## Wed. Sep 7, 2022

### Room A

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

[1A_PL] The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A_PL01] Past and Future of R&D on backend issues in JAEA
*Yoshihiro Meguro[1] (1. JAEA)

[1A_PL02] Directions in Decommissioning Technology Development
*Naoko Watanabe[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1A_PL03] Directions in Decommissioning Technology Development
*Kazuyuki Torii[1] (1. Shimizu)

[1A_PL04] Panel discussion
*Yoshihiro Meguro[1], Naoko Watanabe[2], Kazuyuki Torii[3] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. Shimizu)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room A

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy

[2A_PL] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes

Chair: Takumi Saito (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A_PL01] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes
*Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

[2A_PL02] Current status of nuclear research facilities and measures for human resource development
*Tomohiko Arai[1] (1. MEXT)

[2A_PL03] Surveillance of management of nuclear fuel facilities
*Naoki Kumagai[1] (1. NRA)

[2A_PL04] Overall discussion
*Nobuaki Sato[1], Tomohiko Arai[2], Naoki Kumagai[3], Yukio Hosono[3] (1. Tohoku Univ., 2. MEXT, 3. NRA)

## Fri. Sep 9, 2022

### Room A

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

[3A_PL] Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[3A_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning
*Masumi Ishikawa[1] (1. TEPCO HD)

[3A_PL02] Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS
*Noriyoshi Nakamura[1] (1. NDF)

[3A_PL03] Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS
*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

## Wed. Sep 7, 2022

### Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL] How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

Chair: Shin-ichi Koyama (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B_PL01] Current status and concerns of the AESJ regarding information dissemination and social dialogue
*Shinichi Kawamura[1] (1. HGNE)

[1B_PL02] Findings from YGN (Young Generation Network) activities.
*Kyohei Yoshinaga[1] (1. MRI)

[1B_PL03] Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village
*Junko Ayame[1] (1. JAEA)

[1B_PL04] From the viewpoint both information dissemination and then recipient
*Sanae Suzuki[1] (1. Sabae cultural promotion organization)

[1B_PL05] From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding

©Atomic Energy Society of Japan

*Tomoko Tsuchiya[1] (1. TONeRiCo)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama[1], Shinichi Kawamura[2], Kyohei Yoshinaga[3], Junko Ayame[1], Sanae Suzuki[4], Tomoko Tsuchiya[5] (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

### [2B_PL] Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

Chair: Shin-etsu Sugawara (Kansai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B_PL01] Professional Principle and Conscientiousness Principle in AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

[2B_PL02] Social Responsibility of Nuclear Experts and Particularity of Its Risk

*Kohta Juraku[1] (1. TDU)

[2B_PL03] The Course of Nuclear Power Plants and Local Community

*Mikio Iwanaga[1] (1. FUT)

## Wed. Sep 7, 2022

### Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

### [1D_PL] Current progress of interim storage and recycling for removed soil

Chair: Reiko Fujita (Fukushima Support Project)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D_PL01] Current status of interim storage for removed soil

*Hiroshi Hattori[1] (1. MOE)

[1D_PL02] Initiatives and future of volume reduction and recycling for removed soil

*Katsutoshi Yoshida[1] (1. MOE)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Subcommittee [Co-organized by Standards Committee, System Safety Technical Committee]

### [2D_PL] Advanced safety of nuclear fuels and cores

Chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D_PL01] Address by Standards Committee

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. Standards Committee)

[2D_PL02] Activity on improved safety of fuel and core

*Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

[2D_PL03] Technical report for design safety of fuel and core

*Ryo Fukuda[1] (1. MHI)

[2D_PL04] Activity on accident tolerance fuels (ATF)

*Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA)

[2D_PL05] Activity on lead use assemblies (LUA)

*Shoichi Kitajima[1] (1. CRIEPI)

[2D_PL06] Discussion

*Yoshiyuki Narumiya[1], Hiroaki Abe[2], Ryo Fukuda[3], Shinjiro Yamashita[4], Shoichi Kitajima[5] (1. Standards Committee, 2. UTokyo, 3. MHI, 4. JAEA, 5. CRIEPI)

## Fri. Sep 9, 2022

### Room D

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

### [3D_PL] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[3D_PL01] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

*Vincent Bessiron[1] (1. Framatome Japan)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room E

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

### [2E_PL] Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E_PL01] Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

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

[2E_PL02] Development and Issues of Fast Reactor

©Atomic Energy Society of Japan

Core Materials
*Takeji Kaito[1] (1. JAEA)

[2E_PL03] Development of Highly Microstructure-Controlled Boron Carbide-Based Ceramic Neutron Absorbers for Improving the Safety of Fast Reactors
*Katsumi Yoshida[1] (1. Tokyo Tech)

[2E_PL04] Development of Advanced Reactors in Hitachi
*Tetsushi Hino[1] (1. JHGNE)

## Wed. Sep 7, 2022

### Room F

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

#### [1F_PL] Application of Reduced Order Model in digital technology

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F_PL01] Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation
*Soma Watabiki[1], Atsuki Oba[1] (1. KKE)

[1F_PL02] Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis
*Yuuichi Asahi[1] (1. JAEA)

[1F_PL03] Application examples of Reduced Order Model to reactor physics calculation
*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

