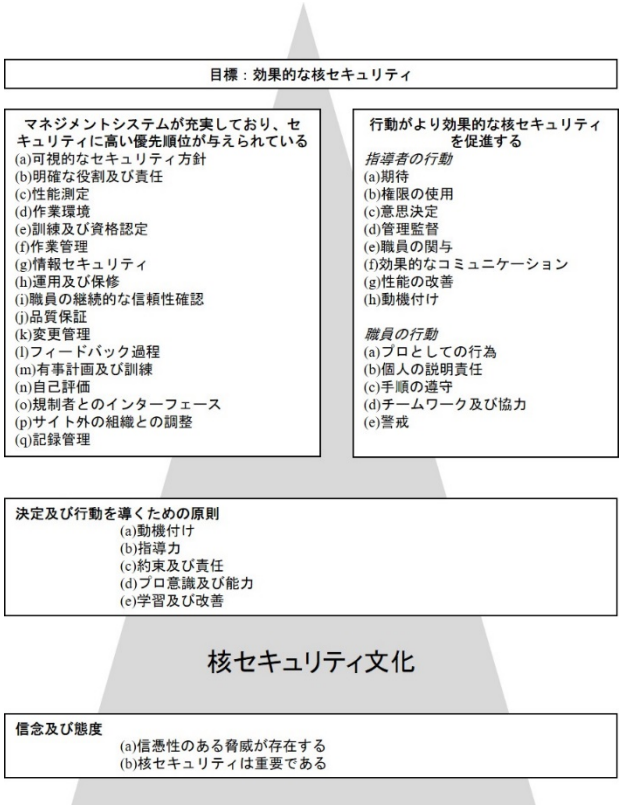
**2-2.「2 つの基本信念」を根付かせるための組織文化モデル**

一般的に、各個人がどのような信念を持っているかについては、人間の無意識の部分に関わる問題であることから、外部から直接的に観測することはできない。例えば、「2 つの基本信念」の有無を問う質問に対して、仮に肯定的な回答をしたとしても、回答者本人が本当にそのような信念を持っているとは断定できない。

したがって、NSS-7 では、組織として「2 つの基本信念」を根付かせるために何をすべきかを考える上で、核セキュリティに関連する組織及び個人がどのような観測可能な特徴を有しているべきかという観点からの整理がなされている。図 1 は、NSS-7 において、効果的な核セキュリティ文化の特徴として整理されたものである。図 1 のような層構造の文化モデルについては、図 2 に示すように、原子力安全文化においてもほぼ同様のものが議論されている[4]。2 つの文化モデルが似ている理由は明確であり、いずれもが、組織文化に関する E.H.Schein の研究[5]を基にして導出されたものだからである。

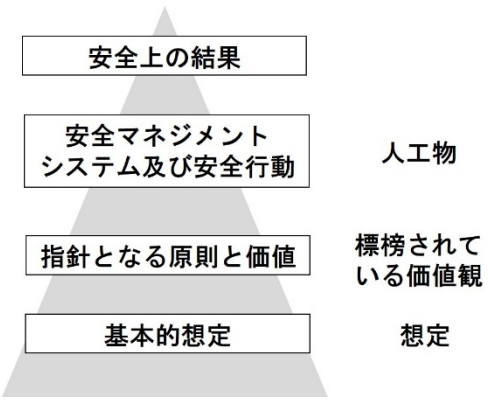
**2-3. 核セキュリティ文化と原子力安全文化の共通点及び相違を踏まえたマネジメントシステムの必要性**

職員の行動はマネジメントシステムの質に依存することから、効果的な核セキュリティ文化のためには、充実したマネジメントシステムが不可欠である。職員の行動及びマネジメントシステムは、図 1 の第 1 層に該当し、これらは深層心理のような無意識の部分とは異なり、外部からの観測が可能である。表 1 は、NSS-7 において、効果的な核セキュリティ文化におけるマネジメントシステムの特徴として挙げられている項目をまとめたものである。表 1 の項目の多くは、原子力安全文化とも共通している。




出典：文献[3]に基づいて筆者が作成

図 1 効果的な核セキュリティ文化の特徴




出典：文献[4]に基づいて筆者が作成

図 2 原子力安全文化モデル

核セキュリティ文化と原子力安全文化の最も大きな違いは、核セキュリティ文化は、施設に危害を加えようとする敵対者の悪意を考慮しなければならないという点である。例えば、信頼性確認は、内部脅威を想定しなければならない核セキュリティに特有の項目であり、原子力安全では一般的には考慮されない。

NSS-7 によれば、図 1 の主要な目的は、従うべき規範を示すことではなく、組織及び個人による自己評価を奨励し、示された特徴を踏まえてどのように一歩先に考えを進めるかという刺激を与えることであるとされている。したがって、NSS-7 に示されている種々の取組を何の検討もなくそのまま導入することは、IAEA の考え方とは根本的に異なるものであると言える。すなわち、現時点において我が国で実施されている原子力安全文化の取組や諸外国の核セキュリティ対策（例えば訓練等）を模倣して核セキュリティ文化のための取組を整備するだけでは十分ではないということを意味している。我が国の実情を踏まえた核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムが求められる。

## 3. 核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムのあり方

### 3-1. 脅威情報の共有

施設外からの敵対者の攻撃に対して、主として対抗措置を講じるのは施設の核セキュリティ要員（本報では、核セキュリティ関連業務を自身の主な業務としている者を指す）や治安当局であり、敵対者への直接的な対応が一般職員に求められるわけではない。一方で、仮に攻撃が発生した場合には、一般職員は、自身の安全と施設の安全を確保しつつ、核セキュリティ要員や治安当局が講じる対抗措置の阻害要因とならないように適切に行動しなければならない。こうした適切な行動を促す土台となるのが核セキュリティに対する当事者意識であると言える。

加えて、本人の思想信条や勤務態度に何の問題もなくても、家族を人質に取られる等の手段によって、本人の意に沿わずに不正行為に加担する危険性は全ての職員に存在する。そのような観点からは、施設で働く全ての職員は潜在的な内部脅威者と見なすことができることから、内部脅威対策は全ての職員の問題である。施設で日常の業務に携わる各職員が、アクセス管理や機微情報管理のような種々の核セキュリティ措置の必要性を認識し、適切な手順を遵守しなければ、核セキュリティの実効性は大きく損なわれる結果につながる。したがって、核セキュリティ文化の醸成を考える上では、核セキュリティ要員以外の職員の当事者意識の涵

表１　効果的な核セキュリティ文化のために事業者が整備すべきマネジメントシステム

| 項目 | 概要 |
|---|---|
| 可視的なセキュリティ方針 | 組織の中で、組織が核セキュリティに対してどのように取り組むかを明示した方針文書が必要。 |
| 明確な役割及び責任 | 核セキュリティに関連して求められる結果を得るためには、誰が何に対して責任を負っているのかについて、全ての組織の職員が明確に理解することが必要。 |
| 性能測定 | 上層部が職員にどのような期待をしているかを確立する際に、及び求められる結果を職員が達成する際に、定量的目標及び核セキュリティ性能の定量的測定が必要。 |
| 作業環境 | 物理的及び心理的な作業環境により、職員が業務をどのように実施するか及び核セキュリティ要件をどのように遵守するかは影響大。 |
| 訓練及び資格認定 | 職員が自身の役割を果たすために必要な知識及び技能を習得できるような訓練及び資格認定のための系統的方法が必要。 |
| 作業マネジメント | 全ての作業は、核セキュリティが損なわれないことを保証するために適切な計画が必要。 |
| 情報セキュリティ | 組織は、機微情報を防護するために、機密指定及び管理の措置の実施が必要。 |
| 運用及び保修 | 核セキュリティシステムの設備は、継続的な運用、定期的な保修、及び不定期の改良並びに交換が必要。 |
| 職員の信頼性確認 | 内部脅威対策のために、職員の信頼性確認及び内部脅威の緩和のための効果的な過程の整備が必要。 |
| 品質保証 | セキュリティに対する標準的な品質マネジメントの適用が必要。 |
| 変更マネジメント | 不適切な変更マネジメントが生じないようにするために、組織は、セキュリティ機能に変更を適用する際に、変更を理解、計画、実施及び強化するための効果的な過程の保有が必要。 |
| フィードバック過程 | 核セキュリティの継続的改善が可能な組織は、自身及び他者の経験からの学習能力が必要。 |
| 有事計画及び訓練 | 有事計画を整備するとともに、適切かつ現実的な訓練並びに演習の定期的な実施が必要。 |
| 自己評価 | 核セキュリティに適用可能な広範な評価プログラム、根本原因分析等を含む自己評価システムが必要。 |
| 規制者（及び法執行当局）とのインターフェース | 重要な核セキュリティ問題に関する情報交換のために、規制当局又は法執行当局との建設的な関係が重要。 |
| サイト外の組織との調整 | 核セキュリティには多様なサイト外の組織が関連することから、当該組織との調整が重要。 |

（出典：文献[3]を編集して筆者が作成）

養が特に重要な課題となる。

適切な脅威認識は、職員一人一人の当事者意識の涵養に資するものであり、セキュリティに関連する積極的な行動を促す源泉となるものである。したがって、セキュリティ要員のみで全ての情報を囲い込むのではなく、セキュリティ要員以外の職員との間でいかに情報共有ができるかという観点から、脅威情報を分類することが求められる。

### 3-2. 機微情報管理及び信頼性確認

核セキュリティに関連する情報は、セキュリティ上のリスクに応じた情報の秘密指定と、機微情報には職務上の知る必要性がある場合にのみアクセスできるという「need to know」の原則の徹底が求められる。信頼性確認については、どのような項目で何を確認すれば当該人物の信頼性を確認したことになるのかに関する議論をより深めるべきである。

一方で、内部脅威対策として、信頼性確認等のある特定の措置に過度に依存するのは、逆にリスクを高め

る要因となりうる。後述する職員相互による積極的な働きかけや、ホットラインのような補完的措置を用いることによって、兆候の段階で確実に捕捉していく体制を整備・運用していくことが必要である。

**3-3. 職員の積極的な行動を促す措置の導入**

核セキュリティは、施設内で共に働く仲間の中に敵対者が潜んでいる可能性があり、そうした内部脅威への対応が求められる点において、原子力安全とは大きく異なる。内部脅威に対しては、職員同士の積極的な行動によって、兆候の段階で適切に対処し、未然防止につなげることが重要である。内部脅威対策は人間を相手にしたものであることから、職員同士での積極的な声かけ、ライン管理者と職員の間で適切な報告が可能な信頼関係の構築、補完的な報告手段としてのホットラインの構築が重要である。

ホットラインは、セキュリティ上の懸念に対する職員の積極的な行動を促すとともに、職員の支援プログラムとしても利用可能である。組織内部で解決可能な措置が適切に整備されていれば、敵対者の勧誘に屈しそうな経済的な困難等の事情を抱えてしまった場合に、内部脅威への発展を防ぐことができる可能性がある。こうした措置は、核セキュリティ上の懸念への適切な対処に資するだけではなく、当該措置を利用したことによって不正行為に手を染めずに済んだ当該人物にとっても重要な支援を与えたことを意味している。

**3-4. 核セキュリティ対策の継続的改善サイクルの構築**

核セキュリティにおいて継続的改善のサイクルを構築することが必要である最も大きな理由は、セキュリティのリスクが日々変わる可能性があるからである。テロ組織がどの施設を標的とするかが変わった、あるいは、これまで突破が困難であったセキュリティ障壁を容易に突破できるような技術的進歩が成し遂げられた等の要因によって、セキュリティのリスクは変動する可能性がある。したがって、関連する情報を適時に収集し、常に現状に満足することなく継続的に改善をしていく姿勢が不可欠である。

**4. おわりに**

核セキュリティ文化の醸成とは、「備えなければならないような脅威は本当にあるのか？」、「施設内で実施が求められている種々の核セキュリティ措置は、実際にどれくらいの有効性があるのか？」という疑問に丁寧に答えていくことによって図られていくとも言える。職員一人一人に核セキュリティに関する当事者意識が芽生え、種々の措置の有効性が認識されるように、職員間のコミュニケーションが重要となる。加えて、核セキュリティに関する規制や種々の措置が守るに値するものであることを示していけるように、国家的な継続的改善のサイクルの構築も重要である。そのためには、規制者と被規制者が上意下達的な関係になるのではなく、核セキュリティという同じ目的を達成するための対等な立場であるという認識を共有し、各自の取組に関する積極的なコミュニケーションを図り、見直しを進めていくことが必要である。

**参考文献**

[1] 東京電力ホールディングス, 柏崎刈羽原子力発電所社員による ID カード不正使用についての根本原因分析及び改善措置（概要）, 2021.
[2] 稲村智昌, 我が国の核セキュリティ文化醸成に関する考察 －IAEA 実施指針や国内外の脅威事案の分析を通じて－, 電力中央研究所報告 Y13002, 2013.
[3] International Atomic Energy Agency, Nuclear Security Culture, Nuclear Security Series, No.7, 2008.
[4] Special Expert Group on Human and Organisational Factors, State-of-the-Art Report on Systematic Approaches to Safety Management, 2006.
[5] Schein, E.H., Organizational Culture and Leadership, 3rd edition, Jossey-Bass, San Francisco, 1997.

*Tomoaki Inamura[1]
[1]CRIEPI

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

# [2J_PL] The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

chair: Masahiro Furuya (Waseda Univ.)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room J

[2J_PL01] Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor

*Ken Aoki[1] (1. JAEA)

[2J_PL02] Development status of thermal-hydraulics evaluation technology in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)

*Kenichi Katono[1] (1. HGNE)

[2J_PL03] Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX

*Rei Kimura[1] (1. TOSHIBA ESS)

[2J_PL04] Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior

*Junichi Takeuchi[1] (1. MHI)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

# 熱流動評価技術における最新動向
The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

## （1）高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

(1) Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor

*青木　健[1]

[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

本発表では、高温ガス炉の熱流動設計の特徴、高温工学試験研究炉（HTTR）における炉内流量配分の評価手法や改善策を概説するとともに、実用高温ガス炉システムの設計における課題について述べる。

### 2. 高温ガス炉における熱流動設計

#### 2-1. 熱流動設計の特徴

HTTR の炉心は黒鉛ブロックの積層構造で構成される。具体的には燃料ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及びそれらを取り囲む固定反射体で構成される。HTTR の熱流動設計では、炉内流量の評価及び適切な配分により、熱膨張や中性子照射の影響、製作公差により炉心を構成するブロック間に生じる間隙等を流れ、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与しない冷却材の流れ（漏れ流れ）を低減し、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与する冷却材流量を確保する必要がある。また炉内流量配分を最適化できれば、原子炉出力の向上を図ることができるため、高温ガス炉の経済性向上が期待される。

#### 2-2. 炉内流量配分の評価手法

HTTR の炉内流量配分の評価には流量配分評価解析コード FLOWNET が使用されている。FLOWNET コードの計算処理は熱流動解析、伝熱解析及びギャップ解析に大別される。熱流動解析では炉内の流路を 1 次元の流路網によりモデル化し、熱構造体と流体間の熱交換を考慮した保存式を解くことで、流体の圧力や温度、流量の分布を評価する。伝熱解析では熱構造体における内部発熱や流体と熱構造体の熱交換を考慮した 1 次元熱伝導方程式を解くことで、熱構造体の温度分布を評価する。ギャップ解析では炉内の照射量分布や温度分布等に基づき、中性子照射や熱膨張による黒鉛構造物の変形量を評価し、漏れ流れの圧力損失評価等に反映する。高温ガス炉特有の漏れ流れの圧力損失評価には、実験により検証した評価式を適用する。

#### 2-3. 炉内流量配分の改善策

HTTR では漏れ流量を低減し、燃料に十分な流量を確保するため、主に以下の設計対策を行っている。(1)炉内カラム等の間隙寸法の最適化、(2)固定反射体へのシール要素の設置、(3)炉心拘束機構による固定反射体の周方向の緊縛及び炉心形状の維持、(4)キーとキー溝を用いた結合構造による固定反射体等の一体化、(5)発熱量に応じた炉内流量配分。HTTR では上記設計対策により、950℃運転時に燃料の冷却に寄与する流量として全流量の約 88%を確保し、燃料を十分に冷却できることを確認した[1]。

### 3. 実用高温ガス炉の熱流動設計における課題

実用高温ガス炉の設計では炉心拘束機構は採用せず、コアバレルにより炉心を所定の位置に保持する。しかし、コアバレルは固定反射体を周方向に緊縛することができず、コアバレル底板の熱膨張も相まって、固定反射体―コアバレル間やコアバレル底板直上のカラム間の漏れ流量が増大し、燃料の有効な冷却に寄与する流量が低減する。従って、シール要素の追設等の更なる漏れ流量低減策を含めた設計対応によって、炉内流量配分を最適化することが課題である。

---

*Takeshi Aoki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

[1] 丸山他, JAERI-M 88-255 (1988)

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

# 熱流動評価技術における最新動向
The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

# （2）日立の新型炉（BWRX-300, RBWR, PRISM）における熱流動評価技術の開発状況

(2) Development status of thermal-hydraulics evaluation technology in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)

*上遠野 健一[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社

## 1. 日立の原子力ビジョンと新型炉開発

日立は，初期投資リスクの低減，長期的な安定電源の確保，放射性廃棄物の有害度低減の実現を原子力ビジョンとして掲げており，これらを実現する新型炉として，BWR（Boiling Water Reactor：沸騰水型軽水炉）建設経験と燃料サイクル技術を基に，小型化・簡素化により安全性と経済性の両立をめざした次世代小型軽水炉 BWRX-300，実績豊富な軽水冷却技術を用いた高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR），固有安全性を有する金属燃料を採用した小型液体金属冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の三つの炉型について，オープンイノベーションを活用した国際共同開発を進めている[1]。今後，グローバルなエネルギー問題への解決策を提供するため技術開発を実施し，これら三つの炉型を早期に実用化していく予定である。

## 2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

### 2-1. BWRX-300 概要

カーボンニュートラルを実現するために原子力発電が果たすことができる役割は大きく，経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており，日立は米国の GE Hitachi Nuclear Energy（以下，「GEH」と記す。）社と協調し，高度な安全性を維持したうえで経済性を向上した，次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。BWRX-300 の概念図と主な仕様を図 1 に示す。BWR は，原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送るシンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では，原子炉圧力容器に隔離弁を直付けすることで，原子炉で想定される主要な事故である LOCA（Loss of Coolant Accident：冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減する，隔離弁一体型原子炉の概念を採用した。この結果，安全性を高めつつ，非常用炉心冷却系ポンプなどの大型機器を削減するとともに，原子炉建屋および原子炉格納容器を大幅に小型化し，出力当たりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は機器点数削減による信頼性の向上や，廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。また，安全性や社会的受容性の観点から，出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ，静的安全系採用による電源不要の長期冷却などの特長を生かして，EPZ（Emergency Planning Zone：緊急時計画区域）縮小について検討を進めている。

### 2-2. 熱流動評価技術の開発状況

BWRX-300 では再循環ポンプを設けずに，炉心の上部にチムニと呼ばれる円筒状空間を設けて，自然循環のみで炉心を冷却する方式を採用している。チムニの目的はチムニ内の気液二相流とダウンカマ内の単相の水との密度差を駆動力として冷却材の自然循環流量を確保することであり，チムニ内のボイド率は自然循環流量に強く影響する。

---

*Kenichi Katono[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

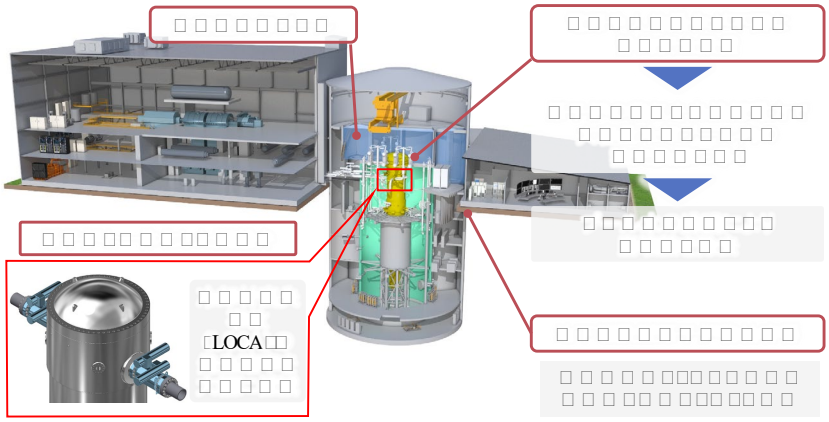



図 1　次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図と主な仕様

これまでにも日立では，BWR の実際の運転圧力・温度で，蒸気と水を供給できる世界最大級の試験設備である多目的蒸気源試験設備（HUSTLE: Hitachi Utility Steam Test Leading facility）[2]を活用し，大口径鉛直流路内の，BWR 熱水力条件における気液二相流動様式やボイド率特性を把握するための開発を進めてきた[3]。図 2 に 0.31 m 幅正方形断面流路を対象として，圧力 7.17 MPa，水流量が 50 t/h の場合におけるワイヤメッシュセンサ（WMS: Wire-Mesh Sensor）信号（30 本×30 本）から再構成したボイド率の時刻歴 CT（Time-Domain Computed Tomography）を示す。図 2 の黒い領域が水，白の領域が蒸気であり，灰色の領域は WMS では捉えられない，径が数 10 ～ 数 100 μm の液滴を同伴した蒸気である。このような実証試験データを活用し，システム解析コードや 3 次元二相流 CFD（Computational Fluid Dynamics）コード[4]の高度化や検証を進めている。図 3(左)に試験で用いた WMS，及び，解析結果から評価した時間平均流路中央断面内ボイド率分布の比較を示す。試験，解析ともにボイド率分布は，蒸気流量 11 t/h では流路中央付近にピークを持つ放物状に近い分布，蒸気流量 27 t/h では流路中央域が平坦な分布となった。これらの条件では，試験値と解析値はワイヤメッシュセンサの測定誤差の範囲内で一致しており，3 次元二相流 CFD コードが大口径・正方形断面流路体系に適用できることを確認した。このように実証試験データで適用性を確認した 3 次元二相流 CFD コードをベースとした，原子炉一体解析システムの開発も進めている。図 3(右)に高経済性単純化沸騰水型原子炉（ESBWR: Economic Simplified BWR）を対象とした，原子炉一体解析システムによる ESBWR チムニ内ボイド率分布解析結果を示す。このように実機形状を詳細にモデル化できる原子炉一体解析システムを活用することで，チムニ構造の検討や，自然循環流量の高精度予測が可能である。

BWRX-300 でも通常運転時・事故時における原子炉内自然循環特性を精度よく評価する必要がある。計測データベースの拡充や 3 次元二相流 CFD コードの高度化は，プラント成立性にとって重要な課題となっており，GEH 社とともに，試験や解析コードの開発を進めていく計画である。

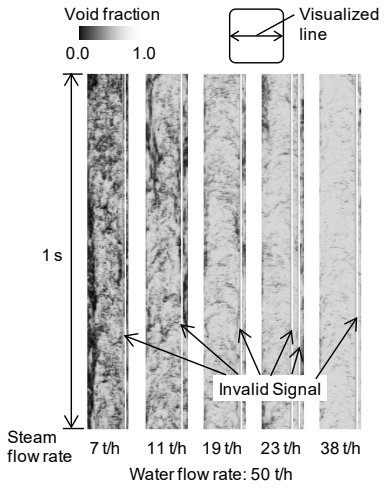



図 2　WMS による計測結果

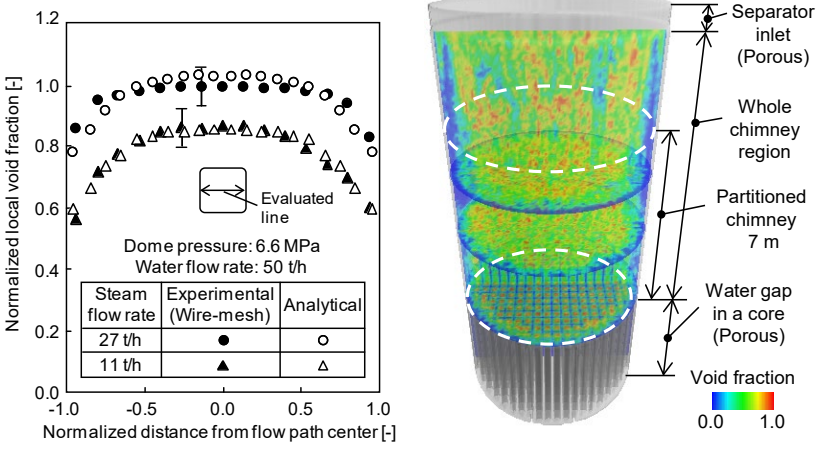



図 3　3 次元二相流 CFD による解析結果

## 3. 軽水冷却高速炉 RBWR

### 3-1. RBWR 概要

日立は BWR プラントメーカとして，資源の有効利用と使用済み燃料の環境負荷低減に寄与することをめざし，軽水冷却高速炉 RBWR の開発を進めてきた[5]。RBWR は，原子炉内で冷却水が沸騰する BWR の特長を活用するとともに，燃料棒を密に配置し，冷却水との衝突による中性子の減速を抑制してエネルギーを従来 BWR よりも高めることで，使用済み燃料に含まれ，放射能が長期間減衰しない要因となっているプルトニウムやマイナーアクチニドなど超ウラン元素（TRU : Trans-uranium）の燃料としての再利用を可能とする。

RBWR においては社会的な要請に応えつつ，燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていく計画である。図 4 に RBWR の導入ヴィジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により，TRU の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが，プルトニウム利用や再処理を促進し，使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決，原子力発電の維持に寄与することを目的とし，既設炉にもバックフィットが可能な四角格子 RBWR の開発も進めている。

### 3-2. 熱流動評価技術の開発状況

四角格子は現行 BWR よりも水力等価直径が小さく，現行の熱水力評価手法の適用性を確認する必要がある。また，六角格子の場合は，内部ブランケットを配置することで軸方向に非均質な燃料構成となることに伴い，局所的に熱流束が高くなることや熱出力分布の軸方向変化が大きくなることへの適用性の確認や手法の高度化が必要である。稠密燃料集合体体系に対しては，過去に実温・実圧試験も行われているが，除熱機構の解明には至っておらず，また，除熱性能への影響が大きいスペーサが燃料棒表面の液膜や燃料棒間の液滴挙動に及ぼす影響を機構論的に評価した例はほぼない。

このような背景から，四角格子・稠密燃料体系に対するドリフトフラックスモデルや，高熱流束下における燃料棒表面液膜からの液滴飛散モデル[6]，及び，詳細二相流シミュレーションも活用した機構論的なスペーサモデルの開発[7]を，国内の研究機関とともに進めている。その一例として，図 5 に大気圧条件下で水-空気を用いた強制対流液膜の沸騰試験から得られた沸騰曲線，及び，可視化結果を示す。比較的熱流束が低い(a)では，加熱面上に蒸気泡が存在しないため，沸騰が発生していないことがわかる。よって，この領域では強制対流蒸発が支配的な熱伝達メカニズムであり，また，この条件では液滴飛散現象が発生していないことがわかる。(b)では，伝熱面上に蒸気泡が存在している。このことから，支配的な熱伝達メカニズムが強制対流から核沸騰に遷移していることがわかる。核沸騰が激しくなると，蒸気泡が液膜界面に到達して崩壊する際に形成される液膜のフィラメントの断裂による液滴飛散現象が発生している。この現象は熱流束が高い条件などの，生成される蒸気の量が多い条件で発生し，生成する液滴の直径が他のメカニズムよりも大きい。そのため，フィラメントの断裂による液滴の生成過程を解明・評価することが液膜ドライアウト評価に対して重要である。沸騰による液滴発生メカニズムや頻度，流動条件の依存性についてはまだ十分に調査できておらず，今後の液滴飛散量の定量的な評価と合わせ，メカニズムの考察及び相関式の開発を行う計画である。

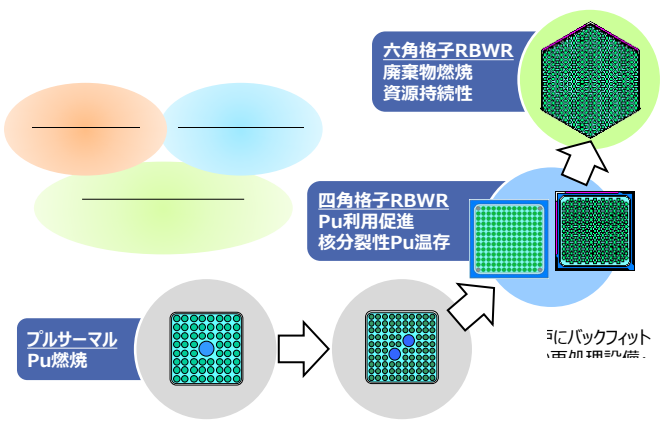



図 4　RBWR の導入ヴィジョン

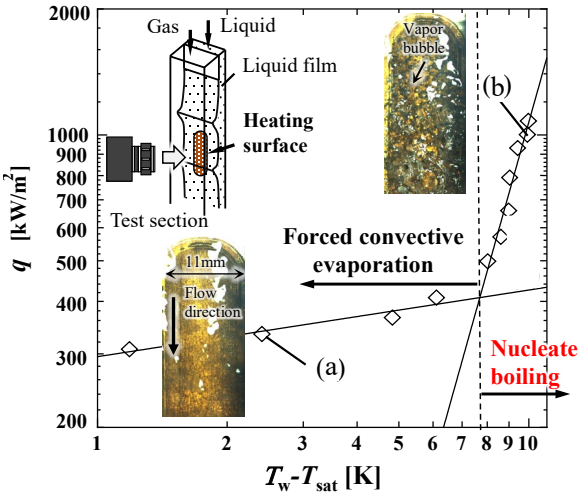



図 5　強制対流液膜の沸騰試験結果

## 4. 小型液体金属冷却高速炉 PRISM

### 4-1. PRISM 概要

軽水炉による原子力発電が実用化された一方，将来の資源持続性の観点から，燃料となる核分裂性物質を消費しながら生成する高速炉技術は燃料組成の柔軟性が高く，各国で開発が進められている。PRISM の最初の設計は 1980 年代に GE 社により行われ，現在は GEH 社により開発が継続されている。事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）は，電源および運転操作を必要とせず，金属燃料を採用することで高い固有安全性・信頼性を有し，初期投資を抑制できる小型モジュールナトリウム冷却高速炉を実現している。単一の原子炉モジュールの電気出力は標準で 311 MWe であり，設置する原子炉モジュールの数によって柔軟な発電プラント構成を可能としている。日立は 2018 年 12 月に経済産業省により策定された高速炉開発ロードマップの高速炉導入方針に従い，経済性と安全性を兼ね備えた PRISM を 2040 年代に日本へ導入することを目標としている。

### 4-2. 熱流動評価技術の開発状況

革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉に適用されるイノベーション技術の一つである RVACS は，空気の自然循環により除熱する静的な機器のみで構成した除熱システムである（図 6）。最新の 3 次元熱流動解析ツールを用いた詳細解析により，過去に実施された熱流動解析や試験実績を基に設計された RVACS が，除熱要求に対して適切な裕度を有していることを確認すると共に，従来のネットワーク型解析では困難であった局所的な熱流動を評価し，将来的に検討すべき課題の摘出に資することをめざした開発を進めている。

RVACS の解析モデルは，原子炉容器外側の空気系流路に加えて，原子炉容器内の構造物と一次冷却材流路を面対称 90° モデルとして作成した。解析モデルは複雑な構造をしているため，空気系流路，炉心槽，中間熱交換器，電磁ポンプの各々の単体機能確認計算を行い，その後，その他の構造物と合わせて全体モデルを作成する手順とした。図 7 に 2,000 万メッシュ規模の CFD による 2 次元熱流動定常解析結果例を示す。解析結果より，原子炉容器内（ナトリウム）と炉容器外（空気）の自然循環で崩壊熱除去が可能であり，RVACS が有効であることを CFD からも確認できた。局所的な熱流動挙動としては，空気流路プレナムでの局所的な渦の発生や偏流，原子炉容器内での冷却材の温度成層化のようなネットワーク型解析では確認が困難な挙動を CFD を活用することで確認できた。また，感度解析の結果より，RVACS 除熱量に対する影響は，スタック高さや冷却材境界温度（空気入口温度）の影響は小さいが，ふく射率の影響は大きいことを確認し，RVACS の信頼性確保に資することができた。今後，CFD の結果を踏まえて，ふく射試験データの蓄積等による信頼性の確保が重要となる。

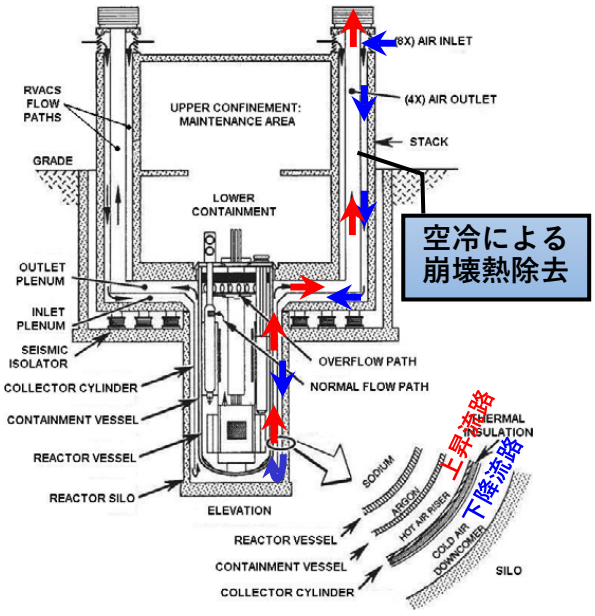



図 6　RVACS 概念図

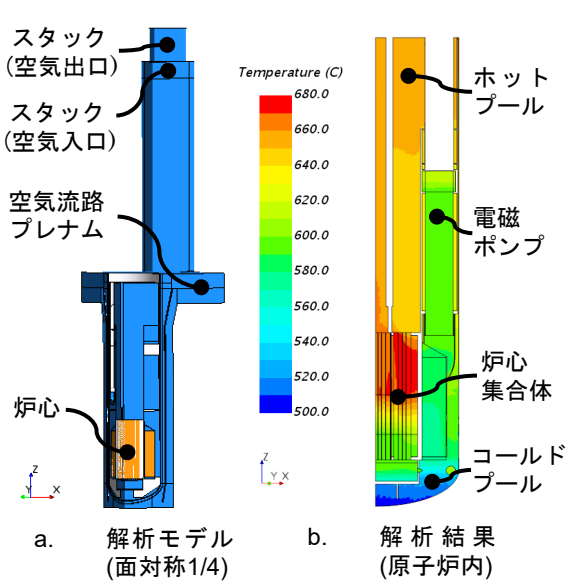



図 7　RVACS 全体解析結果例

**参考文献**

[1] 木藤他，“日立の原子力ビジョンと新型炉開発”，日立評論 Vol.102 No.2 (2020).
[2] 日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社　ニュースリリース，“原子力事業の競争力強化を目的とした多目的蒸気源試験設備を建設”，2009 年 3 月 27 日
[3] D. Taniguchi et al., “Void Fraction in a Modeled Single Cell of a Partitioned Chimney under Thermal-Hydraulic Conditions of BWRs”, Proc. of 20th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE20), CD-ROM, Paper No. ICONE20 POWER2012-55117 (2012).
[4] 上遠野他，“BWR 熱水二相流の流動様相”，混相流，28 巻，6 号，pp.153-160 (2014).
[5] R. Takeda et al., “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988).
[6] J. Tabichi et al., “Experimental Observation of Nucleate Boiling Entrainment in a Liquid Film”, Proc. of 28th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE28), ICONE28-POWER2021-63813 (2021).
[7] 吉田他，“軽水冷却高速炉の開発 (4)模擬サブチャンネル内詳細二相流シミュレーション”，日本原子力学会 2020 年秋の大会 2G15 (2020).
[8] 阿部他，“革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (5)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動解析”，日本原子力学会 2020 年秋の大会 2I12 (2020).
[9] 阿部他，“革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (9)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動感度解析”，日本原子力学会 2021 年秋の大会 2K17 (2021).

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

# 熱流動評価技術における最新動向
The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

# （3）水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ における熱流動分野の取組と課題

(3) Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX™

*木村　礼[1]，岩城　智香子[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

## 1. MoveluX について

現在，東芝エネルギーシステムズでは図１および図２に示す水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark)の開発を行っている．MoveluX™ はコンテナで輸送可能なサイズの 10MWt 程度の原子力システムであり，その用途に応じて発電・熱供給・高温水蒸気電解による水素製造など様々な形態のエネルギーを供給する．

本原子炉システムは地上部分と地下部分に分かれており，地上部分には発電や熱利用，水素製造などエネルギー変換･利用の設備が格納される．一方で，地下部分には原子炉システムが納められ，原子炉容器の中には炉心・ヒートパイプ・熱交換器などが設置される．

本原子炉の炉心には燃料の低濃縮化･燃料インベントリの低減，受動的安全性の向上などの目的で水素化カルシウム（$CaH_2$）が減速材として採用されており，加えてヒートパイプを採用する事で一次冷却系から動的な機構を排除している．炉心からヒートパイプに移行した熱はヒートパイプと一体化した熱交換器に輸送され，二次冷却系と熱交換を行う．

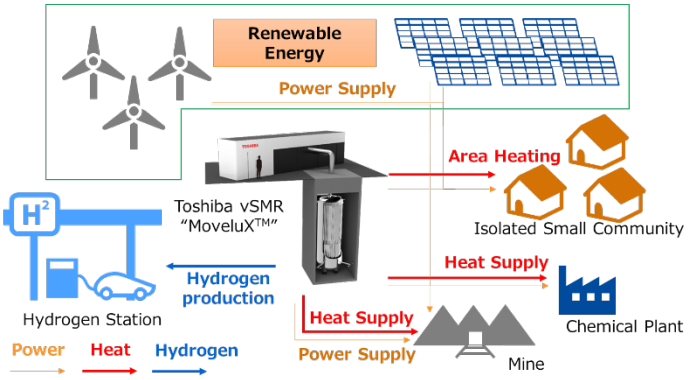



図１：MoveluX™ の活用のイメージ

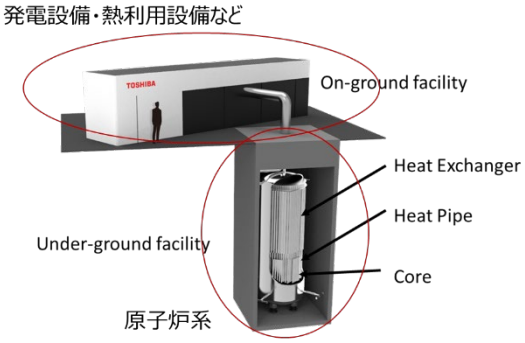



図２：MoveluX™ の概念図

## 2. 主要な技術課題

本原子炉システムの開発に係る主要な技術課題としては①炉心核熱設計と臨界試験による検証，②減速材開発，③反応度制御機器開発，④ヒートパイプ/熱交換器開発が挙げられる．これらの開発は核データ測定や積分実験データの取得，材料物性データ，熱流動特性の取得など基礎的な検討要素が多く含まれており，大学や研究機関との連携が重要となる．

## 3. 熱流動分野の取組

本原子炉システムにおける熱流動分野の取り組みとしてはナトリウムヒートパイプ/熱交換器の開発が挙

げられる．ヒートパイプは一般的なウィック式のものでは無く図３に示すサーモサイフォン式とし，気相の流路を外管と内管の間とすることで気液の流路を分離して熱輸送能力の向上を図った．

また，本原子炉システムでは熱交換器を原子炉容器に収める為，単位体積あたり熱交換量の大幅な向上が求められる．そこで図４の様な微細流路を用いたコンパクト熱交換器を適用する事とした．

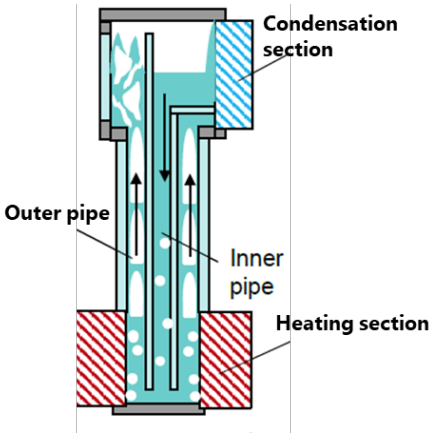



図３：サーモサイフォン式ヒートパイプ

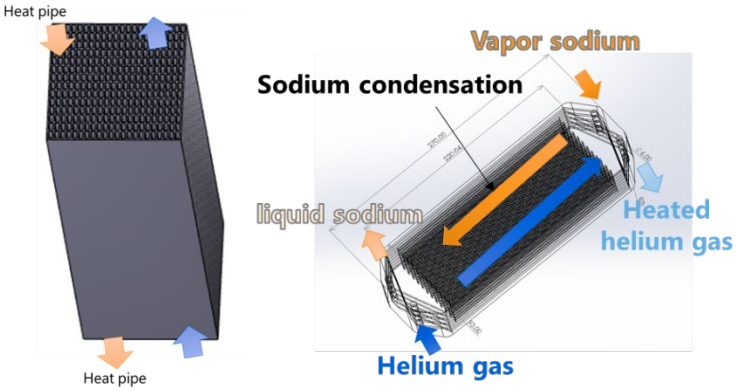



図４：コンパクト熱交換器のイメージ

## 4. 熱流動分野の主な課題

熱流動分野の主な課題としては，上記ヒートパイプ/熱交換器内のナトリウム二相流の伝熱流動特性，特に凝縮熱伝達率のモデル化が設計上の重要な課題である．熱交換器内の各チャンネルは狭隘な流路となっており，そのような流路内におけるナトリウムの凝縮挙動や熱伝達率のデータが殆ど無く，現状では設計検討を行う事が出来ない．

そこで，ナトリウムの狭隘流路内の凝縮熱伝達モデルを構築することを目的に，流路内の液膜挙動を解明するための実験を計画した．これまでに事前検討として，中性子イメージングによるフィルムの薄膜を用いた膜厚測定試験を行い，中性子ビームと膜の角度による中性子透過率を評価した．

結果，膜厚・角度に対する中性子透過率の依存性が確認され，原理的には薄膜の厚さ測定が可能である見通しが得られた．一方でモデル化に使用可能なデータ取得には更なる誤差低減が必要である事も示唆されており，今後撮像系の改良や角度設定の不完全性の排除などの改良を進めていく．

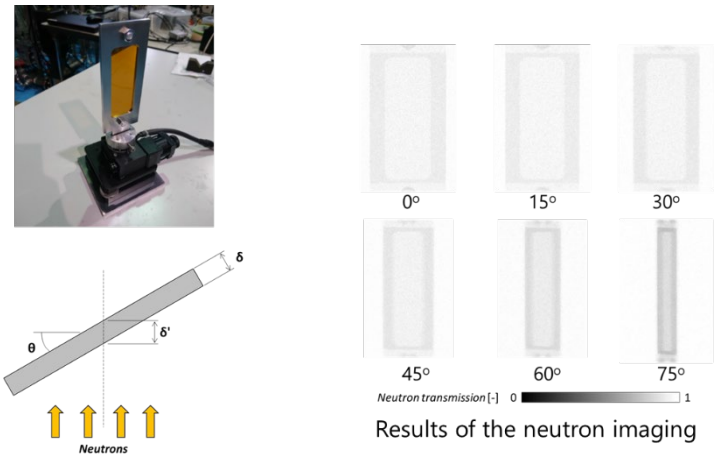



図５：中性子イメージングによる液膜厚さ測定

## 5. 結言

MoveluX™ の開発の一環としてヒートパイプ/熱交換器について課題を抽出し，ナトリウムの凝縮熱伝達率など基礎的なデータの取得が必要であることを明らかにした．また，本データの測定手法を検討し，測定可能性を見通すとともに実用に向けた課題を検討した．今後，測定系の改良を進めるとともにナトリウムの測定を行うための TOF(Time of Flight，中性子の飛行時間から中性子エネルギー毎の情報を得る手法)測定の検討なども進めていく．

**謝辞**

本発表のうち，中性子イメージングに関して大変大きなご助力を頂いた京都大学複合原子力科学研究所の斎藤泰司教授，伊藤啓准教授，伊藤大介助教に深く御礼申し上げます．また，本発表は「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を含みます．

*Rei Kimura[1] and Chikako Iwaki[1]

[1]Toshia Energy Systems & Solutions Corporation.

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

# 熱流動評価技術における最新動向

## (4) 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

(4)Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior

原　伸英[1]，小田　拓央[1]，吉田 啓祐[1]，野口　浩徳[1]，谷本　浩一[1]，合田 博志[1]，
*竹内 淳一[1]，林　直哉[1]，　三菱重工業株式会社，

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では溶融燃料拡がり挙動のモデル開発を行った。コリウムを用いた拡がり実験の検証解析を行い，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

**キーワード**：拡がり解析，過酷事故，溶融燃料, CFD, MCCI

### 1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策設備検討のためには溶融炉心拡がり挙動を正確に把握することが重要であり，評価において熱流動解析にマルチフィジックス現象のモデルを取り込む必要がある。具体的には，位置ポテンシャルと表面張力・せん断応力のつり合いによる流れ場の解析に，溶融物表面からの放熱，床面への伝熱と侵食，溶融混合による溶融物組成の変化，物性値の温度依存性（固化を含む）のモデル化が必要である。本発表ではモデル開発に係る当社研究動向を紹介し，今後の課題を述べる。

### 2.拡がり解析の特徴

既報[1] [2] [3]の通り，溶融燃料の拡がり距離を予測するために FLUENT コードの VOF(Volume of Fluid)法を採用，また上記事象を数式化し，ユーザー定義関数として組み込み，床材の相変化が生じる試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証してきた。

代表例として拡がり流体に溶融燃料を用い，床材に低粘性化材を用いた試験(VULCANO VE-U9)の検証解析の拡がり距離を図 1 に，温度コンターを図 2 に示す。試験と同様に，床材から発生した水蒸気が溶融燃料中を上昇し，溶融燃料の表面を貫通する挙動が解析でも確認され，当該解析で試験の拡がり距離が再現されることが確認された。一方で、拡がり初期の立ち上がりの挙動と、拡がり停滞から停止にかけての挙動に多少試験観測結果からの乖離がみられる。

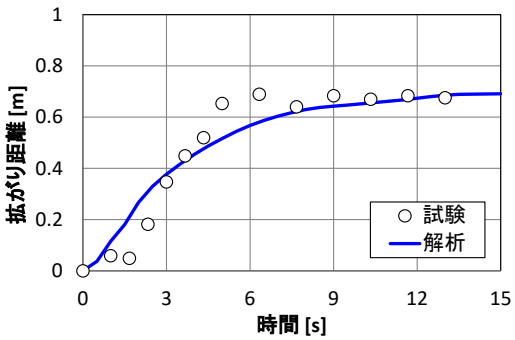



図 1　VULCANO VE-U9 の 拡がり検証解析

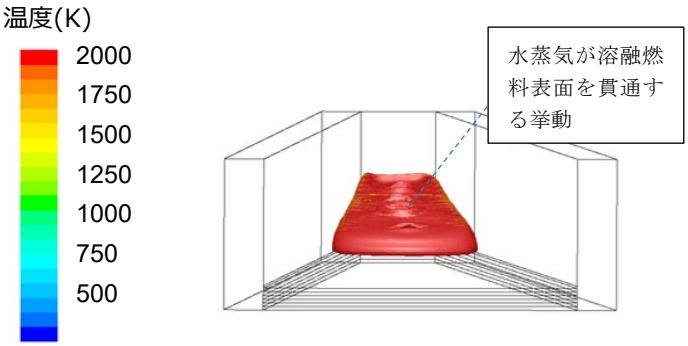



図 2　溶融燃料拡がり途中の温度コンター

### 3.今後の課題

溶融燃料拡がり現象を対象に構築した拡がりモデルを用い，低粘性化材上の溶融燃料拡がり実験の検証解析で拡がり距離を再現出来ることを確認するとともに，モデルの精緻化に向けた今後の課題を考察した。

### 参考文献

[1] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発」、日本原子力学会、2019 年春の大会
[2] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究　（その 6）
溶融炉心と低粘性化材混合物の拡がり挙動の解析、日本原子力学会、2020 年春の大会
[3] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究（その 8）
溶融炉心拡がり解析結果（実験解析）

Nobuhide Hara, Takuo Oda, Keisuke Yoshida, Hironori Noguchi, Koichi Tanimoto, Hiroshi Goda, *Junichi Takeuchi and Naoya Hayashi
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

# [1K_PL] 2020 Award Commemorative lecture of Social &Env.Div;

chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Quantification of Radionnuclide Migration Parameters in Safety Assesument of Radioactive Waste Disposal

Ryo Nakayashi[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

[1K_PL02] For reconstruction after the Fukushima nuclear accident

*Sae Ochi[1] (1. Jikei Univ.)

[1K_PL03] What will be revealed /not to be revealed by social research

*Kaisuke Saito[1] (1. Okayama Univ.)

[1K_PL04] Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior, nuclear policy

*Ryota Matsui[1] (1. Yamanashi Pre. Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞記念講演
2020 Award Commemorative lecture of Social & Environmental Division

# （1）放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法：専門家意見聴取の活用事例調査

(1) Quantification of Radionuclide Migration Parameters in Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal: Review on the Use of Expert Elicitation

*中林 亮[1]，杉山 大輔[1]
[1]電力中央研究所

## 1. はじめに

原子力規制委員会は中深度処分に適用する規制基準の改訂に向けた検討を進めている。新規制基準では、将来の公衆全体の被ばくの可能性および線量を合理的な範囲でできる限り低減するための最新の知見・技術による措置の検討等とともに施設設計に関する詳細な説明が埋設事業者に求められ、その設計プロセスの妥当性の確認に重点が置かれる見込みである。設計プロセスの妥当性を高めるためには、安全評価に用いる核種移行評価パラメータの不確実性を定量化するだけでなく、十分に管理されたものであることを示す必要がある。パラメータの長期の不確実性の定量化には専門家の判断が不可欠と考えられる。このとき、不確実性を含むパラメータが十分に管理されたものであることを示すためには、専門家判断を得るためのプロセスを透明性と追跡性をもって示すことが重要である。しかし、我が国の放射性廃棄物処分の分野での適用事例はほとんどない。そこで、専門家意見聴取の一般的な手法を調査し、その特徴を整理したうえで、諸外国（米国と英国、スウェーデン）における放射性廃棄物処分の分野での活用事例を調査し、我が国の放射性廃棄物処分の分野への専門家意見聴取の適用に向けた考察を行った。本稿の詳細は文末の参考文献を参照されたい。

## 2. 専門家意見聴取の手法に関する整理

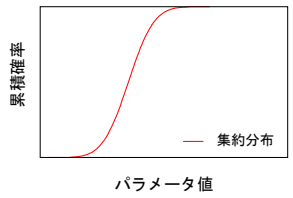
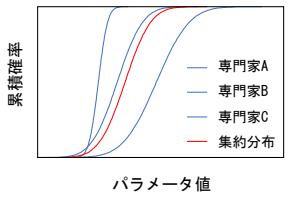
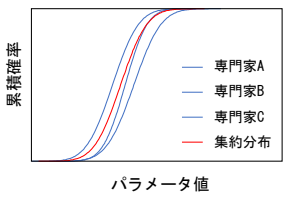
### 2.1 専門家意見聴取の種類

専門家判断とは、専門家の論理的思考に基づき設定される定性的、もしくは定量的なデータを意味し、この専門家判断を取得するためのプロセスが専門家意見聴取と呼ばれる。専門家意見聴取には「正式な専門家意見聴取」と「略式な専門家意見聴取」に大別することができる。「正式な専門家意見聴取」とは、目標の定義・専門家の選定・事前トレーニング・専門家判断の聴取・聴取結果のフィードバック・専門家判断の集約等の複数の構成要素から成り立つ体系化された専門家意見聴取で、各構成要素の内容が詳細に文書化され、透明性と追跡性が高いプロセスを意味する。「略式な専門家意見聴取」は「正式な専門家意見聴取」の構成要素のうち、いくつかが簡略化されたプロセスを意味し、その簡略化の程度には幅がある。

### 2.2 集約アプローチの種類

専門家判断の集約アプローチについて、各専門家の判断の確信度の向上と複数の専門家判断の集約方法の観点から特徴を整理した（表 1）。専門家判断の集約方法として、行動集約アプローチ、数学集約アプローチ、これら二つを組み合わせた混合集約アプローチの 3 つが提案されている。いずれも最終的には一つの確率分布（表 1 の出力例の赤線）を得ることを目的としているが、数学集約と混合集約アプローチは集約分布以外に専門家個人の確率分布が得られるのが特徴的である。また、混合集約アプローチは専門家の意見交換を実施することで専門家の熟考が進み、数学集約アプローチで得られる専門家個人の意見よりも質の高い意見の取得が期待できる。ただし、各アプローチで特徴が異なるとともに、長所や短所は互いにトレードオフの関係にあることから、現状では絶対的に正しいアプローチは存在しないと考えられる。

表 1 集約アプローチの特徴

| 種類 | 行動集約アプローチ | 数学集約アプローチ | 混合集約アプローチ |
|---|---|---|---|
| 出力例 |  |  |  |
| 集約プロセス | 複数の専門家が意見交換を通じて一つの確率分布に合意を形成する。 | 意見交換をしないで個別に提出された専門家判断を数学的手法で一つの分布に集約する。 | 意見交換をした後に個別に提出された専門家判断を数学的手法で一つの分布に集約する。 |
| 長所 | 意見交換により、新しい情報や知識を蓄積でき、質の高い専門家判断を取得できる。 | 意見交換を禁止することで、同調圧力等のバイアスが掛からない専門家判断を取得できる。 | 意見交換で質の高い専門家判断を取得でき、一つの分布を話し合いで導くことを目的としないためバイアスが低減した専門家判断を取得できる。 |
| 短所 | 話し合いで一つの分布を導こうとするが故に、同調圧力等のバイアスにより個人の意見が十分に反映されない可能性がある。 | 意見交換を禁止していることで質の高い専門家判断を取得できない可能性がある。 | 行動集約アプローチと数学集約アプローチの組み合わせのため手順が複雑で時間がかかる。 |

### 3. 諸外国の専門家意見聴取の事例

米国、英国、スウェーデンにおける専門家意見聴取の活用事例を調査したところ、各国ともに 1990 年代頃より専門家意見聴取の必要性を認め、手法の調査、開発が進められてきた。各国の事業者と規制側はいずれも放射性廃棄物処分におけるパラメータの不確実性を定量化するうえで、専門家意見聴取は重要な手段と認識している。米国と英国は「正式な専門家意見聴取」を採用し、スウェーデンは「略式な専門家意見聴取」を採用していた。いずれの国もすべての不確実性を定量化するために、「正式な専門家意見聴取」を活用することは、多大な時間や労力が必要となるため合理的ではないと考えており、重要度に応じて「略式な専門家意見聴取」と使い分けることが共通認識され、透明性と追跡性をもって十分に文書化することが重要とされている。集約アプローチとしては、米国は混合集約アプローチを、英国は行動集約アプローチを採用しており、米国では専門家意見聴取の能力や実務経験を有する個人と放射性廃棄物分野に関する知識を有する個人が協力してファシリテーターとしての役割を担い、英国ではその両方を有する個人がファシリテーターを務める形式で採用していた。

### 4. 我が国に適した専門家意見聴取のあり方

調査結果を踏まえて、我が国の放射性廃棄物処分への適用に向けたパラメータの設定方法を先行的に提案した。まず、対象とするパラメータを安全評価感度解析等で重要なものに限定した上で専門家の判断結果を聴取する。ここで、各専門家の熟考を促すため、専門家間の意見交換プロセスを組み込む。意見交換において、専門家意見聴取の実施経験に乏しく、経験豊富なファシリテーターが存在しない我が国の状況を踏まえると、意見聴取技術を有する人と評価パラメータに係る知見を有する人で構成されるチームがファシリテーターを担当することが望ましい。意見交換後に専門家から個別に聴取した判断結果の分布を記録した上で、数学的手法で集約してパラメータを定量化する。以上の方法によって、質を高めた専門家判断に基づく核種移行パラメータを、審査に対応可能な追跡性を確保した上で設定できるものと考えられる。

### 参考文献

中林亮, 杉山大輔, “放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法：専門家意見聴取の活用事例調査”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No. 2, pp. 47–64 (2020).

*Ryo Nakabayashi[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
2020 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div;

# （1）福島第一原子力発電所事故の復興

(1) Reconstruction after the Fukushima nuclear accident

*越智　小枝
東京慈恵会医科大学

**1. はじめに**

福島の原子力発電所（原発）事故から 10 年。コロナ禍の影響も相まって、福島の話題は風化した、と言う人も少なくない。ではその風化の後には、何が残るのだろうか。

この 10 年来考え続けてきたことは、東日本大震災と福島の原子力災害が将来どのような歴史として語り継がれるのか、ということだ。歴史は事件の直後ではなく、その後を生き、学ぶ人々によって作られる。不幸な人々や過激な出来事だけを記した歴史は未来の災害の役には立たないだろう。むしろ地道に、かつ強かに復興を続けてきた方々の本当の知恵を残したい。それは今も変わらない私自身の行動原理だ。

原発事故という事件にはある程度の区切りがつけられつつあるが、災後の歴史は今なお完成したとは言えない。この 10 年の事象を普遍的な知恵へと翻訳し、原発事故を単なる不幸な出来事ではなく復興という正の遺産として後世に残して初めて原発事故は歴史になるのではないだろうか。そしてその歴史の主役は、何をおいても地域の住民の方々である。

**2. 復興を支える住民の力**

福島の「人」から学ぶ知恵とは何か。一つは、先の見えないリスクの中で日常を暮らすことだ。

災害後に安全の指標としての数値や理論は必要だ。しかし安全設計のために必要な情報と、実際のリスク選択が行われる暮らしの中で必要な情報は時に大きく異なる。放射線量が基準値以上・以下という議論は「結局この山菜は食べていいのか」という疑問に答えられないからだ。地域の文化を知らない限り答えることのできないこれらの疑問に対し、人々は自身の中に刻まれた歴史や文化を発露する形で回答を模索してきたように見える。それこそが復興を支える災害へのレジリエンスであり、人の歴史ではないだろうか。

これは今般のコロナ禍にも共通する問題だ。今、人々が求めているものは新型コロナウイルスが空気感染するか否かの議論ではなく「結局私は外出してよいのか」「結局あの人に会って良いのか」という暮らしへの回答であり、その答えは、実は自分の中にしかない。リスクの中で自分なりの暮らしを形作る方法を、我々は改めて浜通りから学ぶ必要がある。

もう一つの力は、風評被害や差別に抵抗する力だ。

専門家たちの策定する基準値という線引きは、必ず「基準値超え」という差別を生み得る。つまり数値を用いて安全性を証明しようという活動が却って差別を引き起こし得るということだ。専門性が生み出したこの差別に対し、福島は今もなお世界を相手に戦っている。今ようやく東京の市場でも福島の桃や胡瓜を普通に見かけるようになった。それまでの紆余曲折もまた、後世に残すべき復興の歴史の一部ではないだろうか。

同様の差別は新型コロナウイルスに対する「全例 PCR 検査」「飲食店の自粛要請」でも起きている。科学技術が生み出した検査差別、ワクチン差別、職業差別にどのように向き合うのか。そのヒントを得るためにも、この 10 年の福島の人々の歴史を紐解いていく必要がある。

**3. おわりに**

震災から 10 年たった今なお、福島原発事故は「これから作られる新しい歴史」だ。10 年来の人の歴史を再発見し、「いま・ここ」に活かすことこそが、この災害を正の遺産とするための最後の試金石だと考えている。

*Sae Ochi
The Jikei University School of Medicine

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
2020　Award Commemorative lecture of Social & Env.Div

# （1）社会調査で明らかになること／ならないこと

(1) What will be revealed /not to be revealed by social research

*齋藤　圭介
岡山大学

**1. 社会学者は社会調査で何を明らかにしようとしているのか**

社会という曖昧模糊とした研究対象を扱うために，社会学者は社会を捉える方法を試行錯誤してきた．現在，社会学者が用いる方法については，質的研究，量的研究，その他の 3 つに大別して説明することが一般的になりつつある．

分析の具体的な手続きについては各方法で大きくことなるが，いずれの方法においても私たち社会学者が明らかにしようとしているのは人々の「主観的な意味世界」である．大胆に換言すれば，客観的な事実を暴くというスタイルの調査をジャーナリズム的な調査とかりに呼べるとすれば，社会学者が実施する調査は（客観性については判断を保留して）あくまで対象の人々が何を考えているのかを明らかにする調査といえる．

**2. 社会調査で明らかになること／ならないこと**

**2.1. 質的調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか**

質的な社会調査とは，代表的にはインタビュー調査や現地のフィールドワークなどが有名である．調査対象者からお話を伺い，対象者の視線をとおして当該社会を記述しようとするアプローチである．対象者一人ひとりの個別性が高い生々しい語りをとおして，社会を垣間見ることになる．対象者から理路整然とした体系的な語りをきけることはまれであり，喜怒哀楽はもとより多くは葛藤や困惑，非常に個人的なエピソードなどの人間的な感情が吐露される．複雑な感情を抱え，一人ひとり異なる顔をもった生身の人間の語りをとおして，そうした人々が生活をしている社会の記述を目指すアプローチといえる．

**2.2. 量的調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか**

量的アプローチとは，代表的には大規模な質問紙調査などが有名である．大量の質問紙(アンケート)を配布して，個人の情報をデータのかたちに変換することで，一人ひとりの感情やエピソードではなく，社会全体としての傾向を把握していこうとするアプローチである．分析のさいには，高度な統計学の知識を用いることもたびたびある．たとえば現在のコロナ禍において，私たちは感染者の数に注目し，その影響の大小を判断しがちである．ここでは感染者一人ひとりの顔はみえてこないが，量的アプローチは社会全体の動向を知るにはもっとも適した社会調査といえるのは間違いないし，感染症対策などの医療体制・社会政策を考えるさいには判断の根拠という意味できわめて重要な役割を担う．

**2.3. その他の調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか**

主なものとして，文字（質的）データを量的な手法で扱うテキストマイニング，質的手法と量的手法の架橋を目指す QCA（質的比較分析），質的手法と量的手法を 1 つの研究プロジェクト内で使い分ける混合研究法などがある．これらの手法は総じて比較的新しい調査手法といえるため，こうした第 3 の調査方法の評価（社会調査としての有効性や限界などの評価）にはもうしばらく時間が必要といえるかもしれない．

**3. 共同研究の必要性**

社会にアプローチするためには，多様な方法を適切に組み合わせて取り組むことが望ましいといえるが，現在の社会学では各調査法が細分化・先鋭化しており，すべてに目配りをして調査を実施することが難しくなってきている．ましてや一人で複数の調査手法を実施することは現実的ではない．そのため，現在，社会