#### [2F_PL] Value of advanced reactor development based on social trends

Chair: Takaaki Sakai (Tokai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F_PL01] Values and issues in developing advanced reactors that can contribute to the solution of energy security and radioactive waste issues
*Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

[2F_PL02] Contribution to carbon neutrality by advanced reactors that can coexist with renewable energy
*Shuji Ohno[1] (1. JAEA)

[2F_PL03] Foreign country trends and international cooperation on advanced reactor development
*Takuya Seshimo[1] (1. JANUS)

## Fri. Sep 9, 2022

### Room F

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

#### [3F_PL] Reflection of Fukushima nuclear accident

Chair: Shiji Tsuchida (Kansai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[3F_PL01] What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident
*Kazuto Suzuki[1] (1. UTokyo)

[3F_PL02] Covering Fukushima Daiichi Accidents
*Yasuhiro Kondo[1] (1. NHK)

[3F_PL03] Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives
*Tsutomu Sata[1] (1. ATOMOS Editer-in-Chief)

[3F_PL04] Panel discussion

[3F_PL05] Q&A session

## Thu. Sep 8, 2022

### Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

#### [2G_PL] Reactor Physics Engineers be Ambitious! - Suggestion of Venture Start-up

Chair: Satoshi Wada (TOSHIBA ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G_PL01] Why nuclear venture with Reactor physics?
*Masatoshi Yamasaki[1] (1. Studsvik Japan)

[2G_PL02] Challenge to technology fusion on Kyoto Fusioneering
*Masato Tabuchi[1] (1. Kyoto Fusioneering)

[2G_PL03] My custom-made nuclear career: from a PhD in reactor physics to founding an owner-operator of SMRs in Estonia
*Merja Pukari[1] (1. Fermi Energia)

## Fri. Sep 9, 2022

©Atomic Energy Society of Japan

## Room G

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

### [3G_PL] Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[3G_PL01] Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities
*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. SC)

[3G_PL02] Research on the level1 PRA for the regulatory activities
*Yoshikane Hamaguchi[1] (1. NRA)

[3G_PL03] PRA research results at NRRC and reflection of the results in standards
*Tai Furuta[1] (1. CRIEPI)

[3G_PL04] Discussion
*Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Yoshikane Hamaguchi[3], Tai Furuta[4], Tsuyoshi Takada[5], Takahiro Kuramoto[6] (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

# Wed. Sep 7, 2022

## Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

### [1H_PL] Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H_PL01] Outline of LIPA c
*Kazuo Hasegawa[1] (1. QST)

[1H_PL02] Beam Commissioning Plan
*Kai Masuda[1] (1. QST)

[1H_PL03] Injector
*Tomoya Akagi[1] (1. QST)

[1H_PL04] RFQ and RF Source
*Keitaro Kondo[1] (1. QST)

[1H_PL05] Superconducting Linac and Cryogenic System
*Takashi Ebisawa[1] (1. QST)

## Room I

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

### [1I_PL] Progression and issues of emergency radiation monitoring

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I_PL01] Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia
*Jun Sasaki[1] (1. NRA)

[1I_PL02] Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima
*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

[1I_PL03] Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)
*Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

# Thu. Sep 8, 2022

## Room I

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

### [2I_PL] Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I_PL01] Challenges to Nuclear Security in a Changing Nuclear
*Jorshan Choi[1] (1. Formaer UC Berkeley)

[2I_PL02] Nuclear Non-Proliferation and Safeguards Challenges related to Advanced Nuclear Fuel Cycle System
*Masato Hori[1] (1. JAEA)

# Wed. Sep 7, 2022

## Room J

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

### [1J_PL] Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_PL01] Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel
*Keisuke Yamauchi[1] (1. TEPCO HD)

[1J_PL02] Preparation status of computer programs

©Atomic Energy Society of Japan

and AESJ standards in the core and fuel areas

*Yoshiro Kudo[1] (1. Statistical Safety Evaluation Subcommittee , System Safety Technical Committee , AESJ Standards Committee)

[1J_PL03] Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*Fumihisa Nagase[1] (1. NRA)

[1J_PL04] Discussion

## Fri. Sep 9, 2022

### Room J

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

[3J_PL] Improvement activities for domestic NPPs' PRA

Chair: Yu Maruyama (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[3J_PL01] NRRC Activities for Good PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. CRIEPI)

[3J_PL02] Improvement of PRA at Ikata Unit 3

*Nozomu Hashimoto[1] (1. YONDEN)

[3J_PL03] Challenges emerging from PRA model refinement

*Go Hasada[1] (1. TEPCO HD)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room K

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

[2K_PL] Human Factor, Safety Culture and Risk Management

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K_PL01] Main point of Risk Management for Safety Assesment

*Kazuhiko Noguchi[1] (1. RSSCCC)

[2K_PL02] Holistic View of Risk Management and Safety Culture

*Noriyuki Maeda[1] (1. NSRA)

[2K_PL03] Essence of Safety Management from Practical Site

*Keiji Enomoto[1] (1. TCC)

[2K_PL04] Panel discussion

## Fri. Sep 9, 2022

### Room K

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

[3K_PL] Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

Chair: Takashi Takata (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[3K_PL01] KEPCO's Mihama Unit 3 Activites for Restart and Long Term Operation

*Akira Tanahashi[1] (1. KEPCO)

[3K_PL02] ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Hirohisa Tanaka[1] (1. ATENA)

## Thu. Sep 8, 2022

### Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

[2L_PL] Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant (OFNP)

Chair: Shinichi Morooka (Waseda Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L_PL01] Overview of Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Daisuke Sasa[1] (TEPCO HD)

[2L_PL02] Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Chiaki Kino[1] (1. IAE)

[2L_PL03] BWR Plant Oscillation Analysis with Thermal Hydraulics-Neutronics Coupling

*Masahiro Furuya[1] (1. Waseda Univ.)