学者が中心となって実施している社会調査では，社会学者同士あるいは別分野の研究者も積極的に巻き込んで，大規模なチームを組んでそれぞれの得意な手法を持ち寄って社会調査を実施することが増えてきた．

今後も調査手法の細分化と先鋭化がこれまで以上に進むことが予想されるので，大規模なチームでの社会調査の実施は増えてくることが予想される．社会という対象は曖昧であるからこそ，複数の手法で社会を描き出すことで，調査結果の社会像はよりリアルな社会に近づくことができるからである．

**4. 社会調査はどこまで社会を調査できているのか**

社会調査の魅力や面白さと同時に，受賞対象の連載記事では社会調査における理論的・実践的な困難についてもたびたび言及してきた．前者は，他者の合理性への理解や調査者の社会観の問い直しなどがキーワードとなるであろう．後者は，調査結果とリアルな社会の時間的ズレや，社会ですでに生活をしている調査者が有する認識的限界などがキーワードとなるであろう．

連載記事でも繰り返し主張したことだが，いかなる社会調査を実施しても〈完璧に〉社会を正しく描くことはできない．社会学者にかぎらず社会調査を行ういかなる主体も，社会調査をとおしてリアルな社会を寸分の狂いもなく精確に捉え記述することは難しく，かならず誤差を含んでしまう――少なくとも社会調査の結果を解釈するさいには，そのように考えたほうがよいであろう．

しかしながら，だから社会調査は信頼できないのだ，ということにはならない．むしろ，不完全にせよ，社会に迫る方法が社会調査しかない以上，そうした調査結果の誤差を含み込んだうえで，社会調査の知見を適切に解釈することが求められているといえのではないだろうか．調査結果の妥当性を高めるために，個々の研究者には，調査プロセスを詳らかにし，相互批判に開くことが求められている．

社会調査は，調査を終えて分析・解釈をし，知見をまとめあげて社会のなにがしかを掴んだと思った瞬間には，もうすでに調査時の社会は姿を消して別の社会が現前していることがよくある．社会調査で得られる社会像は，つねにリアルな社会よりも半歩（以上）遅れてしまうことが運命づけられており，永遠に追いつけない競争を強いられているようなものだが，だからこそ社会調査を専門とする社会学者として，試行錯誤をしながら社会調査を実施することのやりがいもあるのだろうなと感じている．

---

*Saito Keisuke
Okayama University

2021年秋の大会

社会・環境部会セッション

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
2020 Award Commemorative Lecture of Social & Env.Div;

# （4）意思決定、組織行動、原子力政策などの研究を通じた原子力業界への示唆
## ― 原子力をナッジする ―

(4) Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior, nuclear policy: Nudge nuclear energy

*松井 亮太[1]
[1]山梨県立大学

**1. はじめに**

今回の講演では、受賞の際に評価された日本原子力学会和文論文誌の論文 1 本と日本原子力学会学会誌 ATOMOΣ の記事 2 本について概説した上で、原子力をナッジ（Nudge）するという切り口から新たな提案を述べる。

**1-1. 「集団思考(groupthink)とは何か：複合集団における集団思考の可能性」（日本原子力学会誌 ATOMOΣ 第 62 巻 5 号 2020 年 5 月）**

集団思考（groupthink）とは、優秀なメンバーで構成されるエリート集団が意思決定を失敗するメカニズムを説明するモデルであり、米国の社会心理学者アーヴィング・ジャニス（Irving Janis）が 1970 年代に提唱した。本稿では、集団思考とはどのような現象であり、どうすれば防げると考えられているのかを解説した。さらに筆者のこれまでの研究を踏まえて、大集団や複合集団が集団思考に陥る「複合的集団思考」という新たなモデルを提示した。

**1-2. 「失敗を許す社会へ」（日本原子力学会誌 ATOMOΣ第 62 巻 9 号 2020 年 9 月）**

原子力業界に限らず、深刻な失敗（事故や不祥事など）が起きると、社会はその失敗を犯した個人や組織を強く批判する傾向がある（スケープゴート現象）。しかし、これまでの研究によって批判には逆機能があることも知られている。失敗した個人を批判しない免責の仕組みは、既に航空業界や原子力業界などで取り入れられているものの、事故原因の複雑化に伴い、個人の免責だけでは不十分となる可能性がある。そこで本稿では、組織的要因に着目する従来型のアプローチを「狭義のシステムアプローチ」、システムの対象を社会にまで広げるアプローチを「広義のシステムアプローチ」と称して、社会が組織を批判しない社会的免責の必要性を論じた。

**1-3. 「原子力政策の意思決定と討議デモクラシー：日韓の討論型世論調査の比較分析」（日本原子力学会和文論文誌第 19 巻 3 号 2020 年 9 月）**

討議デモクラシー（ミニ・パブリックス型）とは、特定のテーマについて無作為抽出で選ばれた一般市民が集まり、専門家の意見も聞きながら討議する形態のデモクラシー（民主主義）のことである。本稿では、日本（2012 年）と韓国（2017 年）で大規模に実施された原子力政策の「討論型世論調査」（DP：Deliberative Poll）に着目し、両者の比較を通じて原子力政策の意思決定における討議デモクラシーの意義や可能性、留意事項などについて考察した。本稿をさらに発展させた研究として、「Wisdom of Crowds 論から考える討議デモクラシーの可能性」（日本原子力学会誌 ATOMOΣ第 63 巻 8 号 2021 年 8 月）がある。Wisdom of Crowds（群衆の英知）とは、一般市民などから構成される群衆の知恵は専門家の知恵にも勝ることが多いという現象のことであり、Wisdom of Crowds 論とリスク認知バイアスの観点から討議デモクラシーの可能性を議論した。

---

* Ryota Matsui[1]
[1] Yamanashi Pref. Univ.

## 2. 原子力をナッジする

### 2-1. ナッジ

ナッジ（Nudge：ひじで軽く突く）とは、行動科学の知見に基づく工夫や仕組みによって、人々がより望ましい行動を自発的に選択するよう誘導することをいう*。有名な例として、Johnson & Goldstein（2003）によるヨーロッパ諸国の臓器移植同意率の研究が知られている。一般に同意の取り方は、同意する場合にフォームにチェックする「オプトイン方式（opt-in）」と、同意しない場合にフォームにチェックする「オプトアウト方式（opt-out）」に分けられる。同研究により、オプトイン方式を採用している 4 か国（デンマークやドイツなど）ではほとんどの国民が臓器移植に同意していないのに対して、オプトアウト方式を採用している 7 か国（フランスやオーストリアなど）ではほぼ全ての国民が臓器移植に同意していることが明らかとなった。

＊ 原子力発電の増加は人々にとって望ましい状態とは限らないが、ここでは「原子力に対するバイアスの低減は、より良い政策意思決定に資する」という意味でナッジと呼ぶ。

### 2-2. 提案①：ゼロエミ電源をオプトアウト化

Johnson & Goldstein の臓器移植同意率の研究を応用して、電気料金プランで「ゼロエミッション（ゼロエミ）電源をオプトアウト化する」という方策を提案したい。現状の電気料金プランでは、太陽光や風力などのゼロエミ電源はオプトイン方式となっており、ゼロエミ比率の高いゼロエミプランに加入するには何らかの申請が必要である。そのため、ゼロエミプランを申請して通常よりも高い電気料金を支払っている消費者は一部の層に限られており、ゼロエミ電源に対する需要がそれほど高まらないので、原子力発電所が稼働しなくても電力供給に大きな支障が生じない状態になっていると思われる。結果として、原子力発電の必要性が市民から十分に理解されないのではないかと推察する。

ここで、ゼロエミプランをオプトアウト化（デフォルト化）すれば、ヨーロッパ諸国の臓器移植同意率のようにゼロエミプランの加入者が急激に増えると予想される。すると、太陽光や風力などの変動電源（VRE）だけで安定供給することが困難となり、結果として、原子力発電のゼロエミ電源としての価値や必要性が認識されるようになる可能性が考えられる（図 1）。

ただし、ゼロエミのオプトアウト化も後述する部分的絶対安全も実社会で導入するには、それに付随する問題点などを十分に検討した上で、社会に対する説明責任を果たすことが不可欠であろう。




**図 1　ゼロエミ電源をオプトアウト化**

### 2-3. 提案②：部分的絶対安全

福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）の後、日本の原子力発電所の安全性は大幅に向上したが、「それらの取り組みが市民からあまり評価されていない」という原子力関係者の声も少なくない。Kahneman & Tversky（1979）によれば、人間は高確率事象を過小評価し、確実事象を適切に評価する傾向があるとされている。これは「確実性効果」として知られる現象であり、一般に不確実な事象は人々から低く評価されがちである。従って、原子力発電所の安全強化対策によって事故の発生確率が下がったとしても、安全性には不確実性が伴う（事故が起きる可能性はゼロにはならない）ため、確実事象を求める人々から適切に評価してもらうことは難しいと考えられる。

確実性効果に関連して、Slovic et al.（1982）は以下の 2 種類の質問票を別々の被験者に読ませてワクチンを接種するか質問するという実験を行なった。

【質問票 A】
・ある疫病に 20%の住民が感染する。
・用意されたワクチンは、接種した人の半分に効果がある。
【質問票 B】
・2 つの異なる疫病があり、それぞれ 10%ずつの住民が感染する。
・用意されたワクチンは、片方の疫病には確実に効果があるが、もう片方にはまったく効果がない。

2 つの質問票はほとんど同じ状況であるにもかかわらず、実験の結果、質問票 B の方がワクチン接種の比率が高まることが明らかになった。このように、人間は直面している不確実性の一部だけでも確実性が得られれば、その価値を高く感じるという現象は「擬似確実性効果」と呼ばれる。

この「擬似確実性効果」を応用して、筆者は「部分的絶対安全」という考え方を提案したい。例えば、安全強化対策の効果を炉心損傷確率などの「不確実事象」として説明するのではなく、「〇m の津波に対しては確実に安全になった」「〇ガルの地震には確実に安全になった」などと説明する方法である。それは、あくまで擬似的な確実性であるものの、Slovic et al.のワクチンの実験結果と同様に、不確実事象よりも価値が高いと評価される可能性が考えられる（図 2）。

1F 事故後、「絶対安全」が禁句になっていることは言うまでもないが、筆者の提案する「部分的絶対安全」は必ずしも安全神話への逆戻りではないと思われる。「部分的絶対安全」は工学的に可能であり、もちろん市民を騙すためのものでもない。これは原子力関係者の取り組みを市民に正確に伝えるためのアプローチである。1F 事故前の問題として、実態は「部分的絶対安全」だったものを、いつの間にか「絶対安全」という神話が生まれ、原子力関係者自身も信じ込んでしまったことにあると筆者は考えている。1F 事故の教訓をいかすためには、技術者側があくまで「部分的絶対安全」であることを十分に理解した上で、原子力関係者の取り組みを丁寧かつ明確に説明することが有効と思われる（例：〇〇の事象に対しては確実に安全になった）。当然ながら、「部分的絶対安全」は市民の理解を得るために完璧な方法ではないが、現状のリスクコミュニケーションでよく使われている「数万年に 1 回の話」よりは効果的な可能性があると考えられる。

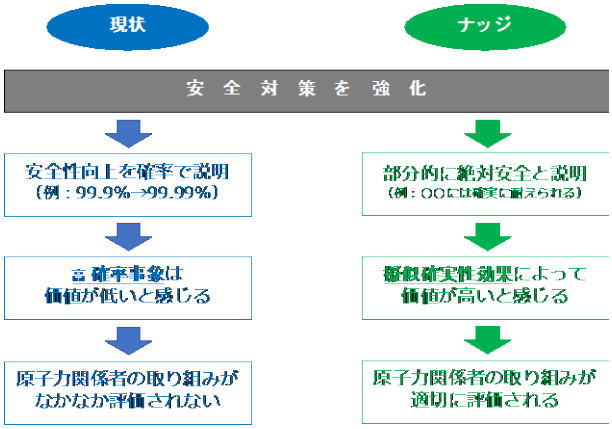



**図 2　部分的絶対安全**

**参考文献**

Johnson, E. J., & Goldstein, D. G. (2003). Do defaults save lives? *Science, 302*, 1338–1339.

Kahneman, D., & Tversky, A. (1979). Prospect theory: An analysis of decision under risk. *Econometrica, 47*(2), 263-292.

Slovic, P., Fischhoff, B., & Lichtenstein, S. (1982). Response mode, framing, and information-processing effects in risk assessment. In R. Hogarth (Eds.), *New directions for methodology of social and behavioral science: Question framing and response consistency* (pp. 21-36). San Francisco: Jossey-Bass.

本研究は JSPS 科研費 JP 21K14380 の助成を受けたものです。

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

# [2K_PL] Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

## [2K_PL01] Now and Future of the IAEA and Efforts to Help Japanese Take Active Roles in the IAEA

*Atsushi Saito[1] (1. MoFA)

## [2K_PL02] Activities and experiences in the field of nuclear nonproliferation in IAEA (Promotion to apply to IAEA)

*Yusuke Kuno[1] (1. Former IAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

# 国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて

Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

## （1）IAEA の現状と将来、そして日本人職員の活躍に向けた取組

(1) Now and Future of the IAEA and Efforts to Help Japanese Take Active Roles in the IAEA

*齋藤　敦[1]

[1]外務省

### 1. はじめに

国際原子力機関（IAEA）は、よく「核の番人」、英語でも「nuclear watchdog」と呼ばれるが、その役割とマンデートは非常に幅広い。具体的には、原子力の平和的利用の促進に関する分野と、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止するための保障措置の分野に大別されるが、本セッションでは、まず IAEA の取組の現状と将来の展望、具体的には平和的利用分野では、新型コロナウイルス対策に係る取組及び海洋プラスティック対策等を通じた持続可能な開発目標（SDGs）達成に向けた取組、不拡散分野では、北朝鮮やイランの核問題への取組について紹介する。セッションの後半では、日本政府全体で取り組んでいる日本人職員の増加及び昇進に向けた支援について、IAEA における現状や課題を取り上げる。

### 2. IAEA の取組の現状と将来の展望

原子力は、発電のみならず、保健・医療、食糧・農業、環境、産業応用などの分野でも活用されている。これら非発電分野での原子力の平和的利用の促進と開発課題への貢献は、開発途上国が NPT 加盟国の大半を占める中で重要性が増してきている。IAEA も、開発途上国への技術協力を行うとともに、SDGs 達成に向けて取り組んでいる。

北朝鮮は 2002 年に IAEA の査察官に退去を通告して以降、IAEA による査察を長い間受け入れていないが、IAEA は北朝鮮の核開発の状況を監視・検証し、定期的に報告を行い、また IAEA 総会の場でも、例年決議を採択している。我が国を含む国際社会は、一体となって国連安保理決議を完全に履行していくとともに、関係国とも連携しながら、引き続きこうした IAEA の努力を支援していく。イランについて、IAEA は、2016 年 1 月以来、いわゆるイラン核合意の履行の監視・検証を継続的に行ってきている。

### 3. 国際社会で活躍する日本人

IAEA を含む国際機関は、国際社会共通の利益のために設立された組織である。世界中の人々が平和に暮らし、繁栄を享受できる環境作りのために、様々な国籍の職員が集まり、それぞれの能力や特性をいかして活動している。国際機関が業務を円滑に遂行し、国際社会から期待される役割を十分に果たしていくためには、専門知識を有し、世界全体の利益に貢献する能力と情熱を兼ね備えた優秀な人材が必要である。日本は、これら国際機関の加盟国として政策的貢献を行うほか、分担金や拠出金の拠出を行っている。また、日本人職員の活躍も広い意味での日本の貢献と言える。IAEA においては、2009 年から 2019 年まで、故天野之弥氏が事務局長を務めた。

現在、900 人以上の日本人が専門職以上の職員として世界各国にある国連関係機関で活躍しており、過去最多となった。日本人職員の更なる増加を目指し、日本政府は 2025 年までに国連関係機関で勤務する日本人職員数を 1,000 人とする目標を掲げており、その達成に向けて、外務省は、大学や関係府省庁、団体などと連携しつつ、世界を舞台に活躍・貢献できる人材の発掘・育成・支援を積極的に実施している。

IAEA も日本人が活躍できる国際機関の一つである。外務省では、関係省庁や団体、企業と定期的に連絡会議を開催し、情報共有の場を設けている他、本年５月には、初めての試みとして、IAEA 人事部と共催で「IAEA

による採用オンラインワークショップ」を実施する等、IAEA での日本人職員増加を支援している。

*SAITO Atsushi[1]
[1]Ministry of Foreign Affairs

2021年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて
Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

# （2）IAEA における保障措置等核不拡散への取り組みとその経験

## （国際原子力機関勤務への勧誘）

(2) Activities and experiences in the field of nuclear nonproliferation in IAEA
（Promotion to apply to IAEA）

*久野 祐輔[1]
[1]元 IAEA 保障措置局 分析業務部長

国際原子力機関（IAEA）は、1957 年以来 64 年間にわたり世界の平和と繁栄のために原子力の貢献を促進するとともに、原子力技術が軍事転用されないための保障措置を実施するという重要な役割を担ってきた。一方近年では、非国家主体による核テロを防止するために核セキュリティ分野においても国際的なイニシアティブをとる機関となっている。一般に「核不拡散」の概念は、非核兵器国が平和利用の権利と推進の恩恵を享受すると同時に、核兵器を持たないことを国家がコミットする、また核兵器国は軍縮へ取り組むという原理原則に基づいているが、現実には、必ずしもそのような考え方を満足する状況に至っているとは言い難く、特に、地政学的に厳しい環境にあるいくつかの非核兵器国からすれば、このような考え方は容易には受け入れ難いということになる。IAEA の活動は原子力の平和利用の奨励・援助に関する機能と平和利用を担保するため保障措置等を実施するという役割の両局面を有するが、その背景には、大国である核兵器国の「核不拡散」推進という強い思惑があるため、IAEA 自体が技術集団であるにも関わらず、そこにおける議論には常に政治・政策論争を伴ってきた。

筆者は、1999 年-2006 年および 2015-2020 年の計 12 年にわたり IAEA における保障措置、中でも核物質分析技術を専門とするシニアスタッフとして勤務する機会に恵まれたが、この間、原子力平和利用と核不拡散をめぐる国際情勢は、大きく変化していった。1999 年頃といえば、IAEA の保障措置において新たに導入された追加議定書に基づく未申告活動の検知が実質的に始まった時期であり、新たに開発された検知技術は、イラク・イランそして北朝鮮などの問題の解明に使用され、数々の有益な情報をもたらした。北朝鮮のように IAEA 査察を拒否し事実上核兵器保有国となったケースがある一方で、イラン問題のように核兵器開発疑惑国であるにもかかわらず、IAEA 査察を受け入れ続けるケースもあり、IAEA としては、JCPOA 核合意の基に追加議定書に準ずるレベルでの査察を実施し、国連安保理への報告の基となる多くの情報を入手し、加盟国とともに核兵器開発阻止へ取り組んできた。イラン問題が始まったのが筆者の第 1 回目の勤務開始の数年後であり、イラン核合意が成立したのが 2015 年、すなわち筆者の第 2 回目の IAEA 勤務が始まったタイミングでもあったことから、当時は一国の核問題の解決にかくも長き時間を要するものかとその大変さを改めて認識させられたものである。その後、解決に向かう兆しなど時折見られたものの、米トランプ政権の核合意からの脱退を契機に状況は悪化、今年になりイランおよび敵対するイスラエル双方の政権が交代するなどますます先行き不透明な政治情勢になりイラン核問題は混迷の極みという状況に至っている。原子力技術者として、これまで IAEA の対イラン保障措置に貢献できたという自負がある一方で、IAEA が長年行ってきた並々ならぬ努力が報われるか又は無駄になるかは、社会情勢および当事国政権の政策によって大きく左右されるという事実については、何とも受け入れ難い思いである。

筆者は、1979 年に動燃（現原子力機構）入社以来、原子力技術者としての東海再処理工場に約 20 年勤めたのち IAEA 勤務することとなったが、入社当時は、日米再処理交渉が決着を迎えようやく同工場（当時は建設所）が稼働し始める時期であり、まさに IAEA の査察官が活動を開始するというタイミングであった。入

社当時は、不勉強につき、なぜ IAEA 職員が毎日のように施設内に入り込み多くの要求をしていくのか理解できず、IAEA に対し大いに不満を募らせていたものであるが、これが後々その国際機関への勤務に繋がるきっかけとなるとは人間塞翁が馬である。技術畑の人間は、一般に 40 年余りの就業期間において、その専門分野を極めるということで達成感や喜びを感じることができるが、社会はその間刻々と変化していき、各国の政治情勢や社会のニーズも変わっていく。IAEA のような多国籍職員からなる国際フィールドにおいて原子力技術者としてその専門分野を生かすことは、国内での就業とは一味違った経験を持つことができ、国際社会のニーズの変化を多国間の協力や政治的駆け引きなどを通し感じ取ることができるなど、より広い視野で原子力を考える好機であると考える。

本講演では、最近の IAEA の活動について保障措置などを例にとり紹介するとともに、IAEA 応募の要領や仕事のし方、さらに国連関連組織で働くことによる得点やIAEA 本拠地ウイーンでの生活について紹介する。

---

* Yusuke Kuno [1]

[1] Former Director of IAEA Office of Safeguards Analytical Services

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

# [3K_PL] Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

chair: Takaya Ito (MFBR)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[3K_PL01] Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[3K_PL02] Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Tetsu Suzuki[1] (1. TOSHIBA ESS)

[3K_PL03] High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting

*Kazumasa Suyama[1] (1. MHI)

[3K_PL04] Compact SFR with improved safety and reliability

*Hiroshi Sakaba[1] (1. MHI)

[3K_PL05] Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety

*Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

[3K_PL06] Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*Tetsushi Hino[1] (1. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## (1) 最新の国内外の新型炉開発の状況

(1) Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries

*山野 秀将[1], 稲葉 良知[1]
[1]日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

近年、国内外において革新炉導入に向けた活発な動きが見られる。米国では、2020 年に「新型炉実証プログラム（ARDP)」を開始し、高速炉、高温ガス炉、マイクロ炉、溶融塩炉、軽水型小型モジュール炉（SMR）のプロジェクトが進められている。カナダ、英国、ロシア、中国でも同様に新型炉開発が盛んになってきている。我が国においても、経済産業省により、2019 年度から「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」が開始され、民間の活力を活かした革新炉の開発に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティスタディ）が進められている。新型炉開発は原子力研究・開発の将来を開拓する技術分野であり、現在、原子力業界に求められているイノベーションの実現を目標としていることから、若い世代を原子力研究・開発へと惹きつけるもっとも魅力的な分野のひとつである。本講演では、主要な開発国を対象に国外の開発動向を紹介するとともに、国内においては 2050 年カーボンニュートラルに向けた原子力イノベーションに係る革新炉開発の動向を主に紹介する。

### 2. 国外の開発動向

#### 2-1. 米国

米国エネルギー省（DOE）は 2020 年 5 月、「新型炉実証プログラム（ARDP)」を開始した。ARDP には、5～7 年以内に実証可能な先進型原子炉、将来の実証リスク低減を目的とした技術・運転・規制課題解決、2030 年代半ばに実用化が期待される革新的先進型原子炉概念の 3 つのカテゴリーがあり、公募により選ばれた先進型原子炉開発プロジェクトに対して資金援助を実施する。2020 年 10 月には実証炉カテゴリーとして TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉（Natrium 炉）と X-Energy 社の高温ガス冷却炉（Xe-100）が選定され、前者は 2021 年 6 月にワイオミング州、後者は 2021 年 4 月にワシントン州に建設する方向と発表された。また、2020 年 12 月には他の 2 つのカテゴリーについても原子炉概念が選定された。

アメリカ航空宇宙局（NASA）は DOE と共同で深宇宙探査用核熱推進技術の開発を進めており、2021 年 7 月に有望な原子炉技術の詳細な設計概念と価格に関する提案募集に応じた企業の中から、BWX Technologies（BWXT）社、General Atomics Electromagnetic Systems（GA-EMS）社及び Ultra Safe Nuclear Technologies（USNC-Tech）の 3 社を選定したと発表した。今回の 3 社が開発に関わる SMR は、深宇宙探査用核熱推進の重要機器であり、HALEU 燃料（U235 の濃縮度が 5～20%の低濃縮ウラン）を使用する予定である。

国防総省は遠隔地で電力を得る技術開発としてプロジェクト Pele を立ち上げ、2020 年 3 月に Westinghouse 社、BWXT 社及び X-Energy 社に対して小型モバイル原型炉を設計する契約の締結を発表した。

その他、先行して設計承認のための安全審査を進めていた NuScale Power 社はアイダホ国立研究所（INL）に小型 PWR の建設を計画しており、2021 年 4 月に日揮 HD、2021 年 5 月に IHI が出資を表明したことは記憶に新しい。INL には Oklo 社の超小型高速炉 Aurora も建設計画がある。また、GE Hitachi Nuclear Energy 社は BWRX-300 の設計承認のための先行審査を 2020 年 1 月から開始しており、2021 年 7 月には燃料供給のた

*Hidemasa Yamano[1], Yoshitomo Inaba[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

めの協力覚書を結ぶなど実用化への動きを活発化している。

以上のように、米国は、多くのプロジェクトを立ち上げ、商業原子力技術における国際的リーダーシップの再構築を狙っている。また、米国では再生可能エネルギーだけでなく、原子力が必要不可欠であるということが政府、議会、民間全ての共通認識となっている。原子力技術に関して、米国では現在建設中のヴォーグル 3,4 号機以降は大型の従来炉が建設される可能性はほぼゼロに等しく、現在、官民共同で開発が進められている SMR に移行が見込まれる。SMR は柔軟な設計が可能で、負荷追従性に優れることから再生可能エネルギーとの併用性に優れることや、熱供給や水素製造といった発電以外の用途にも活用できる利点を持つ。さらに、米国は、先進炉開発を円滑に行い、次世代炉のスタンダードを確立して世界に広めていくことは、国家安全保障とともに、核不拡散・核セキュリティの観点からも極めて重要だと考えている。

**2-2. カナダ**

政府は、2018 年に SMR ロードマップを策定し、2020 年 12 月には SMR アクションプランと公表し、ステークホルダーを交えて SMR 導入に向けた道筋を提示した。同プランでは、100 以上の機関が参加して、各組織の SMR 導入に向けた具体的アクション（SMR 開発、サプライチェーン構築、立地地域の合意形成、輸出支援等）が整理されている。また、電気事業者により国内建設サイト候補や想定ベンダー候補が提示され、2020 年代後半から 2030 年代中頃にかけて導入することが提案されている。

カナダでは数年前から既設炉より建設費が安く安全性が向上するだけでなく、北部の遠隔地域でのエネルギー源として、SMR の適合性がクローズアップされ、官民挙げて開発が進められている。カナダ原子力研究所（CNL）内に 2026 年までに実証炉を建設する計画で、2018 年に溶融塩炉の Terrestrial Energy 社と高温ガス炉の StarCore Nuclear 社、Global First Power 社、U-Battery カナダ社の 4 社が選定され、評価中である。2019 年に３州（オンタリオ州、ニュー・ブランズウィック州及びサスカチュワン州）の州政府がカナダ国内で SMR を開発・建設するための協定を締結し、2021 年 4 月に 3 州の電気事業者が共同で実施した SMR 開発の実行可能性調査結果が公表された。また、同時期にアルバータ州も、SMR 開発協力に加わった。オンタリオ州では、送電網への接続が可能な出力 30 万 kW 程度の SMR 初号機を 2028 年までに建設し、これに続くフェーズで最大 4 基の SMR の最初の一基を 2032 年までにサスカチュワン州内で完成させる。複数の地点で早急かつ効率的に SMR を建設できるよう、共通技術を 1 つに絞り込み SMR 群を一まとめに建設するアプローチを取っており、2021 年末までに採用技術と開発企業を選定する。ニュー・ブランズウィック州では、ARC 社のナトリウム冷却・プール型高速中性子炉 ARC-100 の実証炉を 2030 年までに完成させる。また、Moltex Energy 社の燃料ピン型溶融塩炉（SSR-W）と廃棄物リサイクル施設を 2030 年代初頭までに稼働可能にする。

規制機関（CNSC）においては、12 件もの事前設計審査が申請されている状況であり、米国原子力規制委員会（NRC）と Terrestrial Energy 社の一体型溶融塩炉の共同技術審査も行われている。また、2021 年 5 月には超小型ガス炉 MMR のサイト準備許可申請が技術審査に移行しており、SMR 開発が非常に活発になっている。

**2-3. 英国**

政府は、2018 年から先進モジュール炉（AMR）の実行可能性調査を行い、2020 年 7 月に核融合炉の Tokamak Energy 社、鉛冷却高速炉の Westinghouse UK 社、高温ガス炉の U-Battery Developments 社の３社を選定した。AMR にとどまらず、既存技術を活用し、より実現可能性が高いとも言える PWR 型 SMR 開発も支援する方針を採っている。Rolls-Royce 社が率いるコンソーシアムは 2030 年代初頭に初号基完成を皮切りに 2035 年までに最大 10 基の建設を目指しており、2021 年秋の設計審査に向けて設計の調整・改善を図っている。英国政府は、気候変動対策のために原子力発電を活用していくという方針を堅持している

**2-4. ロシア**

ナトリウム冷却高速炉については、880MWe 級の実証炉 BN800（スヴェルドロフスク州ザレーチヌイのベロヤルスク原子力発電所に設置）が 2016 年 10 月から商業運転に入り、実用炉 BN1200 が設計中であり、2030 年に建設が着工する見込みであり、ロシアが世界で最も実用段階に近い。鉛冷却高速炉については、2021 年

6 月に BREST-300（トムスク州セベルスク）の建設工事に着手した。鉛ビスマス冷却高速炉については、100MWe 級の小型炉 SVBR-100 を開発中であり、2020 までに建設予定（2013 年時点）であったが、計画が遅延している。2028 年までにロシア初の陸上設置式 SMR 完成に向け、ロスアトム社は設置予定のサハ共和国政府と電力売買で合意に達したと 2020 年 12 月に発表された。これは 5 万 kWe 級 SMR だが、その設計のベースは原子力砕氷船用に開発した「RITM-200」設計であり、2020 年 10 月に就航した最新式の原子力砕氷船「アルクティカ」に搭載されている。また、同社は海上浮揚式原子力発電所用の SMR ついても開発を進めている。出力 3.5 万 kW の小型炉「KLT-40S」を 2 基装備した「アカデミック・ロモノソフ号」は、2020 年 5 月に極東チュクチ自治区内の湾岸都市ペベクで商業運転を開始した。

**2-5. 中国**

ナトリウム冷却高速炉については、中国高速実験炉（CEFR）が 2014 年 12 月に 100%出力運転を達成し、実証炉 CFR600 が 2017 年 12 月に建設開始され 2023 年に完成予定である。また、実用炉 CFR1000 が設計中であり、2030 年代に運転開始の見込みである。高温ガス炉については、実証炉 HTR-PM の建設が完了し、本年中に臨界の予定である。その他、溶融塩炉や鉛冷却炉の研究も進められている。

軽水炉については、2021 年 5 月に 50 基目の商用炉が送電網に接続され、現時点では世界で最も速いペースで原子力発電所を建設している。また、2021 年 7 月には、中国南端の海南省（海南島）に位置する昌江原子力発電所で、12.5 万 kWe の多目的一体型 SMR「玲龍一号」の実証炉建設工事を正式に開始したと発表した。

中国は主に大型原子炉を建設しているが、中国核工業集団公司（CNNC）によれば、SMR は分散型エネルギー源として海水脱塩や地域冷暖房用の熱供給に加えて、離島や鉱山地区、エネルギー多消費産業に対するエネルギー源として利用可能であり、様々なシナリオに対応できるとのことである。