[2L_PL04] Study on thermal-hydraulics related to OFNP in NEXIP and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents

*Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

### Room M

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

[2M_PL] Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

©Atomic Energy Society of Japan

Chair: Yoshihito Namito (KEK)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M_PL01] Recent research activities for neutron-induced soft errors in Hokkaido University
*Hirotaka Sato[1] (1. Hokkaido Univ)

[2M_PL02] Measurement of Muon-induced Soft Error and Its Challenges
*Masanori Hashimoto[1] (1. Kyoto Univ)

[2M_PL03] Simulation of soft errors due to environmental radiation
*Shinichiro Abe[1] (1. JAEA)

## Room N

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

### [2N_PL] Restoration, Reconstruction and Development after Disaster

Chair: Kai Masuda (QST)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N_PL01] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - Tandem Accelerator Facility at the University of Tsukuba -
*Kimikazu Sasa[1] (1. Univ. of Tsukuba)

[2N_PL02] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - AIST Electron LINAC Facility -
*Ryoichi Suzuki[1] (1. AIST)

[2N_PL03] Restoration, Reconstruction and Development after 2018 Hokkaido Eastern Iburi Earthquake - Quantum Beam HVEM Facility at Hokkaido University -
*Tamaki Shibayama[1] (1. Hokkaido Univ.)

# Fri. Sep 9, 2022

## Room N

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Investigation Committee on Nuclear Data

### [3N_PL] Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

Chair: Tokio Fukahori (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[3N_PL01] Summary of JENDL-5 activation cross section data
*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3N_PL02] Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries
*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

[3N_PL03] Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)
*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

[3N_PL04] Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal
*Mami Kochiyama[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [1A_PL] The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

## [1A_PL01] Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*Yoshihiro Meguro[1] (1. JAEA)

## [1A_PL02] Directions in Decommissioning Technology Development

*Naoko Watanabe[1] (1. Hokkaido Univ.)

## [1A_PL03] Directions in Decommissioning Technology Development

*Kazuyuki Torii[1] (1. Shimizu)

## [1A_PL04] Panel discussion

*Yoshihiro Meguro[1], Naoko Watanabe[2], Kazuyuki Torii[3] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. Shimizu)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

# (1)日本原子力研究開発機構におけるバックエンド関連技術開発のこれまでと将来

(1) Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*目黒 義弘[1]，中澤 修[1]、堂野前 寧[1]

[1] JAEA（原子力機構）

## 1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、前身の日本原子力研究所および核燃料サイクル開発機構（旧 動力炉・核燃料開発事業団）の期間を含めて 65 年以上にわたり日本の原子力に係る研究開発を担ってきており、燃料加工施設、試験研究炉、再処理施設、廃棄物管理施設、燃料試験施設など、様々な研究施設を保有している。しかし、これらの施設の多くは老朽化が進み、近年、高経年化への対応が大きな課題の１つとなっている。

原子力機構は、保有する原子力施設の安全強化と放射性廃棄物の処理や原子力施設の廃止措置などのバックエンド対策を着実に実施することによって研究開発機能を維持・発展させるため、① 施設の集約化・重点化、② 施設の安全確保、③ バックエンド対策を三位一体で進めることとし、2017 年４月に 2028 年度までのこれらの計画を具体化した「施設中長期計画」（https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/facilities_plan/）を策定した。このうちバックエンド対策については、東海再処理施設（TRP）の廃止措置に約 70 年を要するなど、放射性廃棄物（以下、廃棄物）の処理・処分を含めた長期にわたる見通しと方針が必要であること、および「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正に伴い原子力施設の廃止措置実施方針を作成・公表することとなったことから、原子力機構全体のバックエンド対策の長期にわたる見通しと方針を「バックエンドロードマップ」（https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/）として取りまとめ、2018 年 12 月に公開した。

「バックエンドロードマップ」では、バックエンド対策の推進に向けた廃止措置、廃棄物処理・処分、核燃料物質の管理についての方針を記載するとともに、対象とした 70 年間のバックエンド対策に要する費用の見積もり結果、バックエンド対策の効率化・最適化に向けた取組みの方針などを記載した。費用の見積もり結果は、施設の解体費として約 5,400 億円、廃棄物処理処分費として約 13,700 億円、合わせて約 1.9 兆円である。この試算額には不確定要素があるものの、今後約 70 年間で莫大な資金が必要であることは間違いなく、これを合理的に削減する対策を講じなければ、廃止措置を円滑に進めることは困難である。

## 2. 技術開発の必要性

先に記載したようにバックエンド対策に必要な資金は莫大であり、これを削減するための様々な方策に取り組む必要がある。その中の一つに技術開発がある。技術開発には、バックエンド対策を進めるうえでボトルネックとなっている課題を解決するもの、対策の推進における合理化・コスト削減につながるもの、管理の円滑化に資するものなど様々な目的があり、また、開発のレベルも、新規に開発しなければならないもの、従来の技術の改良・高度化で対応できるもの、一般産業で実績がある技術の放射線下での作業への適用などさまざまである。したがって、バックエンド対策に必要な技術開発のニーズと原子力機構の内外、さらには国内外のシーズに基づく適切な技術開発のテーマ選定が重要である。

また、原子力機構は令和４年４月から新たな７年間の中長期目標期間（第４期：令和４年度～令和 10 年度）に移行したが、その第４期中長期目標（https://www.jaea.go.jp/01/pdf/mokuhyouR4.pdf）においても、「東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮しつつ、低コスト化や廃棄物量を少なくする技術等の先駆的な研究開発に積極的に取り組む」とうたっている。これに先立ち令和３年７月５日に実施した第３回

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バックエンド作業部会においても、第４期中長期期間中におけるバックエンド対策における安全性向上、コスト削減、廃棄物発生量低減化に向けたデコミッショニング技術のイノベーションの推進が重要であることを述べてきている。

### 3. これまでの技術開発

原子力機構においては、これまでも継続してバックエンド対策の推進のための技術開発を実施してきた。第３期中長期目標期間（平成 27 年度～令和３年度）において、バックエンド対策研究開発・評価委員会（平成 27 年度～令和元年度）及び廃止措置研究開発・評価委員会（令和２年度～令和３年度）（以下、評価委員会）で技術開発の進捗・成果を報告し、外部有識者による評価を受けてきた。評価委員会において報告してきた技術開発を表 1 にまとめる。これらの技術開発の成果については、まだ開発中のものもあるが、開発を終了し、すでに適用している技術もある。しかし、これらの技術開発テーマは各拠点における研究事業や施設固有の個別課題に特化したものが多く、機構全体さらには日本全体において適用するための汎用化を目的に計画を策定し、進めてきてはいない。また、バックエンド対策の全体的な合理化、低コスト化などを目的とした開発も少ないのが現状である。

表1　原子力機構の第3期中長期目標期間中の技術開発

| 分野 | テーマ | 終了/継続 |
|---|---|---|
| 廃棄物処理 | 高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化 | 継続 |
| | 低レベル放射性廃液（再処理系、研究系）の固化技術 | 継続 |
| | 有害物を含む廃棄物の固化技術 | 継続 |
| | 放射能濃度評価技術 | 継続 |
| | 内容物非破壊分析技術 | 継続 |
| | 放射能簡易迅速分析技術 | 終了 |
| | 廃棄物管理システム | 終了 |
| 廃止措置 | レーザー切断技術 | 継続 |
| | グローブボックス遠隔解体技術 | 継続 |
| | 高放射性固体廃棄物の遠隔取出し技術 | 継続 |
| | ウラン廃棄物の機能水よる除染技術 | 継続 |
| | 鉱山跡地における核種挙動評価 | 継続 |
| | ウランクリアランス測定技術開発 | 継続 |
| | クリアランス検認評価システム | 継続 |
| | 廃止措置費用評価法 | 継続 |

### 4. 技術開発の将来展望と戦略

#### 4-1. 機構内のニーズ・シーズ調査

3.に記載したように、これまでの技術開発のテーマの選定は原子力機構全体の戦略に基づくものではなく、個別課題に特化したものが主であった。今後は原子力機構のバックエンド対策が本格化するだけでなく、発電炉の廃止措置も本格化していく状況の中で、廃止措置を円滑に、合理的に進めるための技術開発が必須である。

そこで、まず、原子力機構全体でのバックエンド対策の推進において今後必要となる技術開発及びバックエンド対策の推進に役立つ保有技術を抽出するため、バックエンド対策に従事している部署のみならず研究開発を進めている部署を含めてバックエンド対策を進めるうえでの課題（ニーズ）とこれまで独自に取り組んできた技術開発（シーズ）の調査を実施した。調査は、廃棄物処理分野と廃止措置分野の二つの分野に分けて実施した。

#### 4-2. 調査結果

廃棄物処理分野と廃止措置分野それぞれに提案されたニーズ及びシーズの調査結果を表 2 に示す。提案されたニーズの総件数が 273 件、シーズの総件数が 127 件であった。表中の数字は調査において回答があった件数であり、今後、類似のニーズやシーズを整理し、4-3 に述べる進め方に基づき、優先的に取り組むニーズ

を選定するとともに、それらニーズとシーズのマッチングを含め、ニーズへの対策につながる技術開発の計画を策定していく予定である。

拠点別にみると、使用済燃料再処理施設や関連する研究施設を有する核燃料サイクル工学研究所が、現時点において多様な放射性廃液の処理に多くのニーズを有しているため、全体の約40%を占めるとともに、それらの廃棄物を処理するための技術開発にも取り組んでいるため、多くのシーズを有している。他方、廃止措置が進んでいるふげんにおいては、これまでの実績を踏まえ、廃止措置のシーズを多く保有している。