**3. 我が国の開発動向**

2021 年 6 月に、政府は「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」を発表した。原子力産業については、以下のように記述される。

*2050 年カーボンニュートラル実現に向けては、原子力を含めたあらゆる選択肢を追求することが重要であり、軽水炉の更なる安全性向上はもちろん、それへの貢献も見据えた革新的技術の原子力イノベーションに向けた研究開発も進めていく必要がある。原子力は大量かつ安定的にカーボンフリーの電力を供給することが可能な上、技術自給率も高い。更なるイノベーションによって、安全性・信頼性・効率性の一層の向上、放射性廃棄物の有害度低減・減容化、資源の有効利用による資源循環性の向上を達成していく。また、再生可能エネルギーとの共存、カーボンフリーな水素製造や熱利用といった多様な社会的要請に応えることも可能である。*

*現行軽水炉では、中露が政府ファイナンスをバックに市場を席巻しており、米英加を始めとした先進国では小型炉、革新炉に活路を見出し、2030 年前後の商用化を目指して大規模政府予算を投入して研究開発を加速している。目標として①国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、②2030 年までに国際連携による小型モジュール炉技術の実証、③2030 年までに高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立、④ITER 計画等の国際連携を通じた核融合研究開発の着実な推進を目指す。*

2021 年 7 月に経済産業省総合資源エネルギー調査会基本政策分科会にて発表されたエネルギー基本計画（素案）では、新計画は「2050 年カーボンニュートラル（2020 年 10 月表明）、2030 年の 46%削減、更に 50%の高みを目指して挑戦を続ける新たな削減目標（2021 年 4 月表明）の実現に向けたエネルギー政策の道筋を示すことが重要テーマ」と位置付けられている。2030 年に向けた政策対応のポイントとして、原子力の研究開発については、「2030 年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立等を進めるとともに、ITER 計画等の国際連携を通じ、核融合研究開発に取り組む」と明記された。

基本政策分科会に先んじて行われた 2021 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委

員会では、「2050 年カーボンニュートラルに向けて、一層の安全性向上、安定供給、資源循環、柔軟性などの課題を克服すべく、官民の取組により、複線的 R&D 投資で死の谷（実用化のギャップ）を越えていくことが必要」と明記され、原子力イノベーションの貢献の可能性が述べられている。原子力イノベーションの創出に向けた支援として、経済産業省及び文部科学省は、日本原子力研究開発機構と共に原子力イノベーションを加速するための環境整備の取り組みを令和元年度より開始した。経済産業省は令和元年度より「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）を実施してきた。令和 2 年度末の継続審査において、技術成熟度や市場性等の観点で 9 件が絞り込まれた。現在、軽水冷却 SMR では、NuScale、BWRX-300、多目的 PWR、高速炉では、PRISM、粒子型金属燃料ナトリウム冷却炉、軽水冷却高速炉、高温ガス炉では、水素製造/発電コジェネレーション高温ガス炉、蓄熱型高温ガス炉、さらに多用途モジュール式マイクロ炉の開発が進められている。

複線的 R&D 投資戦略は、原子力を安全・安定的に活用していけるよう戦略的にサプライチェーンを維持・強化するとともに、一般産業品活用や３D プリンティング技術といった調達・製造等のプロセスイノベーションを推進する。また、革新的サイクル技術による高レベル放射性廃棄物低減の追求のため、高速炉開発は国際連携・異業種連携を活用する。さらに、SMR 技術で負荷追従性を向上させ、高温ガス炉や核融合炉の超高温を活用した水素製造・熱利用を推進する。

**4. おわりに**

米国、カナダ、英国、ロシア、中国における最新の新型炉開発の動向を概説するとともに、我が国における 2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略に係る新型炉開発に係る動向を紹介した。現在、原子力を利用している国の多くがカーボンニュートラルを表明している中、原子力は脱炭素化の有力な技術選択肢として、多くの国が原子力発電を活用していく方針を堅持している。また、欧米との国際連携を通じて原子力発電所の新規導入国（東欧・アジア等）への展開も考えれば、日本の原子力技術が世界の脱炭素化に貢献可能である。新型炉開発は若い世代を原子力研究・開発へと惹きつける魅力的な分野であるため、今後も、民間の活力を活かした革新炉開発に国が支援していき、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。

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## （2）早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉

(2) Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*鈴木 哲[1]，神保 昇[1]，藤原 斉二[1]，田邉 賢一[2]，田澤 勇次郎[2]，定廣大輔[2]，
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]富士電機株式会社

### 1. 緒言

高温ガス炉は、高い安全性（①自然に炉停止、②自然に冷却、③高い放射性物質閉じ込め能力）を有し、高い出口温度を活かした熱利用による温室効果ガス排出量削減、さらには二酸化炭素を排出しない水素製造熱源として水素社会の実現といった多方面への貢献が期待されている原子炉であり、日本では国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）を中心として研究開発が進められている。JAEA が所有する高温工学試験研究炉（以下、HTTR）は東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝 ESS)、富士電機株式会社（以下、富士電機）をはじめとする国内メーカーによって設計、建設され、平成 10 年に初臨界、平成 16 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出しに成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立に向けた研究開発の中心的な役割を担っており、高温ガス炉技術は我が国が原子力安全に関する分野で世界に貢献し得るポテンシャルを有する原子力システムのひとつと考えられる。また、東芝 ESS では、水を原料とし、高温ガス炉を熱源とした高温水蒸気電解法による CO2 フリーの水素製造技術の開発を推進しており、高温ガス炉利用の有力なオプションと考えている。

東芝 ESS と富士電機は､HTTR 建設後も小型高温ガス炉 HTR50S[1]の概念設計を JAEA の下で実施する等、高温ガス炉開発を継続しており、現在､、共同で早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発を実施している。東芝 ESS は全体システム取り纏め、冷却系等を担当し、富士電機は炉内構造物、蓄熱システム等を担当している。また、電力事業者によるレビューや外部有識者委員会による安全設計レビュー、プラント仕様レビューを適宜実施している。

本発表は、上記蓄熱型小型モジュール高温ガス炉プラントの概要と、実用化に向けた取り組みについて報告する。

### 2. プラント概要

#### 2-1. プラントシステムの全体概要

本発表の高温ガス実用炉は、2030 年代に想定される高温ガス実用炉建設を視野に入れ、高温ガス炉固有の安全性を活かした設計を行うことにより社会受容性を持つこと、確立した技術を採用することで早期実用化と開発費圧縮を行うことをコンセプトとして設定した。更に、太陽光発電等、再生可能エネルギー（以下再エネ）普及時代に、再エネと共存可能な出力可変システム（蓄熱システム）を備えることとし、プラント概念を構築した。表 1 に HTTR と本発表の高温ガス実用炉の仕様比較を示す。

早期実用化の観点から、原子炉本体は JAEA で開発された GTHTR300[2]と同等の仕様とし、スケールメリットを活かすため、熱出力は安全性を維持できる範囲で最大を目指し 600MWt とした。HTTR と比較して冷却材圧力を 2 倍以上高く設定して除熱能力を向上させており、出力密度も 2 倍以上として炉心小型化による経済性向上を目指している。また、平均燃焼度も 5 倍以上とし、燃料交換間隔を広げている。

GTHTR300 の原子炉システムは高温ガス炉固有の安全性を備えており、事故時においても放射性物質の放出を最小限に抑え周辺住民の避難対応の負荷を大幅に低減する原子炉システムを構築することが可能と考えられ、社会受容性に優れている。固有安全性を活かして、HTTR で使用された鋼製原子炉格納容器を排した閉じ込め概念（コンファインメント）を採用するとともに、原子炉圧力容器（以下、RPV）と蒸気発生器（以下、SG）を横並びに配置（サイド・バイ・サイド）して高温二重配管を短縮することにより経済性向上を考

慮している。なお、図 1 に示す蓄熱システムありの場合は SG の代わりに中間熱交換器が配置されるサイド・バイ・サイド構成になる。更に、二重配管の外管を圧力容器として扱うスリーベッセル概念の導入により、供用期間中検査を行うことで二重管破断回避を図り、安全性向上にも配慮している。RPV 周辺には空冷自然循環による炉容器冷却設備を設置し、受動的な RPV 冷却を行う。

経済性向上の観点では、原子炉出口温度を GTHTR300 の 850℃から 750℃に低下させることで、RPV の材料を、廉価かつ既設軽水炉での使用実績のあるマンガン・モリブデン鋼に変更する等、コストダウンしている。また、発電システムもコンベンショナルな蒸気タービン発電を選択し、開発費を圧縮しているが、原子炉出口温度は 750℃でも蒸気発電には十分であるとともに，蓄熱システムとの整合性もよく、既設軽水炉の平均的な発電効率 33%程度に対して 42%（蓄熱なしの場合）を達成し、経済性向上に寄与している。なお、海外の設計例では、建設中である中国の HTR-PM 炉や米国 NGNP (Next Generation Nuclear Plant)に採択された SC-MHR が、成熟した技術として原子炉出口温度 750℃及び蒸気発電を採用している[3]他、近年、SMR として米国・英国・カナダ等で開発されている高温ガス炉の多くも同様の温度・発電システムを採用している[4]。更に、600MWt の原子炉システムを 1 モジュールとして、4 モジュールで 2400MWt のプラントを構成する想定であり、モジュール化による量産効果と蒸気タービンのスケールメリットを考慮すると、経済性向上を期待できる。

再エネと共存可能な電気出力可変システムとしては、太陽熱発電で実績のある溶融塩蓄熱システムを選択した。原子炉出力は一定を維持し、蓄熱タンクへの蓄熱と二次側(蓄熱システム側)の流量調整のみで再生可能エネルギーの出力変動による電力需要変動に応じた発電量の調整が可能なシステムを検討した。

図 1 に現在検討している蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉の概念を示す。

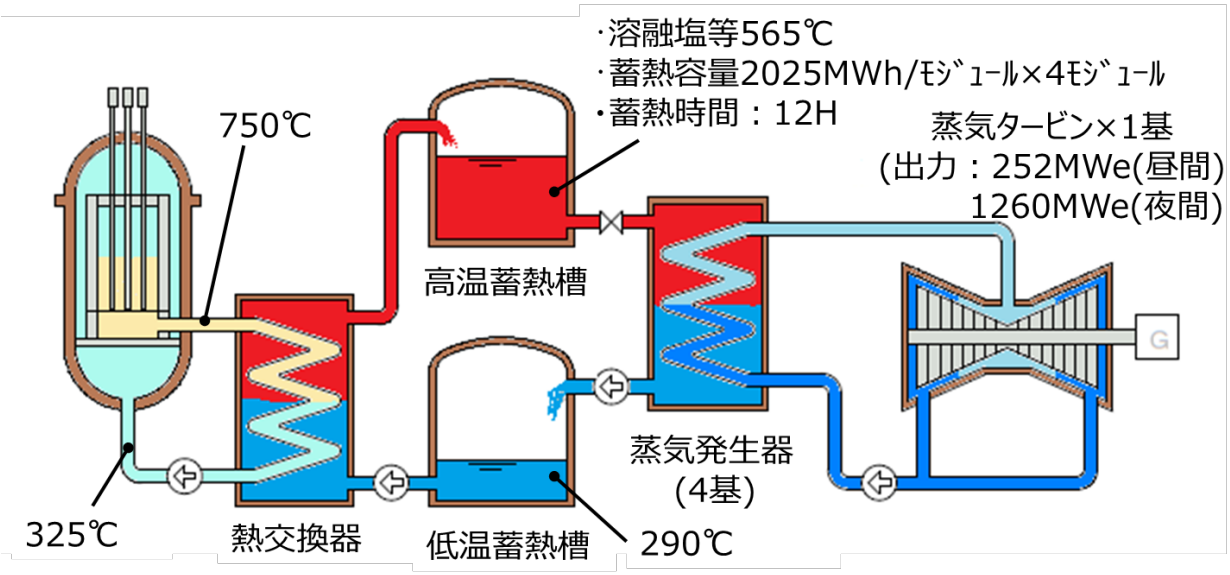



**図 1　蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉**

| 主要目 | HTTR | 実用炉 | 変更の考え方 |
|---|---|---|---|
| 原子炉熱出力 | 30MW | 600MW | 熱出力の最大化 |
| 冷却材 | ヘリウムガス | | 同じ |
| 原子炉入口温度 | 395℃ | 325℃ | 高温化による技術課題を回避し、実用的な選定 |
| 原子炉出口温度 | 850(950)℃ | 750℃ | |
| 冷却材圧力 | 4MPa | 7MPa | 高圧化によるコンパクト化 |
| 炉心構造材 | 黒鉛 | | 同じ |
| 炉心有効高さ | 2.9m | 8.4m | 出力増加による大型化 |
| 平均燃焼度 | 22GWd/t | 120GWd/t | JAEA殿開発中 |
| 出力密度 | 2.5MW/$m^3$ | 5.8MW/$m^3$ | JAEA殿開発中 |
| 燃料 | 二酸化ウラン・被覆燃料粒子/黒鉛分散型 | | 同じ |
| 燃料体形式 | ピン・イン・ブロック型 | | 同じ |
| 原子炉圧力容器 | 2・1/4Cr-1Mo鋼 | Mn-Mo鋼 | 軽水炉の実績（材料） |
| 原子炉圧力容器内径 | 5.5m | 7.6m | 出力増加による大型化 |
| 発電方式 | – | 蒸気タービン | 発電機能を追加 |
| 閉じ込め機能 | 鋼製格納容器 | コンファインメント | コスト低減等 |
| 炉容器冷却設備 | 強制水冷 | 空冷自然循環 | パッシブ化による信頼性向上 |

**表 1　原子炉系の基本仕様**

### 2-2. 蓄熱システムの概要

蓄熱システムは、高温ガス炉発電プラントに再エネの電力需給変動に対する調整力を与えることを目的とし、原子炉系と蒸気タービン発電系の間にアドインする。現時点では、原子炉および蓄熱システムを 4 モジュール、蒸気タービン 1 ユニットのマルチモジュール原子炉プラントを想定した。SG は 4 基、タービン建屋側に付属する。原子炉から蓄熱システムの範囲は共有せずにモジュールごとに独立した設備とすることにより、プラント全体出力の要求に応じたモジュール数の設定や原子炉ごとのメンテナンスを可能とした。また、蓄熱システムがある場合、1 次冷却系と SG は直接接続しないため、SG の伝熱管破損による 1 次系への水侵入を想定する必要はなくなる。このため、水侵入による 1 次冷却材圧力の上昇、反応度添加、黒鉛酸化による炉心及び炉心支持構造物への悪影響については想定が不要となる。その他の安全シナリオについては蓄熱システムの有無で大きく変わらない見通しである。

また、原子炉出力は一定運転を維持しながら、負荷要求に応じて蓄熱システムから水・蒸気系への熱供給量と水・蒸気系流量を増減させて発電量を調整することで、稼働率を下げずに発電調整可能としている。本システムの出力変更パターンを図 2 に示す。現状では，すでに太陽光発電等の出力制御が行われており、電力需給状況としては、日負荷で見た場合、太陽光発電の発電量の小さい朝及び夕方は需要が高く、太陽光発電の発電量が増加する昼間は供給が多くなっている。これらの状況を考慮して、6:00～18:00 等を蓄熱需要があると想定して、蓄熱時間は 12 時間を基本とした。図 2 に示す出力変更パターンは、昼間の太陽光発電がピークになる時間帯は本プラントのタービン出力を下げ蓄熱を主とし、夜間はタービン出力を増加させる三角パターンとした。なお、現時点では、最低出力はタービンを停止しない 20%で設定しているが、蓄熱容量が増加しない範囲では蓄熱時間等の調整は可能である。

本蓄熱システムの主な構成は高温蓄熱槽と低温蓄熱槽から構成される 2 タンク方式とした。海外の太陽熱発電プラントで実証済みであり、技術的成立性等の課題はないと考えられ、早期に採用可能である。高温ガス炉の炉心出口温度 750℃に適合する蓄熱媒体としては溶融塩(ソーラソルト：60wt.%NaNO3 / 40wt.%KNO3)を採用するとともに、ソーラソルトの耐熱温度や融点を考慮して、高温槽 565℃/低温槽 290℃の温度条件を設定した。本温度については、太陽熱発電の海外実証施設で実証例があり、技術的に採用可能である。

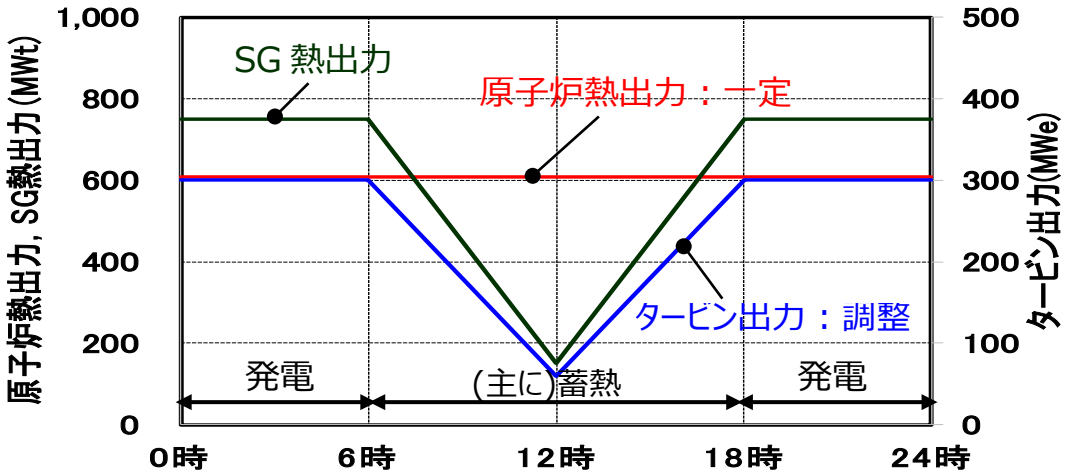



図 2　蓄熱システムの出力パターン

**2-3. プラント配置概念**

図 3 に蓄熱システムと組み合わせた高温ガス炉蒸気タービン発電プラントの鳥観図を示す。

原子炉建屋には 600MWt の原子炉とヘリウム - 溶融塩熱交換器を 1 セットとしたモジュールが 4 基設置され、周辺部には 4 モジュールの共用設備である放射性廃棄物廃棄施設、燃料取扱及び貯蔵設備、制御室等を設置する。原子炉建屋は地下 6 階、地上 3 階の建屋構成とし、平面寸法は約 83m×約 74m になる見通しである。タービン建屋には 4 基の SG と、蒸気タービン 1 基及び発電機、復水器、給水加熱器等が設置される。なお、蓄熱システムがない場合には、原子炉建屋内の熱交換器が SG に置き換わるが、熱交換器と SG の寸法はほぼ同じになる見通しであるため、原子炉建屋寸法は変更されない想定である。

蓄熱槽は原子炉モジュール 1 基につき高温と低温の 2 基が必要なので、合計 8 基となる。蓄熱槽の容量は、海外実証プラントの設計を参照し、高温側溶融塩温度 565℃、低温側溶融塩温度 290℃、蓄熱容量 2025MWh、蓄熱 12 時間として評価したところ、約 26,000 トン／槽となった。蓄熱槽は、内径 45m、高さ 15m の円筒構造物になる見通しである。

以上に加え、搬出入建屋、海水熱交換器建屋、補助ボイラ建屋、給排水処理建屋、開閉所、排気筒などを考慮した結果、図 3 に示すプラントの敷地面積は 350m×450m となった。

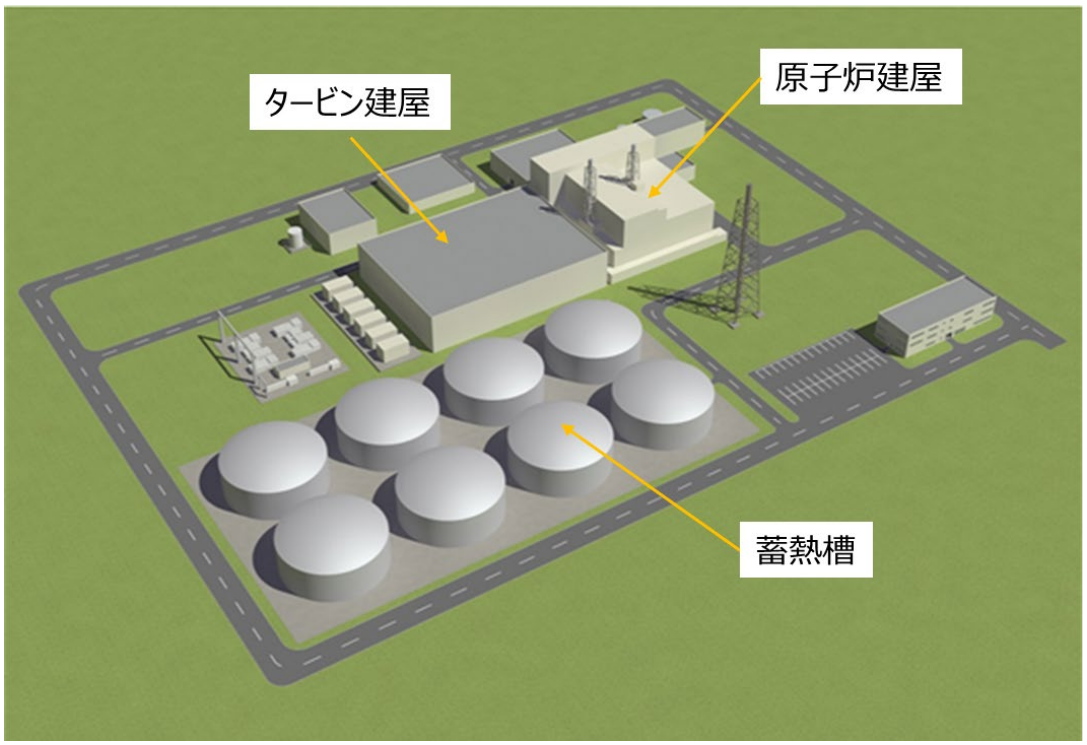



図 3　蓄熱システムを備えた 1GWe 級蒸気タービン発電プラントの鳥観図

### 3. 実用化に向けた取り組み

前項までに述べた高温ガス実用炉の概念を実用化するにあたっては、規制への適合性が求められるため、既存の実用発電用原子炉の規則（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」）の基本的な構成を変えずに、解釈等の説明を考慮し、試験炉用の規則、先行研究を参照して高温ガス炉の特徴を考慮した規則案（安全設計の方針、要件案）を検討した。その結果、設計基準対処設備等の主な条文は高温ガス炉固有の記載に変更することで、規制主旨に大きな変更はなく対応可能であることを確認した。また、重大事故を防止する重大事故対処設備に関しては、対処すべき事象について高温ガス炉固有の記載に変更するとともに要件も変更する必要があり、重大事故が発生した場合における規則については、高温ガス炉の特長を考慮して変更することも必要である。

実用化においては高温ガス実用炉の安全性を示すことも必要であり、まず、マスターロジックダイヤグラム手法による安全評価事象の抽出を行った。今回は、被覆燃料粒子、原子炉冷却材圧力バウンダリを中心に放射性物質の放出に至る異常事象を抽出し、既設炉、既往研究を参考にグループ化（純化系、気廃系、燃取系は別途検討）を行い、代表事象を選定した。選定された代表事象は、出力増加事象（制御棒の誤引き抜き）、1 次冷却材流量減少（主循環ポンプ故障）、除熱機能喪失（水・蒸気系異常）、外部電源喪失、1 次冷却材喪失事故、SG 伝熱管破損事故、炉内局所閉塞事故の 7 つである。

次に、7 つの起因事象について、イベントツリー作成を作成した。事故シーケンスの考え方として、原子炉トリップに失敗しても固有安全性により低出力静定となる。また、残留熱除去系の起動に失敗した場合でも、制御棒等が挿入され炉停止していれば、放熱によっても炉心損傷は回避できる設計が可能であり、その方針で進めている。ただし炉容器健全性の判断基準、補助冷却系の維持等については今後検討の必要がある。SG 伝熱管破損の水侵入事故、1 次冷却材喪失事故（空気侵入事故）については炉停止、除熱に成功しても一部放射性物質がコンファインメント内に流出する可能性があり、イベントツリーでは放射性物質放出の可能性がある事象については被ばく評価が必要とされるため、今後、定量的な検討を進める。

以上は、蓄熱システムなしで原子炉と SG が直結する系統構成に関する検討であるが、蓄熱システムありの系統構成でも大きな変更はない見通しである。

### 4. 結言

令和元年～2 年に、東芝 ESS と富士電機は蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉の概念検討を実施した。本検討では、早期実用化に向け、黒鉛減速・被覆燃料粒子・ヘリウムガス冷却など確立済の高温ガス炉技術を踏襲するとともに、蒸気タービン発電を採用して開発リスクを排除、原子炉出口温度を 750℃として圧力容器に軽水炉で実績のある材料を採用し、固有安全性を活かしてコンファインメントを採用するなど経済性を向上させた高温ガス実用炉の実現に向けた見通しを得た。蓄熱については電力需要の日変動を吸収できるシステム構成を検討した今後も高温ガス炉の特長を生かして、安全性と経済に優れ、早期実用化可能な高温ガス炉システムの検討を継続し、2030 年代の実用化に向けて開発を進めていく。

### 5. 参照

[1] 大橋弘史ほか、開発途上国向け小型高温ガス炉の概念設計、FAPIG No. 191 (2016−2)

[2] 國富一彦ほか，高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の設計研究，日本原子力学会和文論文誌，Vol.1, No.4, 2002, pp. 352-360

[3] 経済産業省、原子力の利用状況等に関する調査(革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査)報告書平成 29 年度、 3-85~95

[4] IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020 Edition, pp. 135-194

### 謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Tetsu Suzuki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## （3）炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント

(3) High-temperature gas reactor co-generation without core melting

*須山 和昌[1]，倉林 薫[1]，中野 敬之[1]，米元 聡志[1]
[1]三菱重工業株式会社

### 1. はじめに

三菱重工業では、固有の安全性を有し炉心溶融を想定する必要がなく、かつ 900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する「高温ガス炉コジェネプラント」の概念構築を進めている。カーボンニュートラル社会に向けて、高温を利用した水素の安定的かつ大量製造と、ガスタービン発電による高効率発電を両立できる高温ガス炉コジェネプラントを実用化する。これにより、水素を大量にかつ安定供給できることから製鉄業界で目指している水素還元製鉄に提供して産業界の脱炭素化に貢献すると共に、水素製造量と発電量を調整することにより原子炉出力を一定に保ちつつ電力負荷変動に対応することで、原子炉の高稼働率を維持し経済性と脱炭素化の両立を目指す。

### 2. 高温ガス炉コジェネプラント概念

#### 2-1. 全体計画

高温ガス炉コジェネプラントの原子炉出力は、固有の安全性が維持できると評価されている 600MWt とし、原子炉出口温度は、HTTR の実績から 950℃と設定した。水素製造法は、早期実現が見込めるメタン水蒸気改質法を選定し、発電には高効率が見込めるガスタービンサイクルを採用した。全体系統構成を図 1 に示す。1 次系の主要設備は中間熱交換器(IHX)、He ガスタービン、再生熱交換器から構成され、IHX を介して水素製造設備に高温の熱を供給する。プラントの運転は、水素製造を主体

表 1 高温ガス炉コジェネプラントの主要目

| | | |
|---|---|---|
| 炉型 | 黒鉛減速ヘリウム冷却炉 | |
| 冷却材 | ヘリウム | |
| 熱出力 | 600MWt | |
| 熱利用 | 水素定格運転 | 発電定格運転 |
| 水素製造 | 12 万 N ㎥/hr | 9 万 N ㎥/hr |
| 発電 | 160MWe | 200 MWe |
| 温度/圧力 | 原子炉出口 950℃/　4~6MPa | |
| 燃料 | セラミック被覆粒子燃料 | |

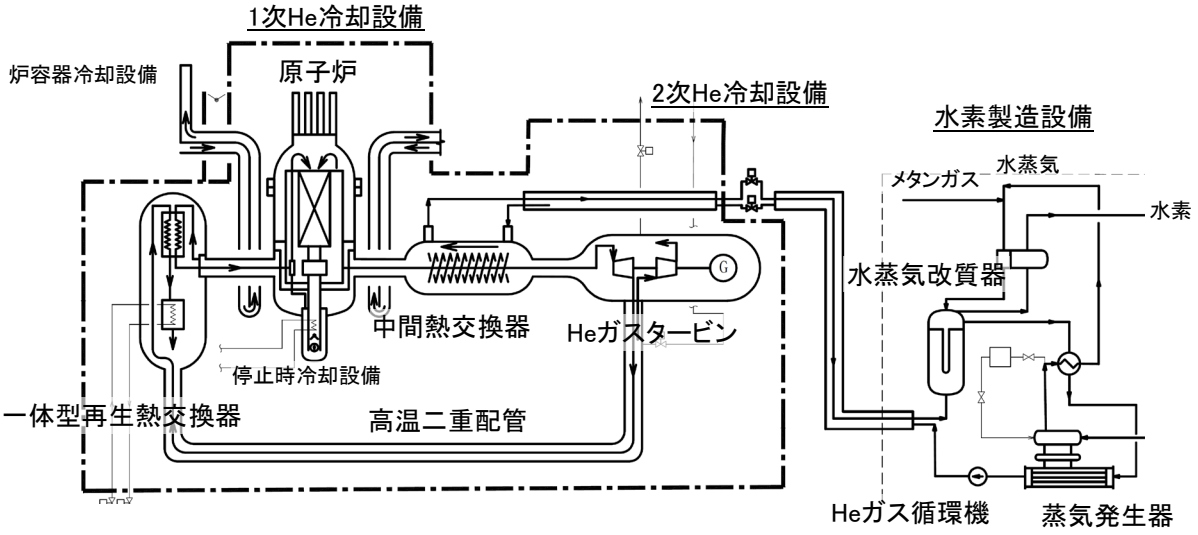



図 1 高温ガス炉コジェネプラントの全体系統構成図

とする水素定格運転と発電を主体とする発電定格運転を設定し、水素製造と発電を調整運転することで負荷変動に追従する。水素定格運転時の水素製造量は、2050 年頃に製鉄業界が目指す直接還元製鉄を対象として製鉄に必要となる水素量（400 万ﾄﾝの製鋼に必要となる水素量）を目標とした。発電定格運転では無冷却翼を採用できる温度としてタービン入口温度 850℃を条件とした。2 つの定格運転についてヒートマスバランスと炉心や高温機器の特性を検討した。1 基当たりの水素定格運転及び、発電定格運転における水素製造量、発電量の評価結果を表 1 に示す。プラントのイメージ鳥観図を図 2 に示す。図 2 では、目標の水素製造量を達成する為に 600MWt の原子炉 4 基、水素製造設備 4 ユニットの構成とした。

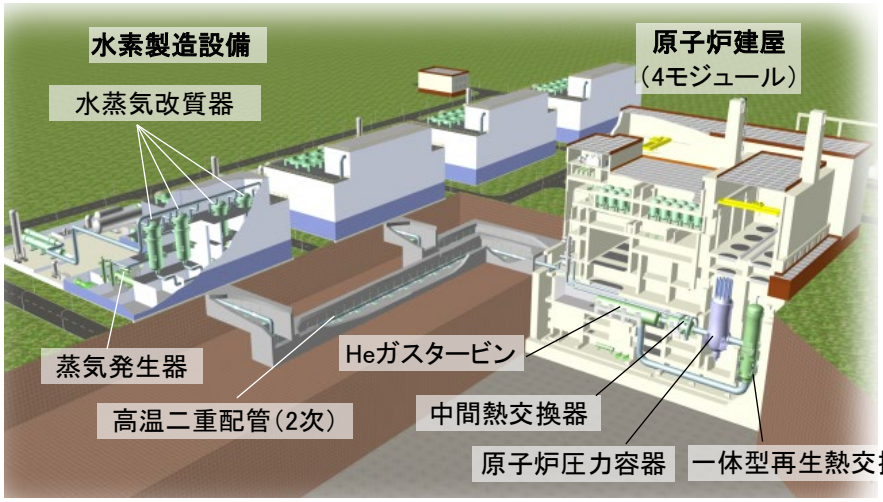



図 2 高温ガス炉コジェネプラントの鳥観図

## 2-2. プラント制御概念

高温ガス炉コジェネプラントでは、プラントの運転計画として原子炉熱出力一定で水素製造と発電量の負荷分担を変更可能な制御概念を目指している。原子炉、ガスタービン、水素製造設備と応答性の異なる 3 つの設備を考慮しながら運転を行う必要があり、プラント運転制御は複雑となる。図 3 に電力側負荷変動の一例を示す。日負荷追従運転は、日周期負荷変動に対する計画的な発電機出力の制御方法、AFC 運転は、中周期負荷変動に対する中央給電指令所指令に応じた発電機出力の制御方法、GF 運転は、小周期負荷変動に対する系統周波数変動に応じた発電機の出力制御方法である。これら周期の異なる負荷変動に応じた、制御概念の構築を進めており、三菱重工では、PWR でプラントの熱流動解析に実績のある M-RELAP5 を用いて、1 次ヘリウム系、2 次ヘリウム系をモデル化、水素製造設備については 2 次ヘリウム系の境界条件として図 4 に示す解析モデルを構築し、制御方法、運転方法の成立性、実用性の検証を進めている。

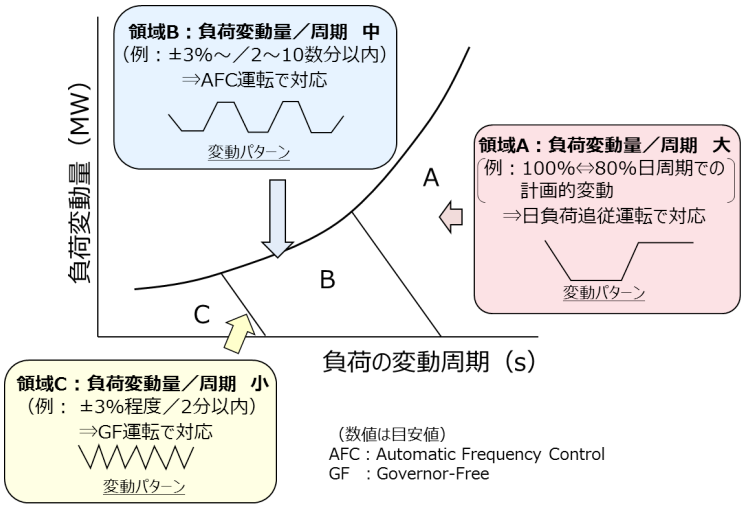



図 3　電力負荷変動と対応する負荷運転方法との関係

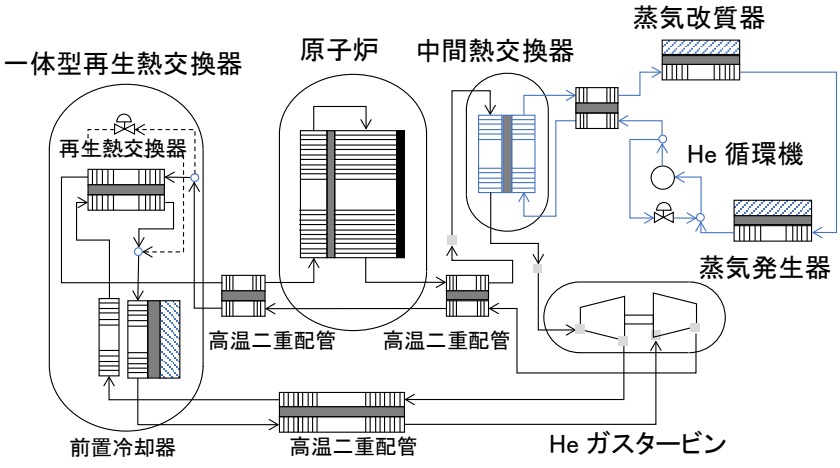
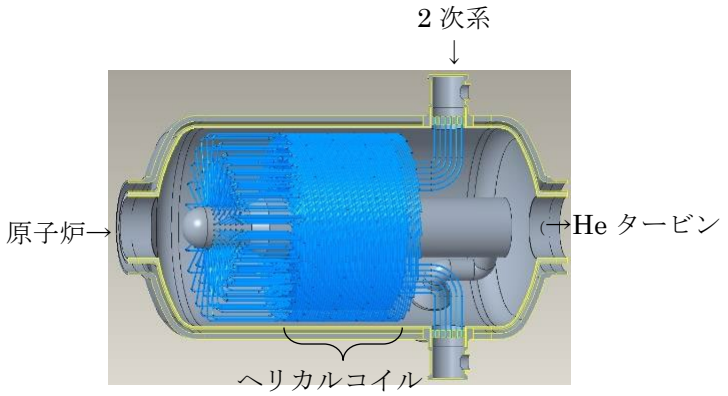



図 4　高温ガス炉コジェネプラント解析モデル

### 2-3. 主要機器概念

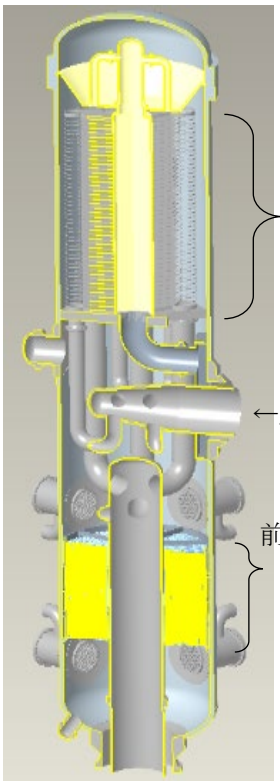
高温ガス炉コジェネプラントの 1 次系の主要機器として、原子炉から水素製造施設へ熱を供給するための IHX、プラント発電効率に寄与する再生熱交換器が挙げられる。IHX は原子炉出口の超高温に晒されるとともに水素製造と発電のバランスにより運転条件が異なりそれぞれの条件で成立することが求められる。また、ガス/ガスの熱交換器であり伝熱性能が低いため大型化が懸念される。高温のガス/ガス熱交換器としては HTTR においてヘリカルコイル型伝熱管を採用した熱交換器が実証されている。そこで、コジェネプラントにおいてもヘリカルコイル型の熱交換器を基にして、大型化と複数の運転条件で成立する中間熱交換器の検討を進めている。中間熱交換器の概念図を図 5 に示す。交換熱量約 220MWt に対し概略寸法は直径約 6.0m、全長約 12.2m となった。再生熱交換器については、交換熱量がさらに大きくなることからこれまで三菱重工業で開発を進めている熱交換密度が大きい細密プレートフィン型熱交換器を採用して検討を進めている。一体型再生熱交換器の概念図を図 6 に示す。前置冷却器を含めた一体型熱交換器として交換熱量約 760MWt に対し、直径約 6.7m、高さ約 30.5m の外形となった。




中間熱交換器概略仕様

| 型式 | ヘリカルコイル型 |
|---|---|
| 交換熱量 | 約 220MWt<br>(水素定格) |
| 直径 | 約 6.0m |
| 全長 | 約 12.2m |
| 重量 | 約 93ton<br>(伝熱部) |

図 5 中間熱交換器概念図




再生熱交換器概略仕様

| 型式 | プレートフィン型 |
|---|---|
| 交換熱量 | 約 760MWt<br>(発電定格) |
| 直径 | 約 6.7m |
| 高さ | 約 30.5m |
| 重量 | 約 26ton<br>(再生熱交換器伝熱部) |

図 6 一体型再生熱交換器概念図

### 3. まとめ

三菱重工業では、炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの概念を構築し、水素製造量及び発電量のバランス、水素定格運転と発電定格運転による負荷追従を想定したプラント制御概念、主要機器である IHX、再生熱交換器の概念構造を得た。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Kazumasa Suyama[1], Kaoru Kurahayashi[1], Takayuki Nakano[1]and Satoshi Yonemoto[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## （4）安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉

(4) Compact SFR with improved safety and reliability

*坂場　弘[1]
[1]三菱重工業株式会社

### 1. 開発の目標とコンセプト

21 世紀中の軽水炉／高速炉共存から、将来の実用炉への発展・実証を見据え、多様な高速炉ニーズに対応できるナトリウム冷却高速炉プラント概念構築を目指している。

高速炉技術として最も成熟したナトリウム冷却炉（SFR）をベースに、国産技術に立脚した高い安全性・信頼性を実現するとともに、競争力のある経済性、資源の有効利用（柔軟な燃料増殖比の確保）や放射性廃棄物低減（マイナーアクチニド：MA の核変換）が可能で、さらに、再生可能エネルギーと共存できる機動性を有する小型ナトリウム冷却高速炉（MCR：Mitsubishi Compact Reactor）概念を構築する。

具体的には、以下を採用することによる従来小型炉より高い受動的安全特性及びナトリウム安全特性を有するとともに、将来の社会ニーズに合わせ大型化への展開（出力変更）も容易なプラントとしている。

- 粒子型金属燃料炉心の採用により異常時炉停止失敗事象（ATWS）時にも固有の反応度フィードバック特性による受動的炉停止を達成
- ナノ流体の採用によりナトリウムの化学的活性度を抑制
- 実証性の高いナトリウム冷却高速炉技術を採用（小型から大型の出力増大へ対応可能な崩壊熱除去系型式を採用）
- 将来の社会ニーズに応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念

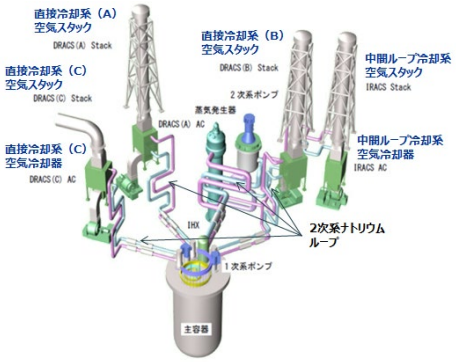



図 1.　MCR200 の系統概念

### 2. 安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉の概要

#### 2-1. プラントの概要

**a.　系統概念と出力増加の考え方**

金属燃料炉心を搭載した出力 200MWe 級の小型ナトリウム冷却高速炉の系統概念を構築した。崩壊熱除去系や炉停止系は実績ある SFR 技術を採用。主冷却系は 1 系統とし、同一系統を増やすことにより出力増加が容易なプラントを構築する。

この大型化によりスケール効果及び習熟効果により実用レベル出力での経済性を追求する。図 1 に系統概念図を示す。

**b.　採用する主な革新技術**

革新的な He ボンドを使用した粒子型金属燃料炉心を採用すること等により受動的炉停止機能を強化する。図 2 に従来型金属燃料との比較を示す（燃料ピン内の充填材を Na から He ガスに変更することでガスプレナムを燃料ピン下部に設置）。また、2 次系 Na にナノ流体（冷却材 Na 中に金属ナノ粒子を分散）を採用し、Na の化学的活性を抑制することで Na 水反応等の影響緩和を行い小型ナトリウム冷却高速炉の信頼性向上を図る。

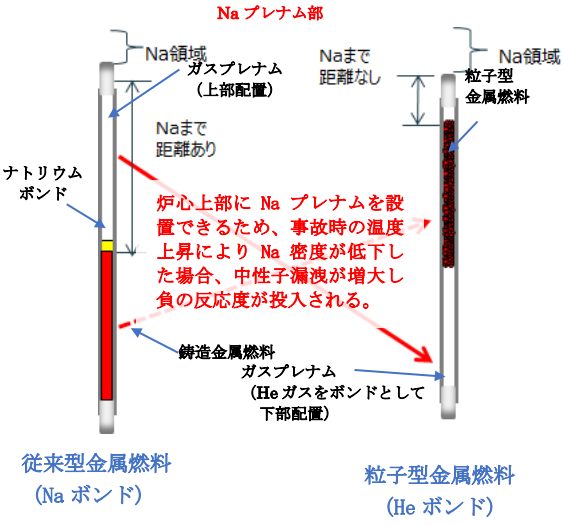



図 2.　従来型金属燃料と粒子型金属燃料

### 2-2 高い受動的安全特性を有する金属燃料炉心概念の構築

高い炉心性能及び低ナトリウムボイド反応度を達成できる革新的な上部ナトリウムプレナム付き粒子型金属燃料炉心を構築した。ナトリウムボイド反応度低減には、上部ナトリウムプレナムの設置に加え、炉心を扁平化し、中性子漏えいを増大させ、更に内側炉心と外側炉心の高さに差をつけることにより、炉心径増大、炉心性能低下を回避しつつ、線出力増加を抑制した（図 3）。

また、炉心大型化（電気出力 200MWe の MCR200 から 1000MWe の MCR1000 への出力増大を想定）に際しては、燃料ピン細径化と多数ピンバンドル化により、線出力を維持しつつ出力密度を増加させることにより、径方向サイズの増大を抑制することを可能とした。（図 4）。

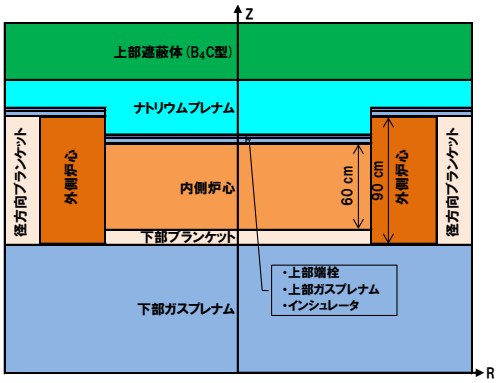



図 3　MCR200 の炉心断面図

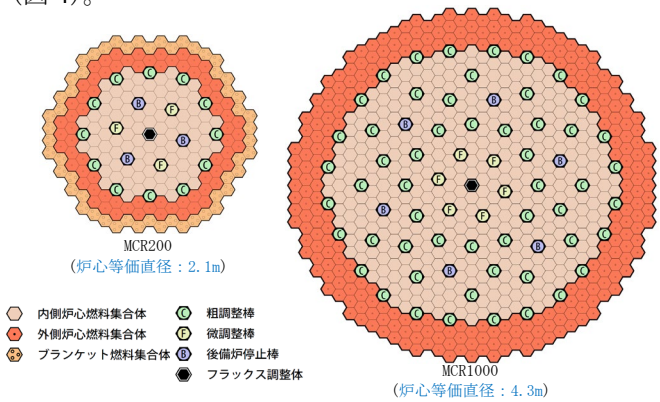



図 4 MCR の炉心配置

### 2-3 受動的安全特性の概略評価

MCR200 及び MCR1000 を対象に、動特性解析コードを用いて ATWS 時の過渡解析を実施し、受動的炉停止特性の成立性を評価した。

その結果、MCR200 については、集合体（ラッパ管）の熱変形によりもたらされる炉心湾曲による負の反応度フィードバックを考慮することで、受動的炉停止を達成できる見通しを得るとともに、設計対応を要する点（ロッドストップ機構や 1 次系ポンプのポニーモータ運転など）を明らかにした。また、MCR1000 についても炉心湾曲による反応度を考慮することによって受動的炉停止を達成できる見通しを得た。

### 2-4 プラント概念の構築

#### a.　ヒートマスバランス

小型炉の系統構成として IHX（中間熱交換器）　1 基、1 次系ポンプ 2 基とし、各系統の温度をパラメータにケーススタディを行い、主容器径への寄与が大きい IHX の径を小さくするヒートマスバランスを見出した。

#### b.　原子炉構造

将来の社会ニーズに応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念として、大型化に際した開発要素を低減するために、出発点の小型炉の冷却系機器の数を極力少なくし、同一構成の冷却系統ループ数を増加することで出力をアップするシナリオを策定した。このシナリオに基づき MCR200 の原子炉構造概念（図 6）を構築した。この概念では、小型炉として主容器径を可能な限り削減するために、主容器に設置する機器の配置スペース合理化の観点から炉心を大きく偏心させた上で機器を反対側に寄せて配置する、更に熱交換器の 2 次系冷却材の放射化抑制に寄与しない遮蔽体を削除する等の対策を施した。また、主容器の炉壁熱保護方策の検討を踏まえ、冷却系機器含め日負荷追従運転をした場合での機器の健全性を評価・確認し再生可能エネルギーとの共生できる概念であることを併せて確認した。

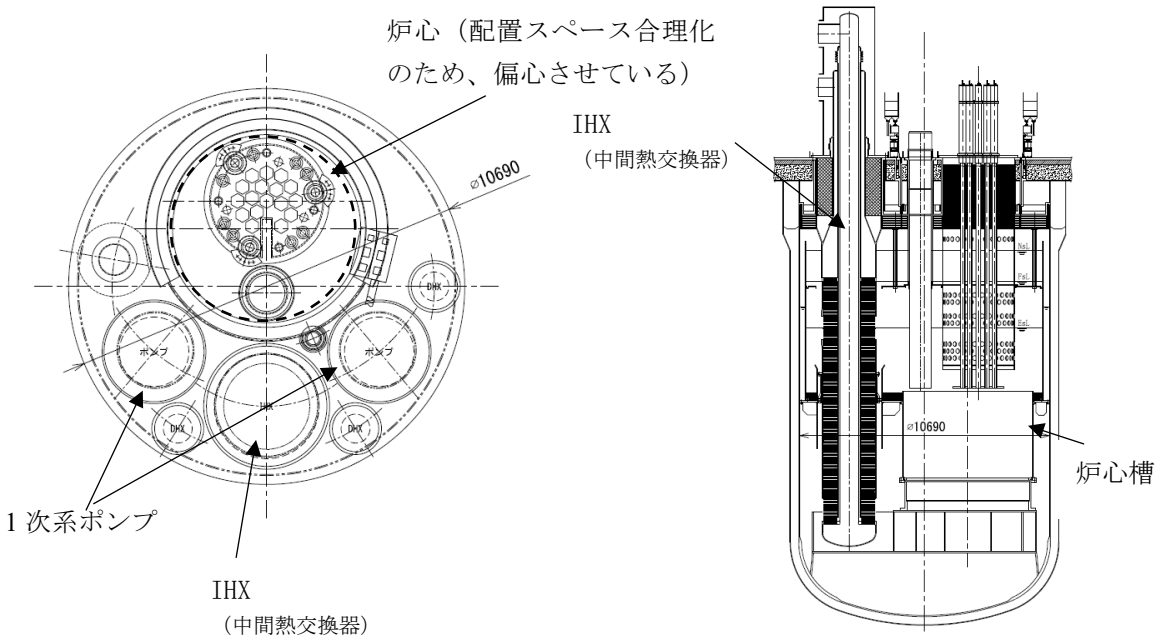



**図 6 原子炉構造概念**

### c. 1 次冷却系/2 次冷却系

先に述べたように採用したヒートマスバランスは、主容器径の削減を狙い、搭載機器である IHX の伝熱面積を小さくできる条件のもと､2 次系の主要機器である SG の伝熱面積を小さくできるケースを選定し､MCR200 の IHX 及び 1 次系ポンプについて必要仕様を設定し、基本構造を構築した（図 7)。

なお、IHX に関しては、熱過渡事象における構造健全性の確認として、上部・下部管板周りを対象に、上部管板については手動トリップ、下部管板については外部電源喪失を想定した熱応力評価を行い、構造健全性の成立見通しを得た。同様に 2 次系主要機器であるポンプについては、必要仕様を設定し、基本構造を構築した。

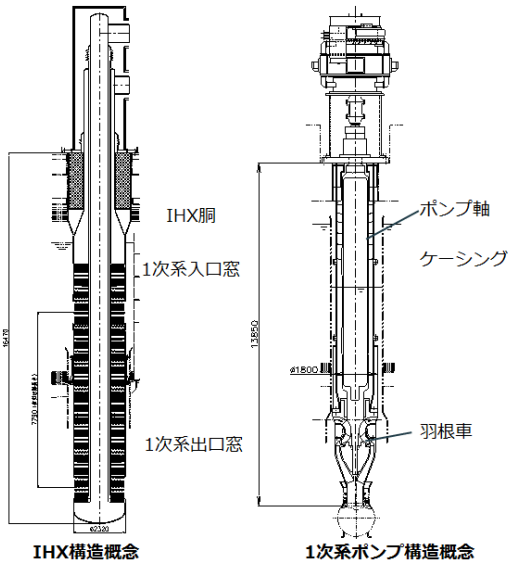



**図 7　IHX(中間熱交換器)及び 1 次系ポンプの構造概念**

### d. 建屋配置

構築した主要機器の基本構造を格納できるコンパクトな建屋を実現するため、以下の配置設計とした。2 次主冷却系及び崩壊熱除去系（DRACS）の 2 次系配管が極力短くなるように接続先の各機器を近傍に設置し、もう一つの崩壊熱除去系（IRACS）は、2 次系配管の引き回しを考慮して 2 次主冷却系室の近傍に配置する。SG は建屋南側の設置となるためタービン建屋は原子炉施設建屋の南側に配置する。これらの検討により最適な建屋配置概念を構築した。

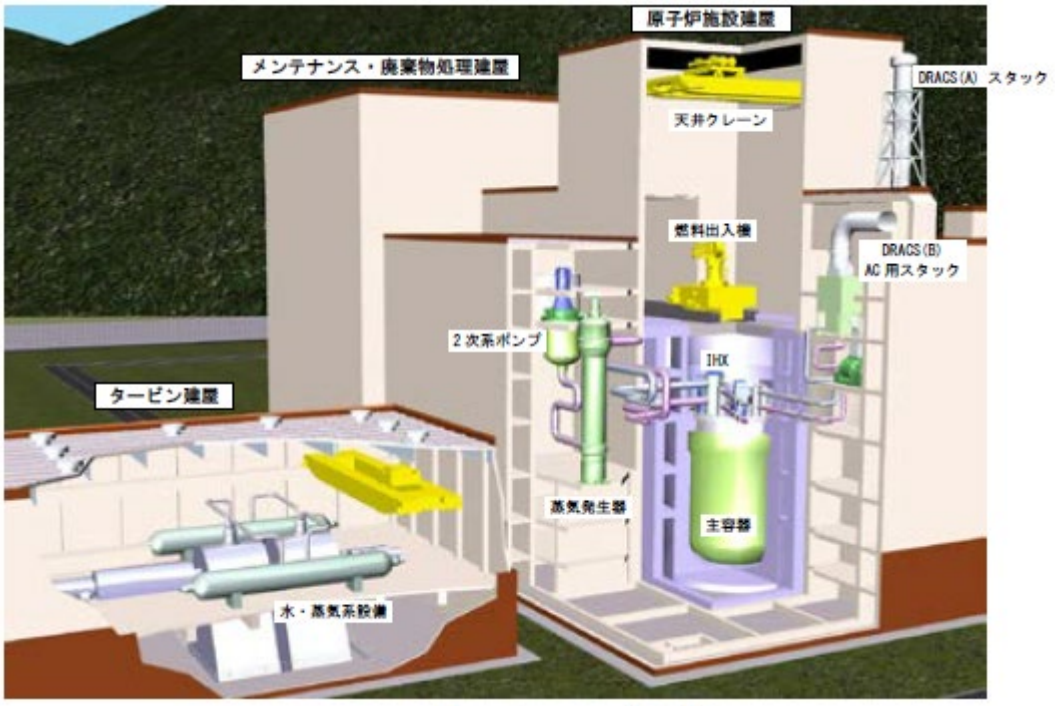



図 8　建屋配置概念図

## 3. まとめ

高い安全性、信頼性を確保しつつ、社会的要請に応じて柔軟に出力アップが可能なプラントを市場に提供するため、冷却系統ループ数の増加により出力アップするシナリオを策定し、出力 200MWe 級のプラントの基本構造概念を構築した。今後、同一構成の冷却系統を増設することにより出力アップすることを想定した基本構造概念を構築していく予定である。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Hiroshi Sakaba[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## (5) 固有安全性を活用した革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉

(5) Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety

*中原 宏尊[1]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社

### 1. はじめに

将来の我が国における高速炉サイクルの実現を目指し、特に革新技術として、金属燃料の固有安全、受動的安全系の採用、乾式再処理と組合わせた高い核不拡散性に注目し、第４世代原子力システムの中でも技術的成熟度が高く、安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉の技術開発を進めている。その開発状況について報告する。

### 2. 背景と目的

我が国における高速炉開発では、より高い安全性と経済性、資源有効利用、放射性廃棄物対策、核不拡散性に加えて、国際協力による最新知見、開発コスト抑制などが重要となっている。さらに 2050 年カーボンニュートラルの実現に向けて、原子力は最大限導入される再生可能エネルギーとの共存、熱利用といった多様な社会的要請に応えることが期待されている。一方、米国では、静的安全系を採用して高い安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする、金属燃料小型高速炉の開発[1][2]が進められており、2020 年代後半に高速中性子照射施設の建設を目的とした多目的試験炉（VTR: Versatile Test Reactor）プログラムや、商用を目指した先進的原子炉実証プログラム（ARDP:Advanced Reactor Demonstration Program）における高速炉 Natrium™の開発が推進されている。

これらの米国プログラムによる高速炉の開発、実機実証を通じて、ナトリウム冷却材によるタンク型炉、金属燃料の採用、受動的安全系の採用、小型モジュール化を特長とした革新技術について技術成熟度（TRL：Technology Readiness Level）のさらなる向上が期待される。日立 GE では、これら革新技術を 2040 年代に日本に導入することを目的として、高速炉開発ロードマップにおいて示された今世紀後半の高速炉導入に資する効率的な開発を目指している。

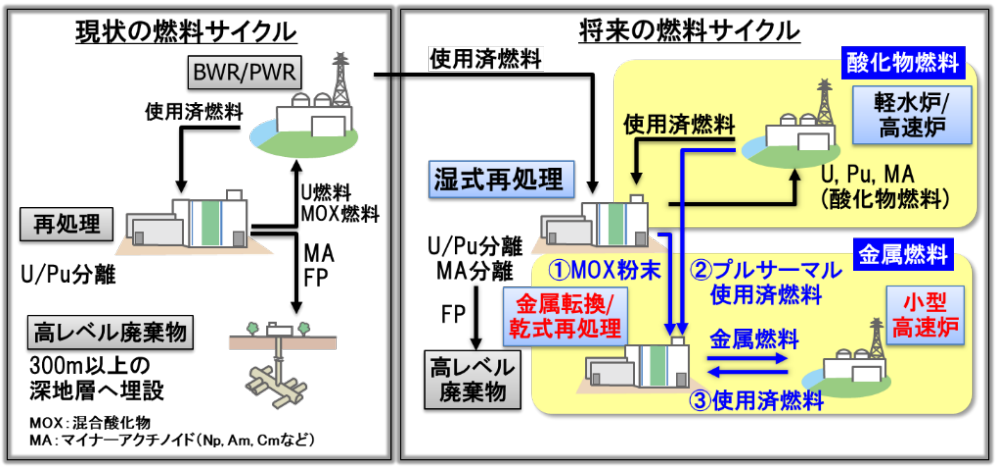



図 1 金属燃料高速炉サイクル導入の構想

*Hirotaka Nakahara[1]

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

**3. 開発技術の概要と国内導入のねらい**

金属燃料小型高速炉で開発する技術の特長を示す。冷却材とするナトリウムは、水と比べて沸点が高いため、すべての運転状態において沸騰に対する余裕があり、大気圧に近い圧力での運転を可能とする。また、タンク型原子炉容器中の 1 次系冷却材ナトリウムは、その大きな熱容量により出力変動に対する冷却材温度変動が比較的小さいという利点がある。

金属燃料（U-Pu-Zr 三元系合金燃料等）の物理的・化学的特性上の特長は、高燃料密度、高熱伝導度、低比熱、高熱膨張率、冷却材であるナトリウムとの良好な共存性である。このため、高い増殖性、高次アクチノイド生成抑制・燃焼特性、冷却材・燃料温度上昇に伴う負の反応度特性を有するほか、燃料ピン内の温度分布が平坦、酸化物燃料と比較して定常及び異常時の温度が低い、炉心に蓄えられている熱エネルギーが少ないなど、安全性・経済性上の利点がある。

さらに、事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）は、静的な機器のみで構成され、空気の自然循環により電源及び運転操作を必要とせず、高い信頼性を有し、初期投資・運転及び保守費用の抑制を実現している。

図 1 に我が国における将来の高速炉サイクルへの金属燃料導入の構想を示す。使用済燃料の再処理には電解精製をキー技術とする核不拡散性の高い乾式再処理技術を適用する。高速炉は、高速中性子の利用で燃料となる核分裂性物質を消費しつつ、高い増殖比を達成できるポテンシャルを有し、燃料組成に対して高い柔軟性を有している。将来の燃料サイクルに向けて、金属燃料によるマルチリサイクルの他、今後のプルサーマル利用で発生する使用済 MOX 燃料を原料に、金属転換、乾式再処理を経て金属燃料として使用することにより、使用済燃料の蓄積量を削減することが狙える。また、乾式再処理では Pu と MA が同時に回収されるため、金属燃料高速炉と乾式再処理を組み合わせることで高レベル放射性廃棄物の有害度低減が可能となる。

また、Natrium™では、ナトリウム冷却高速炉の高温と太陽熱発電利用で知られている溶融塩を使用した蓄熱技術との組み合わせにより、原子炉出力は定格出力を維持したままに、再生可能エネルギーの出力変動を補完する柔軟な出力応答を実現することが提案されており、実用化によって我が国でも機動性の観点から再生可能エネルギーとの共存の実現が期待される。

**4. 開発項目**

2018 年の高速炉開発会議における戦略ロードマップに示された、「高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性」、期待される運転開始は「21 世紀半ば頃」、を踏まえて、革新技術の国内実証に向けた初号機を 2040 年代に導入し、その後に商用炉を段階的に導入することを想定としている。

そこで、建設開始までに詳細設計、許認可の準備を効率的に進めるために、米国最新設計を活用した基本設計、実証試験の実施に向けて、現在、国内導入の概念設計、実証計画の具体化を計画している。国内導入に向けた開発においては日米の知見を活かし、必要とする技術の実現性の把握が重要となる。

表 1 に、必要と考えられる主要な要素技術の技術成熟度レベル（TRL）評価の概要を示す。総じて評価結果は TRL4(技術の実証段階) 以上となっている。システム、機器について、多くは、既設実験炉の実績、実証炉開発の技術を活用でき TRL6(技術の実証段階) にあり、TRL6 未満には米国で先行する実機建設の実績を開発に活かすなどで TRL6 以上への向上に取り組むものとしている。

開発計画の立案に際して、金属燃料に関する高性能化(被覆管の照射・高温耐性向上、MA 含有燃料)やシビアアクシデントの安全評価、RVACS の除熱性能、金属燃料サイクル等が TRL6 未満となっていることが確認されている。これらから、今後優先して取り組む課題項目として以下と整理している。

(1) 国内核燃料サイクル政策に整合した再処理、金属燃料及び炉心の成立性、安全性評価と評価手法の開発
(2) 安全系の崩壊熱除去系となる RVACS の信頼性、安全性評価と評価手法の開発(外部事象を含む)