表2　バックエンド技術ニーズ・シーズ調査結果

| 拠点・組織 | 廃棄物処理 | | 廃止措置 | |
|---|---|---|---|---|
| | ニーズ | シーズ | ニーズ | シーズ |
| 核燃料サイクル工学研究所 | 66 | 45 | 40 | 7 |
| 原子力科学研究所 | 29 | 6 | 21 | 4 |
| もんじゅ | 27 | 3 | 3 | 2 |
| ふげん | 11 | 9 | 6 | 13 |
| 人形峠環境技術センター | 11 | 4 | 5 | 2 |
| 大洗研究所 | 16 | 8 | 7 | 2 |
| 福島研究開発部門 | 27 | 2 | 1 | 10 |
| 本部組織等 | 3 | 6 | 0 | 4 |
| 計 | 190 | 83 | 83 | 44 |

ニーズに関する回答は多岐にわたっており、放射性廃棄物の非破壊評価技術、未処理廃棄物の処理技術、長期保管中の廃棄物点検の効率化や容器補修の自動化、廃棄物固化技術、クリアランスの合理化技術、遠隔解体技術、除染技術などであった。このように、原子力機構のバックエンド対策を進めるうえでボトルネックとなる課題がまだまだ多く存在することが浮き彫りとなった。

### 4-3. 今後の技術開発の進め方

原子力機構の限られた資源の中で、すべてのニーズにすぐに取り掛かることは困難である。原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分のスケジュールに合わせ、これらの推進に必要な技術開発や大きなコスト削減、合理化等につながる技術開発を計画的に進めることが必要である。そのために、調査結果にあるニーズを、適用先、適用時期、開発による効果、開発の実現性などの観点から精査し、技術開発計画の作成を進める。技術開発計画の作成においては、原子力機構内で保有するシーズとのマッチングのみならず、一般産業界で実用化されている技術や最先端の技術の導入、大学等の研究機関における知見の活用なども取り入れたものとしていく。

また、開発した技術の知見やノウハウの国内外での共有、継承のシステムの構築も重要な課題として取り組んでいくとともに社会実装に向けた取組みも進める。

### 5. まとめ

原子力機構においてはバックエンド対策の合理化は喫緊でかつ必須の課題となってきているが、これは原子力機構のみならず国内、さらには国外でも同様である。したがって、バックエンド対策に必要な技術開発をオールジャパンで進めることは意義がある。他方、現状の技術で多くのバックエンド対策を進めることは現実的には可能であるが、バックエンド対策の合理化を進めることは持続可能な原子力に向けて必要不可欠なことでもある。今後、原子力分野のみならず様々な分野の英知を取り入れ、バックエンド対策に係る技術開発を進めていくことが重要である。

*Yoshihiro Meguro[1], Osamu Nakazawa[1] and Yasushi Donomae[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency .

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

# バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

## （2）廃止措置技術開発の方向性：エンドステートに必要なもの

(2) Directions in Decommissioning Technology Development:
What to Achieve when the End State is Reached

*渡邊直子[1]
[1]北海道大学

### 1. はじめに

廃止措置は原子力施設のライフサイクルの最後の段階であり、運転停止した施設から放射線リスクを取り除き、または最小化して、サイトを次の用途に利用できるような状態(エンドステート)を達成する取り組みと考えることができる。除染・解体撤去については部分的から全面的まで、またエンドステートについても制限付きから無制限解放までの様々な選択肢を有し、これらは廃止措置後の利用形態に合わせて決められるものである。このような観点を持って廃止措置技術の方向性を考えることが重要である。

### 2. 廃止措置技術開発

これまでの廃止措置技術は特性評価や除染、解体に係るハード技術を中心に考えられてきた。しかし、エンドステートを達成するためには、廃止措置の実施方針や計画の意思決定に係る透明性、ステークホルダーの関与、地域社会における合意形成といったことが重要であり、除染・解体などのハード技術が進歩しても、廃止措置進捗のための問題の多くは解決しないと考えられる。技術を「物事を取り扱ったり処理したりする際の方法や手段。また、それを行うわざ。(大辞林)」と捉えると、これらの“ひと”を対象としたソフトな技術の展開・開発も大切である。

新たなの技術開発の方向性の一例として、廃止措置に係る基本方針の意思決定が挙げられる。放射性廃棄物処分施設の立地が困難である状況下、処分施設の確保を誰の責任として、いつまでに、どのように行うのか、また、確保できるまでの期間は安全貯蔵を延長することで対応するのか、解体物を廃棄体化し中間貯蔵をすることで対応するのか、基本的な考え方を明確にする必要がある。さらに、意思決定は、誰がどのような基準で判断するのかなど、透明性が確保された仕組み作りに係る開発が求められている。ステークホルダー関与の必要性についても多くの場面で取り上げられているが、誰をステークホルダーとして選定するのか、また、ステークホルダーの権限についても意見を述べる場が提供されるのか、意思決定の一部を担うのかなどについて、それぞれの状況に適した枠組みを分析するための技術が不可欠である。

本発表では、意思決定やステークホルダー関与に関する海外の事例を紹介し、日本の現状に即した仕組みを作っていくために、どのような技術開発をしていくことができるのか、議論する。

### 3. まとめ

特性評価、除染、解体、廃棄体化などの廃止措置に係る実務を実行する上で新技術の開発は必ずしも必須ではなく、既存技術の現場適用に基づく改良・開発が基本となる。これに対して、透明性を持った意思決定プロセスの展開、ステークホルダー関与の最適な枠組みの分析などに関するソフト面での技術の確立による成果は大きいと考えられる。廃止措置の目標が、エンドステートの達成であることを鑑みると、ステークホルダー関与によるエンドステートの設定、SDGs などを含む廃止措置プロセスでの目標の設定など、廃止措置を完了することで何を達成するのかを明確に定義し、共有するためソフト面での手法、技術の開発、構築が求められている。

---

*Naoko Watanabe[1]
[1]Hokkaido Univ.