表 1 主要な要素技術の技術成熟度レベル（TRL）評価概要(注 1)

| 項目 | 要素技術 | TRL | 備考 |
|---|---|---|---|
| 安全関連設備 | ･制御棒駆動機構 CRD 等<br>CRD、ロッドストップ、USS:Ultimate Shutdown System<br>･受動的炉停止系<br>自己作動型炉停止機構 SASS、ガス膨張機構 GEM、固有反応度フィードバック等<br>･自然循環崩壊熱除去系 RVACS、蒸気発生器補助冷却系 SG-ACS | 5 | ･反応度制御/能動的安全系は米で TRL6<br><br>･固有/受動的安全性は米で TRL6、但し国内で耐震の炉心拘束は要検討 TRL5<br>･崩壊熱除去系は米で TRL5 |
| | ･液位保持機能を持たせた格納容器<br>･シビアアクシデント対策（安全解析ツール） | 5 | ･格納機能は米で TRL5<br>･安全解析ツールは米で TRL5、但し国内要検証 |
| | ･安全関連設備の外部ハザード等対策<br>･耐震（水平免震） | 5 | ･日米で TRL6 だが、サイト条件で設計対応要<br>･免震は実証対応要で TRL 5 |
| 運転保守 | ･炉内の検査技術、運転、保守技術 | 5 | ･米で TRL5 |
| | ･ナトリウム漏えい検知技術 | 5 | ･日米で TRL5 |
| 炉心燃料 | ･金属燃料・被覆管・集合体<br>･将来の性能向上（高燃焼度・高被覆管温度、MA 含有燃料） | 6~* | ･設計技術は TRL6 以上<br>* 高性能化は国内で TRL5 |
| | ･金属燃料炉心設計<br>･金属燃料構造設計・評価手法 | 6~ | ･国内外知見の蓄積<br>･国内燃料挙動解析コード |
| 原子炉構造、冷却材系 | ･原子炉容器<br>･燃料交換機（炉内燃料移送装置 IVTM） | 4 | ･炉容器は米で TRL5<br>･燃料取扱等は米で TRL4 |
| | ･ナトリウム冷却材系配管、弁、ポンプ等<br>･中間熱交換器<br>･蒸気発生器 | 4 | ･ポンプは米で TRL4<br>･中間熱交換器は米で TRL6<br>･蒸気発生器は米で TRL7 |
| 原子炉補助施設 | ･燃料出入機、燃料検査設備、燃料処理設備<br>･冷却材純化系 | 6 | ･日米で TRL6 |
| 計装制御 | ･炉内計装<br>･破損燃料検出設備 | 5 | ･炉内計装は米で TRL5 |
| その他（原子炉本体外） | ･原子炉に蓄熱システムを備えた中間熱輸送系を導入したシステム | 5 | ･原子炉との組合わせの実証なく TRL5 |
| | ･乾式再処理および金属燃料製造<br>･周辺技術（前処理、後処理等） | 4* | * キー技術は TRL6<br>･周辺技術は TRL4～5 |

TRL 1-2：基礎技術の研究段階　　TRL 2-3：実現可能性を示すための研究段階

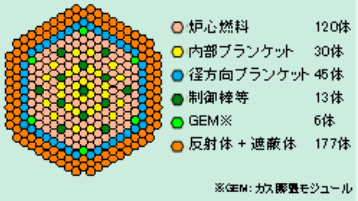
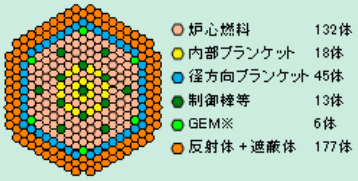
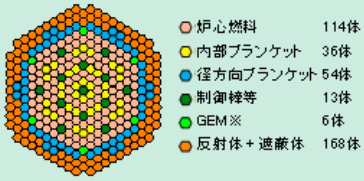
TRL 4-5：技術の開発段階　　TRL 6：技術の実証段階

TRL 7-8：システムの試運転段階　　TRL 9：システムの運転段階

（注 1） 国内評価は文献[3]の金属燃料高速炉特有技術部分、
米国評価は文献[4]の Appendix B Table B-1 を参考とした。

課題項目(1)については、軽水炉から高速炉への段階的な移行を想定し、酸化物燃料サイクルに整合性をもって金属燃料高速炉を導入するシナリオを検討している[5][6]。表 2 に、国内軽水炉の UO2 使用済燃料を原料とする炉心 A、プルサーマルの使用済 MOX 燃料を原料とする炉心 B、マルチリサイクルを想定して使用済金属燃料を原料とする炉心 C のそれぞれについて、炉心特性の評価例を示す。いずれのケースも Pu の残存比（燃焼前後の Pu 量の比率）が 1 以上となることから、Pu の増殖による資源の有効利用が持続可能な見通しを得ている。なお、サイクルの諸量評価によって、すべての軽水炉が高速炉に移行する平衡期までに必要な Pu 量が使用済燃料から確保できる見通しを得ており、Pu バランスの観点で国内導入の成立性の見通しを得た。また、金属燃料の乾式再処理では Pu と MA を同時に回収できる利点があり、さらに Pu が単独分離の形で回収されない点で核不拡散性も高い手法である。今後、MA 燃焼も含め、高レベル放射性廃棄物の有害度低減及び廃棄物減容の効果についても評価することを検討してく。

表 2 国内燃料組成に基づく炉心解析評価例

| | 炉心A | 炉心B | 炉心C |
|---|---|---|---|
| 炉心構成 |  |  |  |
| 導入時期 | 導入初期(2040年)～ | 移行期前期(2060年)～ | 移行期後期(2090年)～<br>平衡期～ |
| 燃料体数 | 炉心燃料：120体<br>内部ブランケット：30体<br>径方向ブランケット：45体 | 炉心燃料：132体<br>内部ブランケット：18体<br>径方向ブランケット：45体 | 炉心燃料：114体<br>内部ブランケット：36体<br>径方向ブランケット：54体 |
| 装荷燃料 | ・MOX粉末※由来<br>（※UO2-SFの再処理回収物）<br>・Pu中のPuf含有率：62% | ・プルサーマルMOX-SF由来<br>・Pu中のPuf含有率：49% | ・金属使用済燃料由来<br>（マルチリサイクルを想定）<br>・Pu中のPuf含有率：66～74% |
| 使用済燃料 | ・Pu残存比：1.06<br>・燃焼後のPuf含有率：65.9% | ・Pu残存比：1.01<br>・燃焼後のPuf含有率：52.7% | ・Pu残存比：1.13<br>・燃焼後のPuf含有率：ﾊﾟﾗﾒｰﾀ |

課題項目(2)については、事故時の想定においても炉心冷却能力を担う崩壊熱除去系に採用された RVACS の除熱性能に対する信頼性検証のため、適切な裕度を有した設計となることを最新の CFD（数値流体力学）による伝熱流動解析を用いて確認することを進めている[7]。これまでに原子炉容器外側の空気系流路と内側の一次冷却材(ナトリウム)流路を組合せた 3 次元解析モデルを構築し、空気とナトリウムの自然循環を同時に計算できることを確認している。これにより、RVACS の熱流動定常解析による除熱性能を確認し、感度解析により除熱性能への影響因子の摘出を可能とする見通しを得ている。今後、過渡解析や外部事象を含めた影響因子の緩和検討を進めることにより、実証試験の合理化を含め、固有安全性に係る設計裕度評価を検討していく。

## 5. まとめ

固有安全性を活用する革新技術を採用した金属燃料小型高速炉は米国での開発、実機計画が進んでおり、2020 年代後半には建設、運開が期待され、高い実機実証のポテンシャルを持つ革新的原子炉の一つである。国内の核燃料サイクル政策に整合した金属燃料高速炉サイクルの成立性、受動的安全系の信頼性について国内導入へ適合できる見通しを得たことにより、これら革新技術に基づき、高速炉開発ロードマップにおいて

示された今世紀後半の高速炉導入に資する開発を進めていく。

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] B. Triplett, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012) .
[2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4) .
[3] 「高速炉開発会議　戦略ワーキンググループ（第 10 回）」資料 4, (2018/6) .
[4] “Advanced Demonstration and Test Reactor Options Study”, (ANL, INL, ORNL, January 2017) Appendix B Table B-1 Technology readiness levels for each system and subsystem for reactor deployment.
[5] 渡邉他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I09 (2020).
[6] 藤村他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I11 (2020).
[7] 阿部他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I12 (2020).

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## (6) 国内燃料サイクル柔軟性拡大へ寄与する軽水冷却高速炉
(6) Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*日野 哲士[1]
日立ＧＥニュークリア・エナジー

### 1. はじめに
沸騰水型原子炉（BWR）の炉心燃料の設計自由度を活用し、プルトニウム利用の促進、プルサーマルによる使用済 MOX 燃料の削減、高速炉サイクルへの移行時の負担軽減を図った軽水冷却高速炉の開発を進めており、その開発状況について報告する。

### 2. 背景と目的
日立は BWR プラントメーカとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR の特徴を活かした軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR）の開発を進めてきた[1][2][3]。図 1 に RBWR の概要を示す。冷却水の沸騰および稠密燃料により水素対燃料の原子数比を減少させ、通常の軽水炉よりも中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトする。図 2 に RBWR の導入ビジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により、超ウラン元素（TRU）の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、既設炉にバックフィットし、現状の再処理および MOX 燃料製造技術の利用を前提とする四角格子 RBWR の開発も進めてきた。後述するように、まずはプルトニウム利用の促進により再処理工場の稼働率を向上し、使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決、原子力発電の維持に寄与することで、2050 年カーボンニュートラルに貢献すべく、本開発では四角格子 RBWR に注力する。

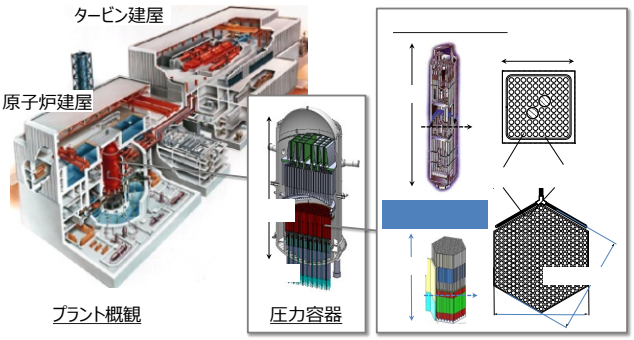



図 1　RBWR の概要

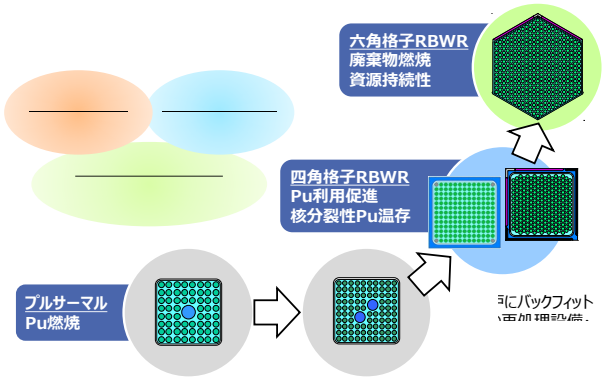



図 2　RBWR の導入ビジョン

### 3. 四角格子 RBWR の概要とねらい
図 3 に四角格子 RBWR で用いる燃料集合体の概要を示す。四角格子 RBWR は、既設 BWR で取替容易なコンポーネントの交換おｓよび追加のみで実現をめざしたコンセプトである。図 3 の短尺燃料は、燃料棒を

*Tetsushi Hino[1]
Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

三角格子配列し、チャンネルボックス間の水ギャップに水排除板を設置、また制御棒にフォロアをつけることで、水を可能な限り排除し中性子エネルギーを高めることを重視している[4]。長尺燃料は、制御棒は既存のものを用い、水排除板の追加設置も不要として、燃料集合体の交換のみで実現することを前提とした[5]。

図 4 に四角格子 RBWR のねらいを示す。四角格子 RBWR は、短尺および長尺燃料のいずれも、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量を増やすことで、プルトニウム利用量を現行 BWR プルサーマルの約 2 倍にできる見通しである。核不拡散の観点から、日本はプルトニウムを利用する分のみ再処理する方針であるが、燃料集合体当りのプルトニウム利用量を増やすことで、プルトニウムを利用できるプラントが限られる場合でも、再処理量を増やし、使用済燃料貯蔵量をより多く削減することができる。また、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量が増えることで、同じ量のプルトニウムを利用した場合に発生する使用済 MOX 燃料の体数も現行 BWR プルサーマルよりも削減できる。

さらに、四角格子 RBWR は、プルトニウム利用量を増やしつつも、将来的に高速炉で使用済 MOX 燃料を再利用することを考慮し、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を現行プルサーマルよりも高く維持する。プルサーマル後の使用済 MOX 燃料は、長期保管され $^{241}$Pu の崩壊が進むと、高速炉で再利用する際に、核分裂性プルトニウムの割合が比較的多い使用済ウラン燃料からの回収プルトニウムと混合するなど、核分裂性プルトニウムの割合を高める必要がある[6]。四角格子 RBWR は、燃料稠密化による高速中性子スペクトルを利用し、長期保管後も、核分裂性プルトニウムの割合を単独で高速炉で再利用可能なレベルに維持することで、高速炉サイクル移行に必要とされる使用済燃料の保管量や再処理量の削減を図るねらいである。

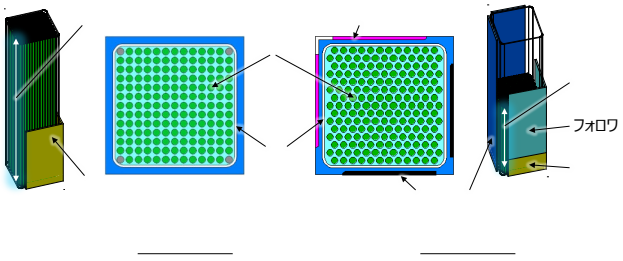



図 3 四角格子 RBWR の概要

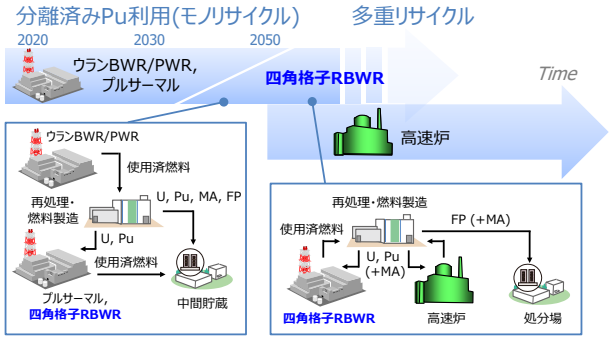



図 4 四角格子 RBWR のねらい

## 4. 開発項目

表 1 に RBWR の格子タイプ毎の技術成熟度レベル（TRL）および市場性について評価した結果を示す。四角格子は既設炉へのバックフィットが可能であり、早期の実用化が可能である。特に長尺燃料タイプは、短尺燃料タイプよりも開発要素が少なく、現行プルサーマルからの使用済 MOX 燃料体数削減効果も大きいことから、国内燃料サイクルの短中期課題と考えるプルトニウム利用促進へ大きく寄与できると考えている。

図 5 に四角格子長尺燃料の中性子エネルギースペクトルを現行 BWR および六角格子 RBWR と比較して示す。四角格子長尺燃料の特に集合体中央付近では、六角格子 RBWR と同様に熱中性子ピークがほとんどないスペクトルとなる。この特徴により、四角格子長尺燃料は、現行 BWR と同様にチャンネルボックス間の水ギャップを有しながらも、現行プルサーマルよりも使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合が高くなるが、これまでの BWR の中性子スペクトルと異なることから核特性解析手法の妥当性確認が必要となる。また、図 6 に熱水力パラメータを現行 BWR および既存の稠密燃料試験条件と比較して示す。四角格子長尺燃料は現行燃料と稠密燃料試験の間の領域となるが、特に、チャンネルコーナーがボイド率分布に及ぼす影響に対する、熱水力解析手法の妥当性も同様に確認する必要がある。

表 2 に四角格子 RBWR の現状設計例でのプルトニウム含有率と燃焼度を示す。プルトニウム含有率は現行再処理および MOX 燃料製造技術の範囲内ではあるが、既存の照射実績を超えるため、炉外材料試験デー

タや照射試験データを蓄積していく必要がある。

表 1　RBWR の TRL および市場性の評価結果

| 格子タイプ | TRL | 評価結果 |
|---|---|---|
| 四角格子（長尺） | 5 | • 主な開発要素は、炉心解析妥当性評価、燃料ペレットおよび被覆材の炉外材料・照射試験データ蓄積に限定される<br>• 短中期課題であるプルトニウム利用促進への効果大<br>• 再処理、MOX 燃料技術進展に伴い、高速炉サイクル実現までのマイナーアクチニド（MA）蓄積量削減などへの寄与も期待できる |
| 四角格子（短尺） | 4 | • 長尺タイプよりも高転換比が得られるが、長尺タイプの開発要素に加え、フォロア付き制御棒および水排除板など炉内構造の開発が必要 |
| 六角格子 | 3 | • 狭隘な集合体・炉内構造、高プルトニウム・MA 含有ペレット、従来実績を大きく超える燃焼度に適用する被覆管の開発が必要<br>• TRU 燃焼炉としての市場性の可能性があるが、Na 冷却高速炉の実用化状況、社会状況に依存 |

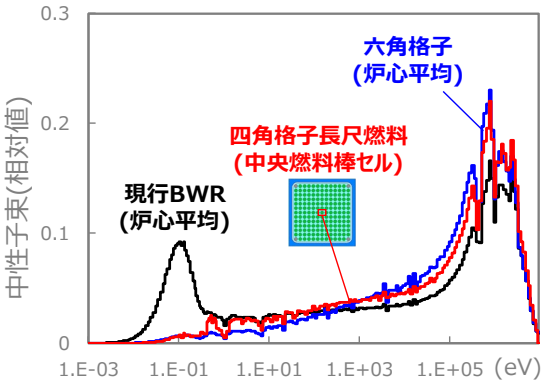



図 5 中性子エネルギースペクトル

| | 現行燃料 | 四角格子 | 稠密燃料試験* | |
|---|---|---|---|---|
| 燃料棒配列 | 正方 | 正方 | 三角 | |
| 燃料棒外径 (mm) | 10～12 | 8.0 | 12.3,13.0 | 6.4,7.1 |
| 燃料棒棒間ギャップ(mm) | 2.5～4 | 2.0 | 1.0,1.3 | 1.5～2.3 |
| 水力等価直径(mm) | 10～14 | 6.1 | 2.4～4.4 | 4.2～6.5 |

* W. LIU, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 44, pp. 558-571 (2007)
M. KURETA, et al., JAEA-Data/Code 2006-007 (2006)
B.W. LETOURNEAU, et al., WAPD-TM-1013 (1975)

図 6 熱水力パラメータ

表 2 プルトニウム含有率と燃焼度

| | 四角格子長尺燃料設計例 | 従来知見範囲（実績など） |
|---|---|---|
| 集合体平均プルトニウム含有率（wt%） | ～13 | • 臨界試験は核分裂性プルトニウム富化度 16wt%までのデータあり<br>• 照射試験はプルトニウム含有率 14.3wt%までのデータあり |
| ペレット最高プルトニウム含有率（wt%） | 18 | |
| バンドル平均 MA 含有率（wt%） | -* | |
| 取出平均燃焼度（GWd/t） | 55 | • ノード最高燃焼度 80GWd/t までの照射データあり |
| ノード最高燃焼度（GWd/t） | ～90 | |

* $^{241}$Pu の崩壊で生成される $^{241}$Am 除く

## 5. まとめ

日立は燃料サイクルの短期から長期のさまざまな課題に対応するため、BWR をベースとした軽水冷却高速

炉 RBWR のバリエーションを検討してきた。開発要素が相対的に少なく、プルトニウム利用の促進、プルサーマルによる使用済 MOX 燃料の削減、高速炉サイクルへの移行時の負担軽減により、国内燃料サイクルの柔軟性拡大に寄与できると考え、四角格子長尺燃料を用いた RBWR の開発に注力して進める。

**謝辞**

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)

[2] R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, “General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply,” Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)

[3] R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)

[4] 三輪他、”軽水冷却高速炉の開発(3) Pu 利用に適用する四角格子炉心の核・熱水力特性長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発”、日本原子力学会 2020 年秋の大会 1I07 (2020)

[5] 三輪他、”軽水冷却高速炉の開発(6) 現行炉心からの移行性を高めた Pu 利用向け四角格子炉心概念”、日本原子力学会 2021 年春の年会 3B09 (2021)

[6] 高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- (2006)

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

# [2L_PL] Status of JT-60SA Project

chair: Yoshio Ueda (Osaka Univ.)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room L

## [2L_PL01] JT-60SA Project

*Shinichi Moriyama[1] (1. QST)

## [2L_PL02] Construction of JT-60SA Tokamak Device

*Yusuke Shibama[1] (1. QST)

## [2L_PL03] Operation Results of Superconducting Magnet System and Cryogenic System for JT-60SA

*Kazuya Hamada[1] (1. QST)

## [2L_PL04] Coil Power Supply and RF Heating System for JT-60SA

*Koji Takahashi[1] (1. QST)

## [2L_PL05] Progress in Integrated Commissioning and Plan of Machine Enhancement for JT-60SA

*Akihiko Isayama[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

# （1）JT-60SA プロジェクトの概要

(1) JT-60SA Project

*森山 伸一[1]，JT-60SA チーム[1]
[1] 量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

## 1. はじめに

現状で世界最大のトカマク装置 JT-60SA は 2020 年 3 月に本体の組立を完了した。日欧協力のサテライトトカマクと国内重点化装置の両方の位置づけを持つ同装置は、2008 年の JT-60U 実験運転完遂以降、設計、解体、機器製作、組立て、個別コミッショニングの工程を経て 12 年ぶりに運転を開始した。JT-60SA 計画の目的は、(1)ITER の技術目標達成のための支援研究、(2)原型炉に向けた ITER の補完研究、(3)これらによって ITER・原型炉開発を主導する人材の育成である。(1)の ITER 支援研究では、臨界条件クラスの高性能プラズマを長時間（100 秒程度）維持する実験を ITER に先行・並行して実施して、ITER 計画を効率的に進めるために必要な運転手法などの技術的知見を得る。(2)ITER 補完研究では、原型炉より低い圧力を想定して設計された ITER で行うことの難しい「原型炉で必要となる高出力密度を可能とする高圧力プラズマの長時間維持」を実現し、ITER と JT-60SA で得られた知見を用いて、原型炉の運転領域と制御手法の確立を目指す。

## 2. 欧州との協力

機器の設計、製作、契約、保証等に関する日欧の考え方の違いを埋めるために、周到な準備の下に各種取り決めを交わした上でプロジェクトがスタートしたが、その実施に当たっては、予定外の事象が発生するごとに、頻繁で濃密なコミュニケーションと臨機応変な対応が必要であった。トロイダルコイル製作遅延を大型輸送機による空輸でリカバーするなど、都度の欧州の真摯で迅速な対応には感謝したい。日欧共同で装置の基本性能について合意した設計書である、Plant Integration Document（PID）を基に、双方が議論して機器の設計の詳細化を行い、機器ごとに調達取り決めを結んだうえで、製作、据付、試験が行われてきた。

## 3. 高精度組立の実現

装置の製作と組立てに際しては、プラズマ物理側面からの要求性能として、誤差磁場をトロイダル磁場の１万分の１程度に抑制することが求められた。また、工学的要求として、超伝導装置に特有の熱収縮の他、電磁力、地震などを考慮した、機器間の距離の確保が課題であった。日欧それぞれが製作した機器を組み合わせ、精度良く組立てるためには CAD、レーザートラッカなどの比較的新しい技術と、きめ細かな専用治具の製作や熟練の溶接技術など従来技術の両方が活用された。結果として 10 メートル規模のトカマク本体に対し、コイルの据付精度 1～数ミリメートルを実現し、要求仕様を満たすことができた。

## 4. 統合コミッショニングの進捗と今後の計画

2020 年 9 月に真空容器とクライオスタットの排気を開始、10 月からはクライオシステムを稼働させ、超伝導コイルの冷却を開始した。2021 年 1 月からコイル通電試験を開始、現在までに次に示す装置性能の確認を完了している。(1) 全ポロイダルコイルに対しファーストプラズマに必要な± 5kA の通電を確認。(2) トロイダルコイルの 25.7KA 定格通電を実施。(3) ECR プラズマを着火。(4) 各コイルのクエンチ保護試験を実施。(5) 電圧制御試験を 9 個のポロイダルコイルについて実施。(5) 項最後のコイル EF1 への通電中、3 月 9 日にコイル端子接続部で耐電圧劣化が発生した。原因分析を日欧の専門家の協力を得て行い、電圧計測線引き出し部の絶縁耐圧不足が原因であることが判明している。十分な改良を施した後、統合試験運転を再開したい。トカマクプラズマの着火など統合試験計画の完了後には、約 2 年間の増力改修作業に入り、加熱装置、真空容器内機器、計測器の増強を行ったのちに本格的なプラズマ実験を開始する計画である。

*Shinichi Moriyama[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

# JT-60SA プロジェクトの現状
# Status of JT-60SA Project

## （2）本体機器装置

## (2) Construction of JT-60SA Tokamak Device

*芝間 祐介[1]，JT-60SA チーム[1]
[1]量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

### 1. 概要

JT-60SA 装置は、高さ 15.5m、直径 15m、総重量 2600 トンのトカマク型核融合実験装置である。既存の設備を最大限に利用しつつ、電磁石に超伝導コイルを用いる改修であり、欧州と分担して機器を調達した。真空容器や超伝導コイル等の直径 10m を超えるトカマク機器を、組立のシナリオを構築して、数 mm の公差で組み立てた。真空容器では、工場でセクタに分割して製作し、現地で溶接収縮量を予測して中心側で±10mm の公差とし、トロイダル磁場コイルでは、トロイダル磁場の誤差を $10^{-4}$ にするために、高精度に機械加工した架台を装置中心に設置して中心側下部で±1mm 以下の公差とした。各機器の運転中の熱変位等でも干渉せず、各機器の構造に応じて調整した組立は、ITER 及び原型炉の建設に適用できると考えられる。

### 2. 組立のシナリオ

本組立のシナリオでは、最初にクライオスタット架台を組み立て、その上に真空容器、真空容器熱遮蔽体、トロイダル磁場コイルまで組み立てる。トロイダル磁場コイルに平行磁場コイル、クライオスタット熱遮蔽体、を設置してクライオスタット胴部で装置側部を覆い、中心ソレノイドを設置後に、熱遮蔽体等の本体頂部の構造を設置、クライオスタットを閉止するとトカマク本体機器の組立が完了する。

トロイダル磁場コイルの組立では、真空容器と真空容器熱遮蔽体を 340 度まで組み立て、最後のトロイダル磁場コイルと、残りの真空容器、真空容器熱遮蔽体を一体として組み込み、それぞれを一体化する方式を採用した（図 1.）。

### 3. トカマク本体機器の高精度組立

既設の建屋と設備の取合位置、機器の設計寸法を反映した 3 次元 CAD モデルを作成して、全ての機器の位置と干渉を事前に確認して組立のシナリオを構築した。3 次元 CAD モデルで視野を評価した計測点をレーザートラッカー（空間分解能：15 $\mu$m ＋64 $\mu$m/m）を用いて計測し、組立中の実機の設置位置を管理し、各機器の必要に応じた調整を行うことで高精度の組立を実現した。

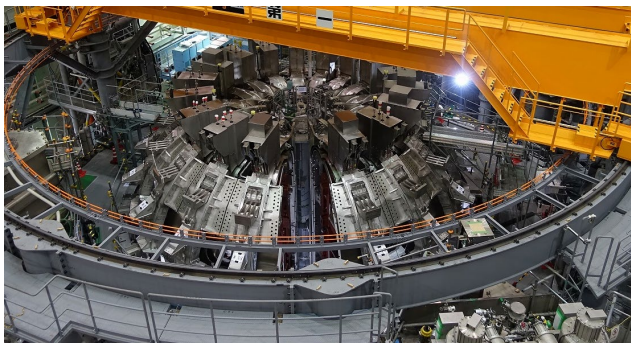


図 1. トカマク本体機器が 340 度まで組立完了

2012 年 12 月から現地組立の準備を開始した。解体した JT-60U の基礎を利用してトカマクを組み立てるため、基礎の中心、既設 NBI の基準座と建屋の基準を計測して、本体室に組立座標の中心と方位を定義した。

各機器の構造に応じた組立位置の調整の結果、10m 規模の真空容器等のトカマク機器を同様に数ミリの組立公差に収めた。トロイダル磁場コイルの装置中心側を±1.5mm 以下に欧州側で製作し、組立基準に対してコイルの装置中心側の下部で±1.0mm 以下に据え付けた。

2020 年 3 月、クライオスタット上蓋を設置して、トカマク本体主要機器の組立は終了した。

---

*Yusuke Shibama[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

# JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

## （3）マグネット冷凍機システム

(3) Operation Results of Superconducting Magnet System and Cryogenic System for JT-60SA

*濱田　一弥[1]，JT-60SA チーム[1]

[1] 量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

### 1. はじめに

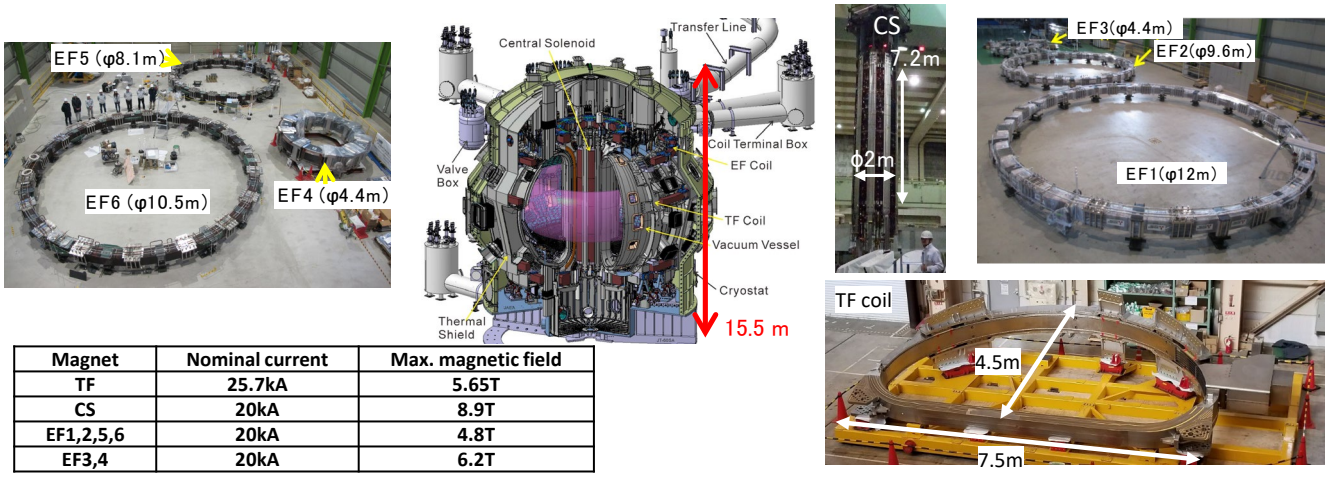
JT-60SA のマグネットシステムは、18 個の D 型のトロイダル磁場（TF）コイル、6 個の平衡磁場（EF）コイル、1 個の中心ソレノイド（CS）から構成されている（Fig.1）。室温の電源から 4.5 K に冷却されたコイルに電流を供給するために、超伝導導体を使用した 26 系統の給電線（フィーダー）と高温超伝導電流リード 26 本を使用する。TF コイルと高温超伝導電流リードは欧州が、EF コイル、CS 及びフィーダーは日本が製作を担当した。超伝導コイルは 4.5 K で動作するため、上記の超伝導機器は、80K のヘリウムガスで冷却された輻射シールドを有する断熱真空容器（クライオスタット）内に設置されている。

ヘリウム冷凍機は 4.5 K 換算で 9.5 kW の冷凍能力を有し、超伝導コイル、サーマルシールド、電流リードに冷媒を供給する。2020 年 3 月には冷凍機と被冷却体が低温配管によって接続され、システム全体が完成し、同年 10 月よりクールダウンを開始した。2021 年 1 月よりコイルの単独通電試験が開始された。

### 2. マグネットシステムとヘリウム冷凍システム

TF、EF は NbTi 導体を、CS は Nb3Sn 導体を使用し、Fig.1 に示すとおり、TF は 25.7kA、CS.EF は 20kA で運転される。超伝導コイル及びフィーダーには、通電試験時には約 1.9 kg/s の超臨界ヘリウムを供給する。高温超伝導電流リードは Bi 系高温超伝導体を使用し、定格の動作温度は 60 K である。

JT-60SA 冷凍システムの特徴は、圧縮機やタービン膨張機を安定に運転するため、超伝導コイルで発生する変動熱負荷による流量や温度の変動がこれらの機器の運転範囲内に収まるよう、自動的に制御できることである。ヘリウム冷凍システム全体の概略系統図を Fig. 2 に示す。冷凍機システムは、冷凍機コールドボックス（Refrigerator Cold Box: RCB）と超臨界ヘリウムを供給する補助コールドボックス（Auxiliary Cold Box:ACB）から構成される。ヘリウムガスは、8 台構成の圧縮機によって 1.5 MPa まで加圧され、RCB に送られる。RCB 内部では、液体窒素、3 段のタービン膨張機、多段式の熱交換器を用いてヘリウムを冷却し、ACB に 5～6 K のヘリウムを、高温超伝導電流リードへ 50K のヘリウムを、サーマルシールドに 1.5 MPa に加圧した 80 K のヘリウムをそれぞれ供給する。




| Magnet | Nominal current | Max. magnetic field |
|---|---|---|
| TF | 25.7kA | 5.65T |
| CS | 20kA | 8.9T |
| EF1,2,5,6 | 20kA | 4.8T |
| EF3,4 | 20kA | 6.2T |

Fig. 1 Superconducting magnet system.