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

# バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開
The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

## (3) 廃止措置技術開発の方向性：実務担当者の立場から

(3) Directions in Decommissioning Technology Development: From a practical point of view

*鳥居　和敬[1]
[1]清水建設株式会社

**1. 概要**

原子力施設の廃止措置、特に通常炉については、既存技術の組み合わせで対応できると考えられており、今後は既存技術をいかに組み合わせるかに重点が置かれるものと考える。廃止措置プロジェクトでは、コストダウンと工期短縮が大きな課題であり、これを達成するためには、プロジェクト全体の最適化を図る必要があり、これにはDX技術の活用は有効である。

また、政府は2050年までに温室効果ガスの排出を全体としてゼロにする、カーボンニュートラルを目指すことを宣言しており、廃止措置においてもCO2の排出を抑制することを考慮する必要がある。

本稿では、DX技術の活用、カーボンニュートラルを考慮した廃止措置技術の開発の方向性について、実務担当者の立場から紹介する。

**2. DX技術の活用について**

筆者の所属する建設業界の将来的な課題としては、①業務の効率化、②次世代へのノウハウ継承、③人材不足を補うための省人化が挙げられており、これはそのまま、廃止措置プロジェクトの課題にもあてはまる。廃止措置に適用可能なDX関連技術として、BIMとロボットを紹介する。

BIMとは、Building Information Modeling（ビルディング インフォメーション モデリング）の略称で、コンピューター上に作成した3次元のデジタルモデルに様々な属性情報を追加することで、計画／設計、施工から維持管理までのあらゆる工程でそれらの属性情報を活用し、効率的にプロジェクトを進めることができるツールである。廃止措置の分野でも、BIMは工事管理、被ばく管理等のプロジェクト管理に適用できると考えられ、今後、廃止措置の計画段階から工事まで、データを一元化した管理を行うツールとして、広く利用されることが想定される。

ロボットについては、当初、災害現場や福島第一原子力発電所のように、簡単に人間が近寄れない作業を行うために開発されていたが、現在では、近い将来予想される人手不足を補うために開発が行われている。現状では、新設の建物建設用ロボットの開発が主であるが、廃止措置に必要な機能を絞り込み、解体工事への転用や、解体工事専用のロボット開発を行っていく必要がある。

**3. カーボンニュートラル対応技術**

2050年カーボンニュートラル実現のためには、CO2を資源としてとらえ、分離・回収してさまざまな製品や燃料に再利用することで、CO2の排出を抑制する「カーボンリサイクル」の活用が重要である。廃止措置で発生する廃棄物の大部分はコンクリートであり、特にコンクリート・セメント分野の技術が重要となる。

コンクリートにCO2を取り込み固定化させる技術はすでに開発され、実用化されている。今後は、CO2を最大限固定することができる技術の開発、CO2 を取り込んだコンクリートの再利用技術の開発が必要である。CO2を吸収して作るコンクリートについては、コストを低減し、品質管理手法や国際標準化を2030年までに実現していく計画となっており、それらの動向に着目しながら、廃止措置に最大限適用可能な技術開発を行う必要がある。

---

*Kazuyuki Torii[1]
[1]Shimizu Corporation

2022年秋の大会

バックエンド部会セッション

# バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開
The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

## （4）パネル討論：バックエンドに関する技術開発の将来展開

(4) Panel discussion:"The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development"

*井口 幸弘[1]，*渡邊 直子[2]，*鳥居 和敬[3]，*目黒 義弘[4]
[1]福井大学，[2]北海道大学，[3]清水建設，[4]JAEA（原子力機構）

**1. 概要**

通常の原子力施設の廃止措置に焦点を当てると、国外でも多くの完了事例があり、技術的には実施可能と考えられている。しかし、工期、費用及び廃棄物処理等の最適化、解体、除染等の効率向上、知識の共有や人材育成、安全性の向上など、高度化及び改善・改良などのニーズは多々ある。一方、ロボットや DX 等、非原子力分野も含めれば、先進的な技術シーズは日々進歩している。従って、このマッチングを図っていくことが廃止措置の促進にも有効であり、学会などの場を通じて、情報交換を図ることが有用である。また、この分野における原子力機構の研究機関としての役割も考える必要がある。

---

*Yukihiro Iguchi[1] , *Naoko Watanabe[2] , *Kazuyuki Torii[3] , *Yoshihiro Meguro[4]
[1]Univ. of Fukui, [2]Hokkaido Univ., [3]Shimizu , [4]JAEA

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy

# [2A_PL] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes

Chair: Takumi Saito (UTokyo)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

## [2A_PL01] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes

*Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

## [2A_PL02] Current status of nuclear research facilities and measures for human resource development

*Tomohiko Arai[1] (1. MEXT)

## [2A_PL03] Surveillance of management of nuclear fuel facilities

*Naoki Kumagai[1] (1. NRA)

## [2A_PL04] Overall discussion

*Nobuaki Sato[1], Tomohiko Arai[2], Naoki Kumagai[3], Yukio Hosono[3] (1. Tohoku Univ., 2. MEXT, 3. NRA)

©Atomic Energy Society of Japan

2A_PL01-03 は同予稿



総合講演・報告　「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」

# 大学等核燃・RI 施設の課題と対応

Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes

*佐藤修彰[1]，*熊谷直樹[2]，*新井知彦[3]

[1]東北大学，[2]原子力規制庁，[3]文部科学省

## 1. 概要

「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌の報告記事「大学等核燃および RI 研究施設の課題と提言」(64,(2022),)において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の拠点施設の確立、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。例として、東日本では JAEA 東海地区、大洗地区を、西日本では、京大複合原子力研や福井の新研究炉を取り上げ、それぞれにおける照射施設やホットラボ(HL)の利用を提言した。前者では、試験研究炉の運転再開を機に、横断的かつ戦略的な研究開発として一般研究機器等も含めた機構の有する施設・設備・機器の利用促進を図り、オールジャパンでのイノベーション創出に貢献するため、オープンファシリティープラットフォーム(OFP)を立ち上げている。西日本では、京大での HL の更新と整備や、福井炉における施設概要や詳細設計が進められている。一方、各大学において進めている施設統廃合では、核燃料物質や放射性廃棄物の学内外への移動、保管、廃棄が必要であり、そのため、全国的な保管および廃棄物管理施設の設置が不可欠である。そこで、本セッションでは、最初に本分科会より、核燃・RI 研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化について説明する。これらを踏まえ、拠点化を進めるための今後の方策を提言する。上記のような分科会からの報告を受けて、関係する原子力規制庁や文部科学省から、現状認識や提言についての見解やコメントを頂く。最後に、講演者および参加者を含めて本議題に関する意見交換を行い、本セッションを総括する。

具体的には

① 大学等核燃および RI 研究施設の課題と対応
　本分科会主査である佐藤より、大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について報告する。

② 核燃料施設の施設管理に係る監視活動
　核燃料施設の施設管理に係る監視活動について現況を説明すると共に、「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、原子力規制庁担当者より、コメントする。

③ 文部科学省からのコメント
　「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、文部科学省担当者より、コメントする。

これらを踏まえて、講演者をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設の課題について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Naoki Kumagai[2], *Tomohiko Arai[3]

[1]Tohoku Univ., [2]NRC, [3]MEXT

2A_PL01-03 は同予稿



総合講演・報告　「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」

# 大学等核燃・RI 施設の課題と対応

Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes

*佐藤修彰[1]，*熊谷直樹[2]，*新井知彦[3]

[1]東北大学，[2]原子力規制庁，[3]文部科学省

## 1. 概要

「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌の報告記事「大学等核燃および RI 研究施設の課題と提言」(64,(2022),)において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の拠点施設の確立、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。例として、東日本では JAEA 東海地区、大洗地区を、西日本では、京大複合原子力研や福井の新研究炉を取り上げ、それぞれにおける照射施設やホットラボ(HL)の利用を提言した。前者では、試験研究炉の運転再開を機に、横断的かつ戦略的な研究開発として一般研究機器等も含めた機構の有する施設・設備・機器の利用促進を図り、オールジャパンでのイノベーション創出に貢献するため、オープンファシリティープラットフォーム(OFP)を立ち上げている。西日本では、京大での HL の更新と整備や、福井炉における施設概要や詳細設計が進められている。一方、各大学において進めている施設統廃合では、核燃料物質や放射性廃棄物の学内外への移動、保管、廃棄が必要であり、そのため、全国的な保管および廃棄物管理施設の設置が不可欠である。そこで、本セッションでは、最初に本分科会より、核燃・RI 研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化について説明する。これらを踏まえ、拠点化を進めるための今後の方策を提言する。上記のような分科会からの報告を受けて、関係する原子力規制庁や文部科学省から、現状認識や提言についての見解やコメントを頂く。最後に、講演者および参加者を含めて本議題に関する意見交換を行い、本セッションを総括する。

具体的には

① 大学等核燃および RI 研究施設の課題と対応
本分科会主査である佐藤より、大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について報告する。

② 核燃料施設の施設管理に係る監視活動
核燃料施設の施設管理に係る監視活動について現況を説明すると共に、「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、原子力規制庁担当者より、コメントする。

③ 文部科学省からのコメント
「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、文部科学省担当者より、コメントする。

これらを踏まえて、講演者をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設の課題について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Naoki Kumagai[2], *Tomohiko Arai[3]

[1]Tohoku Univ., [2]NRC, [3]MEXT

2A_PL01-03 は同予稿

2022 年秋の大会
総合講演・報告　「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」

# 大学等核燃・RI 施設の課題と対応

Tasks and actions for nuclear fuel and RI facitlies at universities and research institutes