ACB は、熱交換器を収めた 7 m³ 容量の液体ヘリウムタンク（ダンパー）、超伝導コイルには超臨界ヘリウムを供給するためのターボ式低温ヘリウム循環ポンプ(Cold helium circulator)2 台、及び低温ヘリウム圧縮機（Cold helium compressor）を有している。ダンパーは、コイルの変動熱負荷により蒸発するヘリウムを一時的に閉じ込めて、RCB への戻り流量を制御しながら制御して、圧縮機やタービンへの影響を緩和する役割がある。これにより、冷凍機内のタービン膨張機や圧縮機の安定した動作を維持できる。超伝導コイルに 4.5 K 以下のヘリウムを供給するため、熱交換器での温度差を考慮して、ダンパー内の液体ヘリウムの温度を 4.3 K にする必要がある。そのため、低温ヘリウム圧縮機を用いて、ダンパー内を 0.11 MPa まで減圧して排気して飽和蒸気圧を下げる。コイルがクエンチした場合には電流を高速遮断するが、その時、冷媒の圧力が上昇するので、所定の圧力に達した時に、屋外のクエンチタンクにガスを放出し、回収する。

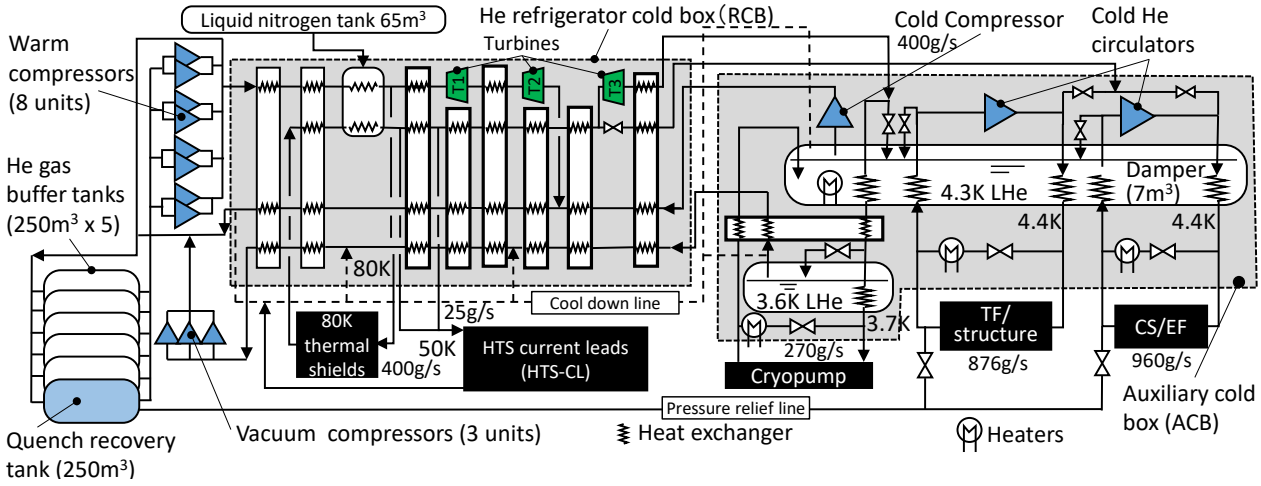



Fig. 2　Helium cryogenic system.

### 3. 統合コミッショニングにおける運転

冷却開始前に、1.5MPa にクライオスタット内機器を加圧してヘリウムリーク試験を行った。リーク量は基準である 1 x 10$^{-6}$ Pam³/s 以下であった。その後系内のヘリウムガスの高純度化のため、真空排気とヘリウムガスによる置換を行った上で、精製器を通して、ヘリウムガスを 5 日間循環させ、水分、空気成分を除去した。その結果、低温での運転が可能な不純物レベル($N_2$、$O_2$:10ppm 以下、露点: -70°C 以下)に到達し、クールダウンを開始した。

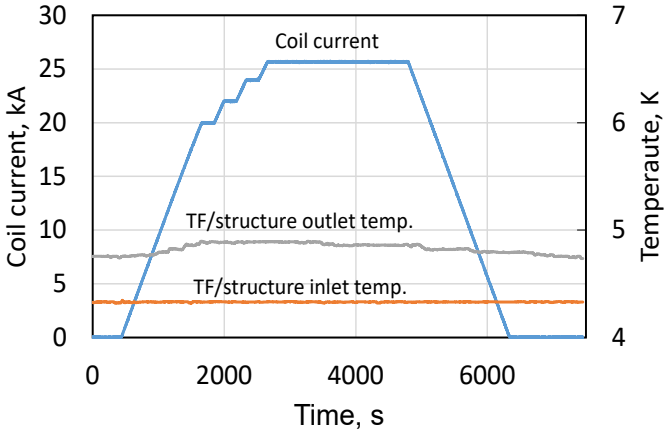



Fig. 3　TF coil 100% energization test.

クーダウン中、冷媒の入口、出口、TF コイル構造物に取り付けた温度計及びコイルの巻線の電気抵抗値から換算した温度を参考に、以下の条件でコイル温度を制御した。（1）入口と出口の温度差: 35K 以下、（2）18 個の TF コイルの温度差: 10K 以下、（3）TF コイル構造物と巻線の温度差：25K 以下。

今回、初めての冷却運転であり、途中で温度均一化のための保持運転を実施するなど、クールダウンを完了するのに 50 日を要した。通電試験では、まず、EF/CS について、クエンチ検出器を調整し、最大 5kA まで個別に通電を行った。TF コイルについては、クエンチ検出器調整後、Fig. 3 に示すとおり、TF コイル電流を段階的に増やしコイルの定格電流である 25.7kA を達成した。現在 EF コイルとフィーダーの接続部の絶縁不良により統合試験運転を中断しているが、補修改良を行った上で、トカマクプラズマ着火を目指す。

*Hamada Kazuya[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

# JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

## （4）電源システムと高周波加熱装置

(4) Coil Power Supply and RF Heating System for JT-60SA

*髙橋 幸司[1]，JT-60SA チーム[1]
[1]量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

### 1. はじめに

JT-60SA 計画の目的は、ITER への支援研究と原型炉に向けた ITER の補完研究であり、臨界条件クラスのプラズマや高圧力プラズマを長時間維持する実験などが行われる。どの実験においても、まずプラズマを着火させ、所定の電流まで立ち上げ、そして磁場によって安定に閉じ込めつつ加熱する。そのために必要な機器が、コイルに電流を供給する電源システムと高周波加熱装置である。

### 2. 電源システム

JT-60SA 電源システムは、水力発電所一基分の出力に相当する約 250 MVA もの大電力を制御する。前装置である JT-60U 電源機器を有効に再利用し、欧州が開発した直流電源機器を組み合わせた大型電源設備であり、交流電源システムと直流電源システムに分類され、JT-60SA の超伝導化されたトロイダル磁場コイルおよびポロイダル磁場コイルに直流電力を供給する。交流電源システムは、1 枚 106 トンのフライホイールを 3 枚搭載した大型電動発電機（容量 400 MVA, 蓄積エネルギー：2.7 GJ、回転子重量：895 トン）などで構成され、必要な交流電力を直流電源システムに供給する。直流電源システムは大きくトロイダル磁場コイル電源とポロイダル磁場コイル電源に分類される。トロイダル磁場コイル電源は、定格電圧±80 V、定格電流 25.7 kA のサイリスタ変換器と 3 台のクエンチ保護回路(QPC)で構成される。トロイダル磁場コイルは 18 本あり、6 本に対し 1 台の QPC が設置されている。QPC は超伝導コイルがクエンチ(超伝導から常伝導に遷移)した場合に、コイルのエネルギーを自身の抵抗で急速に消費させコイルを保護する重要な機器である。QPC は、機械スイッチと半導体スイッチ双方の長所を利用したハイブリッドスイッチにより直流電流を遮断し、抵抗に転流させる。また、バックアップのため爆薬により電路を遮断するパイロブレーカも搭載する。ポロイダル磁場コイルは中心ソレノイド 4 本（CS1, CS2, CS3, CS4）と平衡磁場コイル 6 本(EF1, EF2, EF3, EF4, EF5, EF6)で構成されており、各コイルに対し独立した電源回路をもつ。ポロイダル磁場コイル電源は、プラズマ実験中に定常的に運転されるベース電源(定格電圧±1 kV 程度、定格電流±20 kA)、プラズマ着火/立ち上げ時にコイルに高電圧(最大 5 kV)を印加するスイッチングネットワークユニット(SNU)あるいは JT-60U の電源を再利用して構成したブースタ電源および QPC で構成される。ベース電源は、±5 kA のサイリスタ変換器 4 台で構成され、プラズマの制御で必要な 4 象限運転が可能であり、かつ電流ゼロ付近では円滑な電流ゼロクロス制御を実現するために循環電流を変換器間に流す。CS1, CS2, CS3, CS4, EF3, EF4 に用いられる SNU は、主回路電流をハイブリッドスイッチにより電流を遮断して自身の抵抗に転流させることで発生する電圧をコイルに印加する機器であり、主にプラズマ着火で必要とされる急峻な電流変化を実現する。一方、EF1, EF2, EF5, EF6 に用いられるブースタ電源は短時間定格のサイリスタ変換器で構成され、SNU に比べ制御性が高いことから、主にプラズマ着火立ち上げ時の形状制御に用いられる。プラズマ実験運転では、上記に示す計 34 台の直流電源機器が同時かつ統括的に制御され、所望するプラズマ生成および制御のために各コイル電流を制御する。

### 3. 高周波電源装置

JT-60SA 高周波加熱装置は、82GHz、110GHz、138GHz の 3 周波数で 1MW 出力のマイクロ波発生装置（ジャイロトロン）、そのマイクロ波出力を真空容器ポートまで伝送する長さ 60m~80m の導波管型伝送系、真空容器ポートに設置するマイクロ波入射アンテナ（通称：ランチャー）によって構成される。ジャイロトロンでは電子ビームを超伝導磁石の作る強磁場中にある空胴共振器まで加速させ、そこで電子ビームの回

転エネルギーをマイクロ波に変換し、モード変換器を経た後にガウス分布状のマイクロ波ビームを出力する。3 周波数マイクロ波の同一方向出力を実現させるモード変換器を開発し、82GHz、110GHz、138GHz で 1MW 出力を達成した。また、110GHz と 138GHz では 1MW-100 秒出力が必要とされ、そのためにジャイロトロン出力窓には低誘電損失と高熱伝導率の特性を有する人工のダイヤモンドディスクを採用している。ジャイロトロンから出力されたマイクロ波ビームは導波管型伝送系に結合させるが、できる限り低損失で長距離伝送させる必要がある。そのために、光ファイバーにおける基本伝播モード（LP01）と同じモードを励起させて伝送する円形コルゲート導波管を用いている。導波管の他に、伝送路を曲げるためのマイターベンドや偏波を制御する偏波器、伝送パワーを測定するダミーロードなどから成る。伝送系内の放電を抑制するために真空雰囲気にするが、トカマク真空環境と切り離すために人工ダイヤを採用した真空窓（トーラス窓と言う。）を真空ポート直前に設置する。真空ポートに設置するアンテナは、伝送系と接続する導波管とその導波管出口付近に設置される可動ミラーから構成され、可動ミラーを動かすことにより、マイクロ波ビームをプラズマの必要な位置へ自在に入射することができる。

統合コミッショニング時には、3 周波数システムと 110GHz システムが稼働し、どちらもジャイロトロン出力で 1MW-1 秒を達成した。また、トロイダルコイルのコミッションニング（25.7kA 通電試験）と共に 82GHz、約 0.8MW のマイクロ波パワーを真空容器に入射し、ECR プラズマ着火に成功した。今後は 2 回の増力計画を経て、9 機の 3 周波数 1MW-100 秒ジャイロトロン、9 系統の伝送系、4 機の入射角可変アンテナを整備する。

---

*Koji Takahashi[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

# JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

## （5）統合コミッショニングの進捗と増力計画

(5) Progress in Integrated Commissioning and Plan of Machine Enhancement for JT-60SA

*諫山 明彦[1]，JT-60SA チーム[1]
[1] 量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

### 1. はじめに

JT-60SA は、トカマク本体に加え、真空排気設備、極低温設備、電源設備、加熱設備など大規模な設備が複合した装置である。運転に際しては、自設備の制御・保護に加え、他設備との連携(特に保護連動)を十全に行い安全を確保する必要がある。各設備の構築の進展に合わせて、各設備内での機器実動作を伴う制御試験を行う個別コミッショニング、各設備の制御計算機と JT-60SA 統括計算機との通信試験を行う個別リンケージを行った。その後、全設備が参加して JT-60SA 統括計算機との通信及び保護連動に関する試験を行う統合リンケージ試験を行った。これらの試験が正常に終了したことを受け、全設備を動作させ装置の健全性を確認する統合コミッショニングを開始した。

### 2. 統合コミッショニングの進捗

統合コミッショニングの項目としては主に、(1)真空容器及びクライオスタットの真空排気、(2)超伝導コイル冷却、(3)真空容器壁ベーキング、(4)超伝導コイル通電試験、(5)プラズマ試験、(6)超伝導コイル昇温、(7)真空容器及びクライオスタットの大気開放から構成される。JT-60SA では受電設備や装置建屋などについては JT-60U の資産を受け継いでいるが、多くの機器が大幅に更新された。また、極低温設備など完全に新規に導入された設備も数多くある。加えて、2008 年 8 月の JT-60U の運転完遂から 12 年が経過し、運転に従事する人員も大幅に入れ替わっている。統合コミッショニングに先立ち検討チームを組織した。各設備担当が作成した各項目のコミッショニング要領書を検討チーム及び関連設備担当で検討し、内容の詳細化及び問題点の抽出・解決を設備間で横断的に行った。また、運転体制において主導的な役割を担う実験運転責任者・直長・実験主任に対して各設備に関する実地訓練を行ったほか、統合リンケージ試験において実際の運転を想定した訓練を行った。統合コミッショニングとして、まず、真空容器及びクライオスタットの真空排気から開始し、ヘリウムリーク試験を行った。個別箇所でのリーク試験を事前に可能な限り行った結果、本リーク試験での補修箇所を 1 箇所のみとすることができた。次に超伝導コイル冷却を開始した。トロイダル磁場コイル(TFC)、平衡磁場コイル、中心ソレノイドの温度を 24 時間監視し、コイル間の温度差が既定値以下になるように注意深くコイルを冷却した。その結果、冷却開始から 48 日後に全コイルが超伝導状態に遷移したことを確認した。その後、真空容器壁温度を 200℃として水分を排出するベーキング及びその後のリーク試験(新たなリークは発生せず)の後にコイル通電試験に移行した。コイル通電試験では各コイルの単独通電試験から開始した。試験に際しては、超伝導コイルクエンチ模擬信号を用いた保護連動試験を毎日実施するとともに、小さい電流値から試験を行いその都度設備状態を確認して注意深く進めた。その結果、TFC 通電試験では定格電流値である 25.7 kA の通電が安全に行えることを確認した。また、TFC の定格通電中に水素ガスパフを行った後に 82 GHz の電子サイクロトロン(EC)波を入射することでプラズマが生成できることを確認した。

### 3. 増力計画

統合コミッショニングが完了した後には JT-60SA 本体や加熱装置の増強が予定されている。JT-60SA 本体では、プラズマを受動的に安定化させる安定化板、プラズマ対向面全面を覆う炭素タイル、不純物排気の機能を担うダイバータカセット及びクライオポンプ、ダイバータを含む第一壁を冷却する冷却水配管・ヒートシンクなどが真空容器内に設置される。EC 加熱装置では、EC 波源であるジャイロトロンが増設される。また、中性粒子ビーム(NB)加熱装置では、JT-60U で用いられていた正イオン源及び負イオン源の NB 入射装置が再設置される。このほか、プラズマ高速消滅用大量ガス入射装置や燃料ガス供給用ペレット入射装置が導入される予定である。

---

*Akihiko Isayama[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

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

# [1M_PL] Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 8, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room M

## [1M_PL01] Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance Examination

*Yousuke Sato[1] (1. Hokkaido Univ.)

## [1M_PL02] Applications of an Atmospheric Dispersion Model

*Hiroaki Terada[1] (1. JAEA)

## [1M_PL03] Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

*Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

## （1）先端大気拡散モデルの現状と性能評価

(1) Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance Examination

*佐藤 陽祐[1]

[1]北海道大学理学研究院

### 1. はじめに

2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故によって大気中に放出された放射性物質の動態を把握するために、地上の大気濃度の観測とともに、大気拡散モデルを用いた数値実験が用いられてきた。1F 事故直後には、世界中の様々な機関によって大気拡散モデルによって数値実験が行われ、1F より放出された放射性物質の大気中の動態を把握するために利用されてきた(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)。この大気拡散モデルは、計算領域全体を網羅した時空間的に密なデータを取得することが可能であるため、観測測器が設置されていない場所での放射性物質の動態を把握するのに役立つとともに、その計算結果は、内部被ばく評価に利用できる可能性がある。しかしながら、観測データに不確実性が伴うように、大気拡散モデルにも不確実性が存在する。この不確実性によって、事故直後に行われた複数の大気拡散モデルの計算結果は同じ 1F から放出された放射性物質を対象とした計算を行っているにもかかわらず、モデルごとに大きく異なっていた(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)。本発表ではこれらの不確実性を生み出す要因を紹介し、その不確実性の低減を目指して環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」（以下 1-1802 と表記）プロジェクトにて行った、1F 起源の放射性セシウム（$^{137}$Cs）を対象とした国際モデル比較プロジェクトの成果を紹介する(Sato et al. 2018, 2020)。同時に大気拡散モデルの計算について基礎的な部分から説明を行い、大気拡散モデルにおける現状やその問題点を共有し議論することを目的とする。

### 2. 大気拡散モデルによる計算

本発表で紹介する「モデル間比較」とは、複数のモデルで同一の事例を対象とした数値実験を行い、それぞれのモデルの結果を相互に比較するものである。この「モデル間比較」を通して、「モデル間比較」に参加した間のモデルの計算結果のばらつきの幅を明らかにするとともに、モデル間で結果がばらつく要因を明らかにすることを目的としている。モデルの計算結果のばらつきには様々な原因が考えられる。それを解説するためには大気拡散モデルとはどのような計算を行っているかを示す必要があるため、まずその説明を行う。なお、大気拡散モデルは、分野によっては化学輸送モデルなどの様々な呼称で呼ばれるが、本発表では、原子力学会でよく用いられている大気拡散モデルという文脈での説明となることを注意されたい。

大気拡散モデルによる計算は、対象とする領域の気象場（風向風速、気温、気圧、湿度）の情報を用いて放射性物質の輸送と物理プロセスの計算を行う（図１）。対象とする領域全体を 3 次元的に網羅した気象場を観測から得ることは事実上不可能であるため、気象場もモデルによって計算することが一般的である。

この気象場を計算するモデルのことを力学コアや気象モデルと呼ぶ。大気拡散モデルの中には力学コアを持ち、独自に気象場を計算するモデル（models include their Own Dynamical core: OD）と、力学コアをもたず、別のモデルが計算した気象場をそのまま用いるモデル（models, which do Not have their own Dynamical core : ND）が存在する。OD モデルで気象場を計算する場合でも、その計算には対象とする領域全体の気象場のデータが初期値・境界値として必要である。一方、放射性物質の輸送や乱流拡散、放出や沈着による除去といった物理プロセスは、物理スキームによって計算され、物理スキームは、全ての大気拡散モデルに存在する。

物理スキームで計算された放射性物質の効果が気象場に与える影響（フィードバック）を考慮するモデルはonlineモデル、放射性物質の効果が気象場に与える影響を考慮せず、物理スキーム単体で動くモデルは offline モデルと呼ばれる。このように、大気拡散モデルには、気象モデル（力学コア）を持つのか否か、また offline か online かといった違いがモデル間に存在する。加えて、放射性物質の輸送と物理プロセスの計算一つとっても様々なスキーム（モデル化）が存在する。そのため、一言で大気拡散モデルといっても、それに含まれる（内在する）要素はモデルによってそれぞれ異なっている。さらに、大気拡散モデルに内在する様々な違いに加え、計算に用いる気象場や放出源情報といった外部からモデルに与える条件やモデルの水平・鉛直解像度にも自由度がある。そのため、1F 起源の放射性物質の大気中の輸送という現象という同じ現象を対象とした計算を行っているにも関わらず、モデルごとに計算結果が異なってしまうのが現状であり、大気拡散モデルの計算結果には不確実性を伴う。しかしながら、たとえ計算結果が異なっていたとしても、モデルの結果に違いをもたらす要因は数多くあり、何が原因で計算結果に違いをもたらさせるのかを突き止めるのは容易ではない。

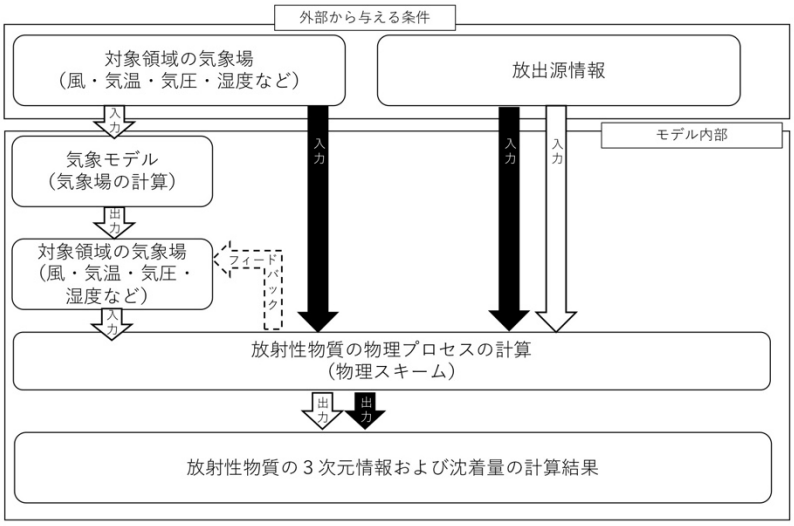



図１：大気拡散モデルの計算の流れを示した模式図。白抜き矢印は OD モデル、黒矢印は ND モデルの流れを示す。白抜きの点線で示した矢印は online モデルで考慮される、フィードバック機構である

**3. 大気拡散モデルのモデル間比較 (Sato et al. 2018, 2020)**

2 で示したように、大気拡散モデルには様々な不確実性を生み出す要素が内在しているため、仮に複数のモデルで計算を行って、計算結果が異なったとしてもどの要素が原因なのかを切り分けるのが難しい。そのため、1F 事故直後に行われた様々な大気拡散モデルの計算結果は大きくばらついているが(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)、その原因を特定することは困難であった。

そこで、1-1802 では 1F 事故によって 1 F から放出された $^{137}$Cs を対象とした 2 回のモデル間比較（Sato et al. 2018, 2020）を行ったが、その際、各大気拡散モデルに内在する違いが計算結果にもたらす影響に焦点を当てるため、外部からモデルに与える条件を可能な限り揃えたモデル間比較を行った。具体的には、モデルに与える気象場 (Sekiyama et al. 2015; Sekiyama and Kajino 2020)と放出源情報(Katata et al. 2015)、および水平解像度を統一（Sato et al. 2018 では 3 km、Sato et al. 2020 では 1 km）したモデル間比較を行った。計算期間は 2011 年 3 月 11 日 00 UTC から 2011 年 3 月 31 日 00UTC（Sato et al. 2020 では 3 月 24 日 00UTC まで）であり、その期間中に大気環境測定局 SPM 計ろ紙で観測されていた $^{137}$Cs の大気濃度の時系列(Tsuruta et al. 2014, 2018)と航空機モニタリングによって観測された総沈着量(文部科学省 2011)のデータをモデルの評価のために用いた。このモデル間比較には国内外から最先端の大気拡散モデルが 12 モデル(Sato et al. 2018)および 9 モデル(Sato et al. 2020)が参加した（評価に用いた手法などは Sato et al. 2018, 2020 を参照されたい）。

これらのモデル間比較を通して、外部からモデルに与える条件を可能な限り揃えたとしても、モデルごとに計算結果は大きくばらつくことが明らかになった。また、2011 年 3 月に大気環境測定局 SPM で観測されていた 9 つの高濃度イベント（プルーム）ごとにモデルの評価を行い、各プルームを大気拡散モデルが再現するために最も重要であった要素を、再現性の良いモデルと悪いモデルとの比較から明らかにした。個々のプルームの再現性を決める要素は発表で詳しく述べる予定であるが、このような結論はモデル間比較によってパフォーマンスが良いモデルと悪いモデルが複数あるために初めて得ることができたものである。

同時に、総沈着量や9プルームの再現性評価から、「あるモデルが全てのプルームに対して良いパフォーマンスを示すわけではなく、あるプルームに対して再現性が高いモデルが別のプルームでは再現性が悪くなることがある」こと、また「3月の総沈着量や9プルーム全体で見ると、個々のモデルの再現性よりも、参加モデルの計算結果の平均（マルチモデルアンサンブルという）をとった結果の方が、再現性が高いこと」が明らかになった。これらの結果の意味するところは、大気拡散モデルは不確実性を伴うものであるが、単一のモデルで仮にプルームや沈着を再現できない可能性はあるとしても、複数のモデルを組み合わせることで、モデルの再現性を向上できる可能性があることを示している。すなわち、非常時おいても、単一のモデルが不確実性を持つことからその利用価値が低いと結論づけるのではなく、複数の大気拡散モデルの結果を組み合わせることで大気拡散モデルの利用価値を高めることができるということである。

**4. 参考文献**

Kitayama, K., and Coauthors, 2018: Atmospheric Modeling of 137 Cs Plumes From the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant-Evaluation of the Model Intercomparison Data of the Science Council of Japan. *J. Geophys. Res. Atmos.*, **123**, https://doi.org/10.1029/2017JD028230.

Ministry of Education, Culture, Sports, S. and T., 2011: *Results of the Fourth Airborne Monitoring Survey by MEXT*. http://radioactivity.nsr.go.jp/en/contents/4000/3179/24/1270_1216.pdf.

Sato, Y., and Coauthors, 2018: Model Intercomparison of Atmospheric 137 Cs From the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Simulations Based on Identical Input Data. *J. Geophys. Res. Atmos.*, **123**, 1–18, https://doi.org/10.1029/2018JD029144.

Sato, Y., and Coauthors, 2020: A model intercomparison of atmospheric 137Cs concentrations from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, phase III: Simulation with an identical source term and meteorological field at 1-km resolution. *Atmos. Environ. X*, 100086, https://doi.org/10.1016/j.aeaoa.2020.100086.

Science Council of Japan, 2014: *A review of the model comparison of transportation and deposition of radioactive materials released to the environment as a result of the Tokyo Electric Power Company's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident*. 103 pp. http://www.scj.go.jp/en/report/index.html.

Sekiyama, T. T., and M. Kajino, 2020: Reproducibility of Surface Wind and Tracer Transport Simulations over Complex Terrain Using 5-, 3-, and 1-km-Grid Models. *J. Appl. Meteorol. Climatol.*, **59**, 937–952, https://doi.org/10.1175/JAMC-D-19-0241.1.

Sekiyama, T. T., M. Kunii, M. Kajino, and T. Shimbori, 2015: Horizontal Resolution Dependence of Atmospheric Simulations of the Fukushima Nuclear Accident Using 15-km, 3-km, and 500-m Grid Models. *J. Meteorol. Soc. Japan. Ser. II*, **93**, 49–64, https://doi.org/10.2151/jmsj.2015-002.

Tsuruta, H., Y. Oura, M. Ebihara, T. Ohara, and T. Nakajima, 2014: First retrieval of hourly atmospheric radionuclides just after the Fukushima accident by analyzing filter-tapes of operational air pollution monitoring stations. *Sci. Rep.*, **4**, 6717, https://doi.org/10.1038/srep06717.

Tsuruta, H., Y. Oura, M. Ebihara, Y. Moriguchi, T. Ohara, and T. Nakajima, 2018: Time-series analysis of atmospheric radiocesium at two SPM monitoring sites near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant just after the Fukushima accident on March 11, 2011. *Geochem. J.*, **52**, 103–121, https://doi.org/10.2343/geochemj.2.0520.

*Yousuke Sato[1]

[1]Faculty of Science, Hokkaido University.

2021年秋の大会

**保健物理・環境科学部会セッション**

# 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

## (2) 大気拡散モデルの応用

(2) Applications of an Atmospheric Dispersion Model

*寺田 宏明[1], 永井 晴康[1]

[1]原子力機構

**1. はじめに**

福島第一原子力発電所（1F）事故では、放射性物質が長期間環境中に放出され、大気中を拡散して広範囲に地表汚染をもたらした。このような事態に対処するためには、放射性物質の拡散と汚染状況を正確に把握する必要があり、環境モニタリングによる実測と大気拡散モデルを用いた計算による予測を相補的に用いた放射性物質の時間空間分布の評価が有効である。この大気拡散予測の計算シミュレーションシステムとしては、緊急時環境線量情報予測システム（System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information: SPEEDI）が旧日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構、以下原子力機構）により開発され、国内事故対応のための「緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム」として文部科学省により運用されていた。一方、原子力機構では、SPEEDI を世界版として発展させた予測システム Worldwide version of SPEEDI（WSPEEDI）を開発し、原子力事故及び非原子力分野への応用に取り組んできた。1F 事故においては、SPEEDI および WSPEEDI を活用し、大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータの組み合わせによる放射性物質の放出量推定や大気拡散状況の解析を行い、被ばく評価や環境汚染への対策立案に貢献してきた。本発表では、SPEEDI および WSPEEDI について、システム開発の経緯と概要、及び 1F 事故等の放射性物質の放出事象への応用について解説する。

**2. SPEEDI および WSPEEDI の開発**

SPEEDI は、1979 年の米国スリーマイル島原子力発電所事故を契機として、日本国内で原子力事故が発生した際に、大気中に放出された放射性物質の濃度や被ばく線量を予測し防災対策に役立てるために、旧日本原子力研究所（現在の原子力機構）により研究開発が開始され、1984 年に基本システムが完成した（Imai et al., 1985）。その後 1986 年に原子力安全技術センターに移管され、ネットワークシステムとして整備されて運用が開始された。SPEEDI の計算プログラムは、開発元の旧日本原子力研究所で予測精度向上のための改良や機能拡張の研究開発が継続され、その成果を導入した高度化 SPEEDI（永井ほか, 1999）が 2005 年から 2016 年まで運用された。SPEEDI の計算プログラムの検証は、解析解との比較によるベンチマークテストおよび野外拡散実験や拡散風洞実験データの再現試験により行われた。高度化 SPEEDI においては、新たに導入された局地気象予測モデルにより計算される気象場の再現性確認が行われた。

WSPEEDI は、1986 年のチェルノブイリ原子力発電所事故を契機に、国外での原子力事故の日本への影響をリアルタイムで評価することを目的として、旧日本原子力研究所により開発された（Chino et al., 1995）。WSPEEDI は初版が 1997 年に完成したが、その後の使用経験に基づきさらに改良を重ね、2009 年に WSPEEDI 第 2 版が完成した（寺田ほか, 2008）。WSPEEDI 第 2 版では、世界の任意の地点からの放出を対象として、放出点周辺の数十 km から半地球規模までの拡散予測が可能となった。WSPEEDI は、国の防災体制に組み込まれて運用されているものではなく、原子力機構がシステムを保有し、精度向上を図るための研究開発を進めるとともに、様々な応用研究に利用してきた。その後、1F 事故などへの WSPEEDI-II の適用経験に基づき、原子力緊急時における多様な大気拡散予測のニーズに対応して様々な条件に対する詳細な大気拡散計算結果を効率的に提供することを可能とするため、大気拡散データベースシステム WSPEEDI-DB が開発された（Terada et al., 2020a）。このシステムでは、設定した地点から放出された放射性物質の大気拡散計算結果のデ

ータベースを予め構築しておき、後から具体的な放出条件を適用することで、任意の条件の大気拡散計算結果を迅速に取得することを可能としている。WSPEEDI の検証は、大気中輸送モデル評価研究（ATMES: Atmospheric Transport Model Evaluation Study）および欧州拡散実験（ETEX: European Tracer Experiment）の 2 つの国際協力研究に参加することにより実施された。ATMES は、チェルノブイリ原発事故時のモニタリングデータを用いた長距離輸送・拡散モデルの性能評価を目的としたものであるが、放出源情報の不確かさによりモデル性能を定量的に評価できなかった。そこで、トレーサガスの放出がコントロールされた広域拡散実験によるモデルの性能評価を目的とした ETEX が 1992 年から実施された。WSPEEDI 第 2 版においては、ETEX およびチェルノブイリ原発事故データを再利用して第 1 版からの再現性の向上を確認するとともに、日本国内のデータを用いた中距離スケールの水平拡散係数に関して検証が行われた。

**3. SPEEDI および WSPEEDI の応用**

原子力機構では、SPEEDI および WSPEEDI を用いて、原子力施設の事故等による様々な放射性物質の放出事象への対応を行ってきた。1997 年に発生した動力炉・核燃料開発事業団東海再処理施設の火災爆発事故においては、放射性物質が環境中に放出され、茨城県内の数地点で放射性セシウムが検出された。これに対して、高度化 SPEEDI を活用してモニタリングデータからの逆解析により $^{137}$Cs の放出量を推定した（茅野・永井, 1997）。1999 年に発生した JCO ウラン加工工場での臨界事故においては、高度化 SPEEDI を用いて希ガスの放出量推定とその結果を用いた外部被ばく線量評価を行った（JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, 2000）。1998 年にスペインの Algeciras の溶鉄炉で医療用 $^{137}$Cs が誤焼却され $^{137}$Cs が大気放出される事故が発生し、欧州の広い範囲で $^{137}$Cs が検出された。これに対して WSPEEDI 初版を適用し、放出源情報の推定と影響評価を行った（山澤, 1998）。北朝鮮による地下核実験が実施された際には、国内のモニタリングが強化され、防衛省の航空自衛隊機による高空の大気浮遊じん等の試料採取が行われる。この試料採取を行う領域と高度の決定など計画策定のための参考情報として、放射性物質の大気拡散予測結果が活用されてきた。これまでに実施された計 6 回の北朝鮮による地下核実験では、2009 年の第 2 回実験以降、WSPEEDI 第 2 版による大気拡散予測（石崎ほか, 2018）の結果が文部科学省または原子力規制庁のホームページで公開された。

2011 年に発生した 1F 事故においては、事故当初、電源喪失等により排気筒モニタは動作せず、旧原子力安全・保安院の緊急時対策支援システム ERSS もプラント情報が入手できず機能していなかったため、大気中への放射性物質の放出状況は全く不明であった。そこで、原子力機構は原子力安全委員会と協力し、事故後早期から高度化 SPEEDI および WSPEEDI 第 2 版を活用して放射性物質の大気中への放出量の推定に取り組んだ。その後、環境影響や公衆の被ばく線量の評価を目的として、放出量推定の精緻化とその結果を用いた大気拡散解析を今日まで実施してきた。以降では、一連の放出量推定研究の概要について述べる。

事故後早期から 2016 年までの放出量推定では、単位放出率（1Bq/h）を仮定した大気拡散計算結果と環境モニタリングデータを比較して核種ごとの放出率の推移を逆推定する手法を用いた。放射性核種の大気中濃度の測定値が得られている場合は、濃度測定値を同じ地点の濃度計算値で除することで、その測定値に寄与した放出期間の放出率を求めることができる。濃度測定値が得られていない場合は、不確かさは増えるが核種構成比を仮定した空間線量率の比較によっても推定した。事故後早期に原子力安全委員会と協力して実施した放出量推定（Chino et al., 2011）では，3 月 12 日から 4 月 5 日までの $^{131}$I と $^{137}$Cs の放出率の推移を推定した。この解析による $^{131}$I および $^{137}$Cs の総放出量は、それぞれ 150 PBq ($P=10^{15}$)および 12 PBq（最終的に 13 PBq に改訂）であった。その後、モニタリング値の増加や WSPEEDI の計算モデル改良に伴い、放出量推定値を改訂した（Terada et al., 2012）。この解析による $^{131}$I および $^{137}$Cs の総放出量は、それぞれ 124 PBq および 8.8 PBq であった。この推定値は、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）の 2013 年レポート（UNSCEAR, 2014）において事故影響評価に利用された。しかし、この推定値には不確実性があり、改善が必要であることが指摘されていた。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と大気拡散計算の沈着過程の精緻化により、詳細な放出量推定を行った（Katata et al., 2015）。この解析による $^{131}$I および $^{137}$Cs の総放出量は、それぞれ 151 PBq および 14.5 PBq であった。この推定値を用いた大気拡散計算により、航空機サーベイによる $^{131}$I と $^{137}$Cs の沈着量分布が良好に再現された。また、環境データに基づく解析と炉内事故進展解析との融合解析として、環境モニタリングの沈着量測定と炉内インベントリの $^{134}$Cs と $^{137}$Cs の放射能比を比

較し、各放出期間の大気拡散シミュレーション結果との対応を解析することで、1 号機から 3 号機の各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた（Chino, et al. 2016）。

これまでの研究では、観測値の不足から気象場の再現性が十分でなく、放射性プルームの時間空間分布の再現性に不確かさがあった。このため、拡散計算結果と環境モニタリングデータの比較において、専門的知見と経験に基づく主観的評価により拡散計算の補正と比較に使用するデータを選定する必要があり客観性に課題があった。そこで、最適解を探索する統計的手法であるベイズ推計手法を導入し、大気拡散計算結果と多種多数の環境モニタリングデータの比較から放出率を最適化するとともに比較結果をフィードバックすることで気象場の再現性を向上する新たな解析手法を開発した。この解析手法と、新たに公開された多数の大気汚染測定局で捕集された浮遊粒子状物質（SPM）の分析による 1 時間間隔の $^{137}$Cs 大気中濃度データを活用した放出量推定を行った（Terada et al. 2020b）。この解析により、$^{131}$I および $^{137}$Cs の 2011 年 3 月末までの放出総量は、120 PBq および 10 PBq と推定され、最適化した放出源情報を使用した大気拡散計算結果は、従来研究に比べ大気中濃度と地表沈着量の再現性が向上した。この推定値を用いた大気拡散計算により構築した主要放射性核種（$^{131}$I, $^{134}$Cs, $^{137}$Cs, $^{132}$Te）の環境中時間空間分布データベースは、環境省の平成 30 年度放射線の健康影響に係る研究調査事業および UNSCEAR2020 年レポート（UNSCEAR, 2021）において、公衆の被ばく線量評価に活用された。さらに、このベイズ推計に基づく放出率最適化手法について、環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」において、局所域から半地球規模までのデータ利用に向けた機能拡張と緊急時応用の有効性評価を行った。

**4. 参考文献**

Chino, M., H. Ishikawa, H. Yamazawa, H. Nagai, and S. Moriuchi, 1995: WSPEEDI (Worldwide Version of SPEEDI): A computer Code System for the Prediction of Radiological Impacts on Japanese due to a Nuclear Accident in Foreign Countries. JAERI 1334, Japan Atomic Energy Research Institute, 54pp.

Chino, M., H. Nakayama, H. Nagai, H. Terada, G. Katata, and H. Yamazawa, 2011: Preliminary Estimation of Release Amounts of $^{131}$I and $^{137}$Cs Accidentally Discharged from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant into the Atmosphere. J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1129-1134.

Chino, M., H. Terada, H. Nagai, G. Katata, S. Mikami, T. Torii, K. Saito, and Y. Nishizawa, 2016: Utilization of $^{134}$Cs/$^{137}$Cs in the environment to identify the reactor units that caused atmospheric releases during the Fukushima Daiichi accident. Sci. Rep., **6**, 31376.

Imai, K. et al., 1985: SPEEDI: A Computer Code System for the Real-Time Prediction of Radiation Dose to the Public due to an Accident Release. JAERI-1297, Japan Atomic Energy Research Institute, 89pp.

JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, 2000: JCO 臨界事故における原研の活動. JAERI-Tech 2000-074, 日本原子力研究所, 216pp.

Katata, G., M. Chino, T. Kobayashi, H. Terada, M. Ota, H. Nagai, M. Kajino, R. Draxler, M.C. Hort, A. Malo, T. Torii, and Y. Sanada, 2015: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmos. Chem. Phys., **15**, 1029-1070.

Terada, H., G. Katata, M. Chino, and H. Nagai, 2012: Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion. J. Environ. Radioact., **112**, 141-154.

Terada, H., H. Nagai, A. Tanaka, K. Tsuduki, and M. Kadowaki, 2020a: Atmospheric-dispersion database system that can immediately provide calculation results for various source term and meteorological conditions. J. Nucl. Sci. Technol., **57**, 745-754.

Terada, H., H. Nagai, K. Tsuduki, A. Furuno, M. Kadowaki, and T. Kakefuda, 2020b: Refinement of source term and atmospheric dispersion simulations of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident. J. Environ. Radioact., **213**, 106104.

UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2014: UNSCEAR 2013 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, vol I. United Nations, New York, 311pp.

UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2021: UNSCEAR 2020 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, Scientific Annex B, United Nations, 248pp.

石崎修平, 早川剛, 都築克紀, 寺田宏明, 外川織彦, 2018: 北朝鮮による地下核実験に対する大気拡散予測の対応活動. JAEA-Technology 2018-007, 日本原子力研究開発機構, 43pp.

茅野政道, 永井晴康, 1997: 動燃アスファルト固化処理施設事故による $^{137}Cs$ の環境放出量の推定. 日本原子力学会誌, **39**, 644-646.

寺田宏明, 永井晴康, 古野朗子, 掛札豊和, 原山卓也, 茅野政道, 2008: 緊急時環境線量情報予測システム（世界版）WSPEEDI 第 2 版の開発. 日本原子力学会誌和文誌, **7**, 257-267.

永井晴康, 茅野政道, 山澤弘実, 1999: 大気力学モデルを用いた緊急時の放射能大気拡散予測手法の開発. 日本原子力学会誌, **41**, 777-785.

山澤弘実, 1998: Algeciras での Cs-137 大気中放出事故の長距離拡散解析. 日本原子力学会誌, **41**, 114-116.

---

*Hiroaki Terada[1] and Haruyasu Nagai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

## （3）大気拡散モデルの緊急時利用法の検討

(3) Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

*山澤弘実[1]，大浦泰嗣[2]，森口祐一[3]，寺田宏明[4]，関山剛[5]，五藤大輔[3]，鶴田治雄[6]，佐藤陽祐[7]

[1]名大，[2]都立大，[3]国環研，[4]原子力機構，[5]気象研，[6]RESTEC，[7]北大

### 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の内部被ばく線量の評価では、大気中濃度実測値に基づく評価が困難であり、その代替として大気拡散モデルを用いる手法が使われてきた。しかし、1)大気中濃度の分析が未了でプルーム動態が十分解明されていないこと、2)放出源情報及びその推定方法と事故当時の気象場にデータに不確かさが残されていること、3)先端的大気拡散モデルであっても不確かさが残されていることが課題であった。また、1F 事故環境データは、点源放出物質の降水を伴う複雑地形上での約 200km 範囲の大気中動態を捉えた国内唯一のデータであり、事故影響解析に加えて、点源から放出された大気中有害物質の動態解明の基礎データとして大気拡散モデルの検証等に用いられることが期待される。

大規模自然災害に伴い発生することが危惧される原子力事故を含む有害物質大気中放出事故初期の緊急時においては、大気拡散モデル計算が唯一の迅速かつ合理的な影響評価方法となることが想定されることから、これらの 1F 事故内部被ばく評価等で残された課題の解決は、今後の原子力事故やその他の有害物質放出事故での影響及びリスクの評価の不確かさを低減する上で不可欠であることが UNSCEAR2017 年報告書にも述べられている。しかし、大気拡散モデルとその入力データの不確かさが、緊急時でのモデル利用の大きな制約となっており、モデル予測結果の不確かさの低減と不確かさを踏まえた緊急時利用法の検討が必要である。

そこで、環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」では、大気中濃度データ等からの放出源情報推定法の改良と、データ同化を用いた気象場再現方法及び沈着過程に着目した大気拡散モデルの検証・改良を目的とした。また、1F 事故時の大気環境測定局 SPM 計ろ紙の分析及び放射線監視局データの解析による大気中濃度データ整備、複数の大気拡散モデルによる計算結果と測定値を総合化した情報提供法枠組みの提案を目的とした。本発表では、これらの研究成果全体を概観するとともに、主に大気拡散モデルの緊急時利用法についての検討結果を議論する。

### 2. 成果の全体概要

課題全体は、1) 未分析試料の分析等により既取得データと合わせた 1F 事故大気中濃度データの整備とプルーム動態解析、及び線量率データによるモデル検証法の検討、2)狭域から北半球規模の実測データを総合的に用いる放出源情報推定法の改良と 1 F 事故放出源情報の再推定、3)詳細な地形を計算に取り入れた気象場再現法の検討及び事故時気象場データの整備と、湿性沈着過程の詳細検討による大気拡散数値モデルの高度化、4)国際大気拡散モデル比較試験、及び 5)予測の不確かさを考慮した大気拡散モデルを用いた緊急時利用法プロトタイプ構築から構成され、6 研究機関による共同研究として実施された。これらのうち 2)及び 4)の成果については、本企画セッションの講演 1 及び 2 で取り上げられている。

---

*Hiromi Yamazawa[1], Yasuji Oura[2], Yuichi Moriguchi[3], Akihiro Terada[4], Tsuyoshi T. Sekiyama[5], Daisuke Goto[3], Haruo Tsuruta[6], Yousuke Sato[7]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Metropolitan Univ., [3]NIES, [4]JAEA, [5]MRI-JMA, [6]RESTEC, [7]Hokkaido Univ.

本研究は環境研究総合推進費 JPMEERF20181002 による。

大気中濃度データの整備では、SPM ろ紙の放射性セシウム分析により、既存結果と合わせて関東地方に到達した主なプルームの詳細な空間構造と輸送経路を明らかにし、2011 年 3 月 29-31 日に福島県東部・関東地方にこれまで知られていなかったプルームが存在したこととその輸送過程を解明し、原発から約 400km までの東北地方・中部地方を対象にプルームの長距離輸送過程を明らかにした。これにより、SPM ろ紙が保存されていなかった関東地方北部を除く我が国の陸地に 2011 年 3 月中に影響を与えた主要プルームの全てを把握できた。図 1 に示した例では、プルーム 9 が関東平野から東京湾に抜けていく様子が明瞭に捉えられている。1F 事故による放射性物質放出開始の 3 月 12 日から 31 日までに全部で 27 個のプルームが東日本に運ばれたことがわかった。その中で、本課題によりこれまで分析されていなかった 3 月 28 日から 31 日に比較的高濃度の 8 つのプルームが存在したことが新たに発見された。また、SPM 測定データが得られていない茨城県中央部について、放射線監視局のγ線スペクトルデータから希ガス、$^{131}$I を含む複数核種の 10 分毎の大気中濃度データを解析し、3 月 15 日に南下したプルーム動態の詳細が明らかとなった。また、大気中濃度が得られない地点・時刻について線量率データを用いた大気拡散計算結果の検証法を検討し、線量率データによるモデル検証が可能であることを示した。

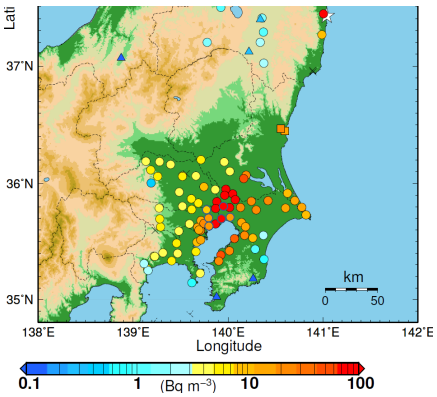



図 1　SPM ろ紙分析で得られた 2011 年 3 月 21 日 10 時の $^{137}$Cs 地上濃度分布。

気象場の再現では、水平解像度 1 km と 0.25 km で地形・土地利用を再現し高解像度気象場解析値（2011 年 3 月東日本域）を作成した。この計算では、アンサンブルカルマンフィルタを用いた最新のデータ同化システムと気象予報モデルの組み合わせにより AMeDAS 地上気象観測データを同化し、モデル内で詳細に再現された地形を反映した気象場を得た。図 2 の例では、1 km 格子の気象場計算により、従来の 3 km 格子では十分再現されなかった中通りでのプルーム南下が良好に再現されている。さらに、湿性沈着再現で必要となる山岳域での雲（霧）及び降水の発生の再現のためには、従来の 3-5 km 程度の格子では不十分であること、原発が立地する海岸複雑地形での気流場再現では 1 km 格子かさらに詳細な地形再現が必要であること等の重要な知見が得られた。また、これまで大気拡散モデルの最大の誤差要因とされてきた湿性沈着過程の解析により、沈着モデルのスキーム（形式）が最も重要であり、雲・降水再現のための雲微物理過程のモデル化の違いは結果にほとんど影響しないこと等のモデル改良のための指針が明確になった。

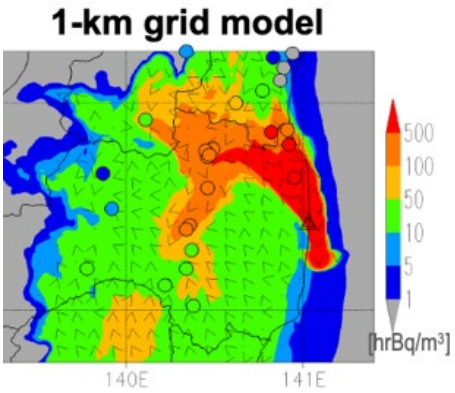



図 2　2011 年 3 月 20 日 15 時－21 時の福島県におけるモデル計算による $^{137}$Cs 地上濃度積算値。○印は測定値（SPM ろ紙分析）。

以上より、本研究により現在の先端的大気拡散数値モデルの性能が明らかとなり、改善が必要な部分についての改良指針が得られた。応用面では、大気拡散モデルを用いた放出源情報推定法が検討され、1 F 事故放出源情報の不確かさがが検討された。また、大気拡散モデルの緊急時利用法が検討され（次節）、原子力に加え他の有害物質大気放出時を含めた緊急時の大気拡散利用の技術基盤が整備され、実用化研究の段階に至った。これらの一連の研究では、1F 事故初期（2011 年 3 月末まで）の大気環境データセットが整備された。この中には、中部、関東、東北地方 SPM 局での大気中濃度データ（$^{137}$Cs, $^{134}$Cs, 1 時間値）、及び茨城県中央部放射線監視局での大気中濃度（$^{133}$Xe, $^{131}$I, $^{132}$I, $^{133}$I, $^{132}$Te, $^{134}$Cs, $^{136}$Cs, $^{137}$Cs, 10 分値）の実測値に加え、東日本域をカバーする 3, 1, 0.25 km 格子気象場（1 時間毎）及び $^{137}$Cs, $^{131}$I 放出源情報（1 時間毎）の解析値と、国内外の先端的大気拡散モデル計算値（1 km 格子 9 モデル、3 km 格子 12 モデル、1 時間毎）が収録されている。これらのデータは、気象・大気環境・環境放射能分野の学術的資料としてのみならず、事故の影響検証のためのファクトデータとして事故後 10 年を経過した現時点において世界で最も完成度の高いものである。

### 3. 緊急時利用法の検討

#### 3-1. 全体概要

原子力規制委員会の原災指針の事態分類に従ったモデル利用法とした（図 3）。警戒事態及び一部の施設敷地緊急事態においては、放出は起こっておらず炉内情報からの放出量等の放出源情報推定は不確かさが極めて大きく実質的に不可能である。従って、この段階では放出源情報がないものとして、最新の気象庁広域数値予報 GPV データ(1 日 2 回更新、264 時間先までの予報)を用いて、単位量放出が連続すると仮定した計算を 72 時間分の大気拡散予測計算を実施する。この段階の予測は単位放出仮定であるため、濃度・線量といった定量的予測ではなく、「もし放出された場合のプルーム飛来の有無及び時間帯の予測」とする。プルーム飛来の有無のみの予測であっても、図 3 の四角枠内に示すとおり、緊急時モニタリング計画立案や屋内退避等の防護対策に極めて有用な情報となる。

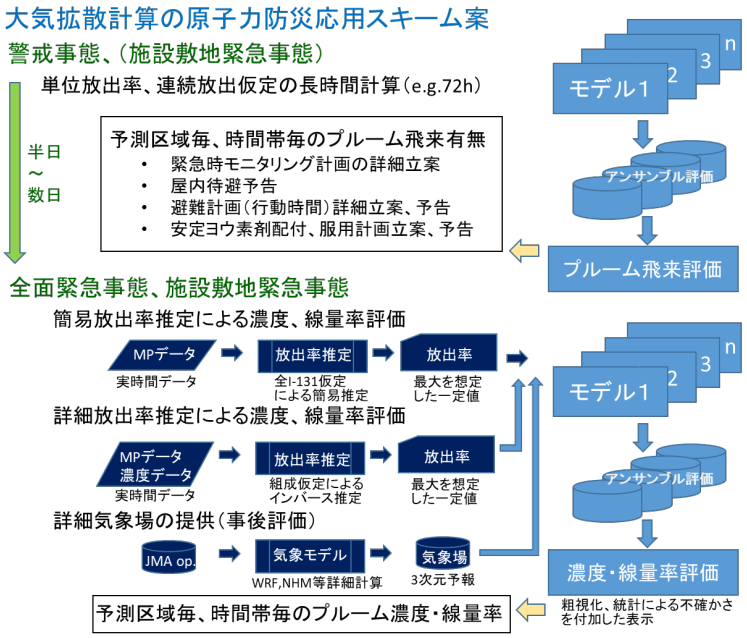



図 3　大気拡散計算の原子力防災への応用スキーム。

施設敷地緊急事態及び全面緊急事態では放出が始まっており、空間線量率あるいは大気中濃度等の実測データが入手されるため、放出源情報推定が可能である。但し、最も確実にかつ多数入手されると想定される空間線量率は大気中放射性核種の組成が分からない限り各核種の大気中濃度の把握はできない。第 1 段階として最も被ばく線量寄与が大きい $^{131}$I のみによって構成されるプルームを仮定して、保守的な(被ばく線量が大きくなる安全側の)放出率の簡易推定を行う。大気中放射性核種濃度を測定するための大気モニターデータが得られた場合は、講演 2 の放出源情報推定手法を利用した詳細推定が可能である。

1F 事故の経験から、モデル出力として従来の地図上のコンター図表示のみでは、防護措置の意思決定者が使用する資料として十分でない。そこで、時間・空間的粗視化して提示する方法とする。空間的に粗視化の単位は防護措置発令単位として想定される区域単位と対応させ、学区単位、あるいは事故サイトからの距離に応じて、市町村等の行政区単位、県(支庁区)単位とする。また、時間に関する粗視化の単位は、モデル比較評価で示されたプルーム飛来時刻計算結果の不確かさ 2，3 時間をふまえ、3 時間を最小単位とする。

#### 3-2. プルーム飛来予測

プルーム飛来予測は、もし放出がある場合に対象地点へのプルーム飛来の有無を現時点から将来に予測するもので、濃度値は評価対象外である。プルーム飛来有りが予測された場合は、極力屋外活動を控え、逆に飛来なしが予測された時間帯に、必要に応じて屋外活動を行う時間を設定できる（図 3 枠内）。

前述のデータセットの 1F 事故対象の大気拡散計算結果（1 km 格子、9 モデル）のアンサンブルを用いて、1F から 30 km 圏内のモニタリングポスト 4 地点でのプルーム飛来状況（モデル予測）を解析し、実測線量率から解析されたプルーム飛来状況（観測値）と比較した結果を表 1 に示す。この結果では、モデルでプルーム飛来が予測された時間帯の前後 3 時間にも飛来の可能性があると仮定して得たしたものである（安全裕度時間を設定)。実際にプルーム飛来があったのに来ないと予測した時間割合は 0.5%(実際に飛来があった時間帯に対する見逃し率 2.7%)と低い値であるが、見逃しを完全に回避できていない。空間的粗視化の考え方を導入することにより見逃し率の低減が図れるものと考える。一方、実際にプルーム来なかった時間帯については、半分以上を飛来有りと予測しているものの、正しく飛来なしと予測できている時間帯も十分確保でき

ている。飛来なし予測により UPZ 内での屋内退避期間中の屋外活動(一時移転、安定ヨウ素剤配布、食料調達等のその他の生活活動)時間を設定することができるが、この予測では解析対象の 138 時間中約 50 時間の屋外活動時間を確保すことができ、現行防災スキームでの予測情報が全くない状態での屋内退避を継続しなければならない状況に比べれば、現実的な防護行動が可能となる。

表 1　1F 近傍 30km 圏内 MP での飛来予測性能の評価結果。表中の数値は解析対象時間に対する割合（安全裕度時間 3 時間）。

| 観測結果 | モデル予測（アンサンブル） | |
|---|---|---|
| | 飛来あり | 飛来なし |
| 飛来あり | 0.180 | 0.005 |
| 飛来なし | 0.452 | 0.363 |

### 3-3. アンサンブルメンバー数の検討

講演 1 のモデル評価結果では、複数の 1F プルームに対して大気中濃度再現性が常に高いモデルは存在しないことと、モデルアンサンブル（大気中濃度の複数モデルの単純平均）が各プルームに対して再現性の高いモデルと同等の性能を常に示すことが明らかとなった。そこで、一定程度の予測精度を確保するために必要なモデル数の検討を行った。12 モデルの結果が得られている 3 km 格子計算結果から、ランダムにモデルを選択して多数のアンサンブルを形成し、その予測結果を評価した結果（詳細省略）、8 個のモデルを用いることで 12 モデル全てを用いた場合と同等の予測結果が得られることが示された。また、12 モデルの中には全体的に予測精度の低いモデルが 2，3 モデル含まれており、それを除いた場合は、5，6 モデル程度でも良好な予測結果が得られるものと考えられる。

### 3-4. 粗視化による予測情報提供

時間的・空間的な粗視化は、モデル計算結果で不可避の不確かさの影響を緩和することに加え、緊急時防護策の意思決定者及び住民に不確かさを含んだ分かりやすい情報を提供することを目的とする。モデルアンサンブルの大気中濃度を用いる場合、行政区等の空間的粗視化単位内には、複数モデルの複数格子点の濃度計算値が存在し、その平均値はその粗視化単位の濃度の期待値と考えることができる。また、濃度計算値のばらつきの大きさは、その粗視化単位内の実際の濃度水平分布、モデルそれぞれの内部要因による不確かさ及び入力気象場の不確かさが反映されたものであり、濃度期待値の不確かさの大きさを表す指標と考えることができる。そこで、各粗視化単位毎に濃度期待値及びばらつきの大きさを提示することを本研究の提案とする。

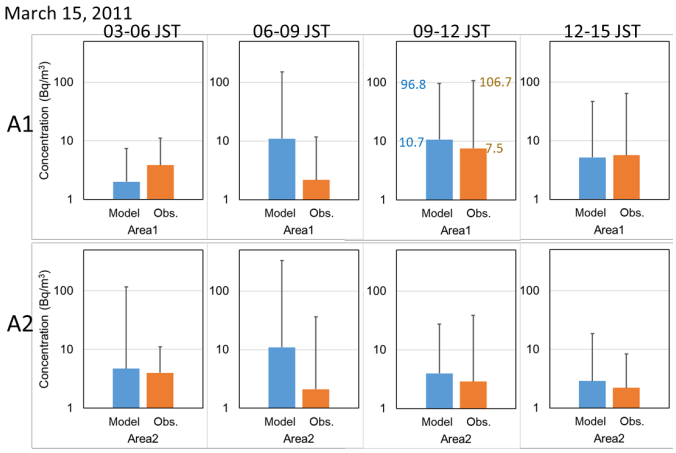



図 4　首都圏の大気中濃度を対象とした予測情報提示法による大気中濃度計算値との実測との比較。

この提示法の詳細は省略するが、首都圏に設定した 50 km 四方の 2 つの領域について、モデル予測と実測（SPM 地点の濃度）の比較検証結果を図 4 に示す。例えば、実測濃度が最も高かった領域 A1 の 2011 年 3 月 15 日 9-12 時については、モデル予測から「A1 地域では 9-12 時に平均濃度約 10 Bq/m$^3$ のプルーム飛来し、濃度が高い（上位 5%程度の）地点あるいは時刻では約 100 Bq/m$^3$ となると予想される」という予測情報を出すことになる。この予測情報は実測の状況を良好に再現している。他の地点・遅刻では実測と多少のずれがあるものの、概ね良好な予測結果となっている。

### 4. まとめ

本研究により、事故当事国の当該研究分野の責務として将来に残すべきデータとして、1F 事故初期の大気環境データセットが整備された。このデータを用いて、国内外の先端的な大気拡散数値モデルの性能評価が行われ、その過程でモデルの性能が向上し、現状のモデルの到達点及び不確かさが把握された（講演 1）。これらの大気拡散モデル群（アンサンブル）及び放出源情報推定法（講演 2）を用いた緊急時利用法のプロトタイプが構築され、今後、実用化のための研究が見込まれる。