*佐藤修彰[1]，*熊谷直樹[2]，*新井知彦[3]

[1]東北大学，[2]原子力規制庁，[3]文部科学省

## 1. 概要

「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌の報告記事「大学等核燃および RI 研究施設の課題と提言」(64,(2022),)において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の拠点施設の確立、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。例として、東日本では JAEA 東海地区、大洗地区を、西日本では、京大複合原子力研や福井の新研究炉を取り上げ、それぞれにおける照射施設やホットラボ(HL)の利用を提言した。前者では、試験研究炉の運転再開を機に、横断的かつ戦略的な研究開発として一般研究機器等も含めた機構の有する施設・設備・機器の利用促進を図り、オールジャパンでのイノベーション創出に貢献するため、オープンファシリティープラットフォーム(OFP)を立ち上げている。西日本では、京大での HL の更新と整備や、福井炉における施設概要や詳細設計が進められている。一方、各大学において進めている施設統廃合では、核燃料物質や放射性廃棄物の学内外への移動、保管、廃棄が必要であり、そのため、全国的な保管および廃棄物管理施設の設置が不可欠である。そこで、本セッションでは、最初に本分科会より、核燃・RI 研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化について説明する。これらを踏まえ、拠点化を進めるための今後の方策を提言する。上記のような分科会からの報告を受けて、関係する原子力規制庁や文部科学省から、現状認識や提言についての見解やコメントを頂く。最後に、講演者および参加者を含めて本議題に関する意見交換を行い、本セッションを総括する。

具体的には

① 大学等核燃および RI 研究施設の課題と対応
本分科会主査である佐藤より、大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について報告する。

② 核燃料施設の施設管理に係る監視活動
核燃料施設の施設管理に係る監視活動について現況を説明すると共に、「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、原子力規制庁担当者より、コメントする。

③ 文部科学省からのコメント
「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、文部科学省担当者より、コメントする。

これらを踏まえて、講演者をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設の課題について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Naoki Kumagai[2], *Tomohiko Arai[3]

[1]Tohoku Univ., [2]NRC, [3]MEXT

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room A)

# [2A_PL04] Overall discussion

*Nobuaki Sato[1], Tomohiko Arai[2], Naoki Kumagai[3], Yukio Hosono[3] （1. Tohoku Univ., 2. MEXT, 3. NRA）

近年、大学等の核燃・RI施設では、施設の老朽化などを背景に、統廃合が検討されている。また、今後、核燃・RIを用いた研究開発を維持・拡大していく上で、施設の拠点化が有効である。本企画セッションでは、「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃およびRI研究施設検討・提言分科会」の活動の一環として、原子力規制庁や文部科学省を交え、核燃・RI研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化および核燃料物質や廃棄物の全国的な保管・廃棄物管理施設の設置などの方策について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3A_PL] Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

## [3A_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa[1] (1. TEPCO HD)

## [3A_PL02] Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura[1] (1. NDF)

## [3A_PL03] Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022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の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

## （1）福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*石川 真澄[1]

[1]東京電力 HD

### 1. はじめに

本講演では、事故後 10 年が経過した福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水・処理水対策の現状と今後の課題について説明する。

まず廃炉をどのような全体計画の下、進めているか述べたい。東京電力は、国により 2011 年 12 月に取り纏められた「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」）に基づき廃炉作業を進めている。このロードマップにおける第 1 期とは、使用済燃料の取り出しを開始するまでの期間、第 2 期とは、溶け落ちた燃料デブリの取り出しを開始するまでの期間と定義されている。最後の第 3 期は、廃炉が完了するまでの長い期間になるが、2019 年 12 月に改訂された中長期ロードマップで、第 3 期の最初の 10 年間を新たに 3-1 期と位置づけた。この期間は、より本格的な廃炉作業、つまりデブリ取り出し作業を着実に実施するために、燃料の取り出し、汚染水対策など複数の工程を計画的に進める時期と定義している。また、それぞれの分野における主なマイルストーンも定めている。

これを踏まえ、当社は 2020 年 3 月に、これらのマイルストーン及び原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するための主要なプロセスを作り「廃炉中長期実行プラン 2020」として公表した。その後、毎年改訂を行っている。

「廃炉中長期実行プラン」により当社は今後の廃炉作業を、将来を見据えながらより計画的に進めることが可能となる。一方、地域の方々から見ると、今後の廃炉作業を具体的に把握し、廃炉事業に参入する際の検討を行うことができる。福島第一の廃炉を通じて福島の復興にいかに貢献できるかが鍵であり、「復興と廃炉の両立」の大原則の下、東京電力は、引き続き廃炉・汚染水・処理水対策に責任を持って取り組んでいく。

### 2. 汚染水・処理水対策

汚染水は、原子炉内に注入された冷却水が燃料デブリに触れることで発生する。そして、この汚染水と建屋内に流入する地下水と雨水が混ざり合うことで、新たな汚染水が発生し続けている。これら汚染水は、多核種除去設備等により、建屋内滞留水中に多く含まれていると評価された 62 種類の核種（トリチウムを除く）を除去してタンクに貯蔵している。今後、燃料デブリ等の保管場所等を考えると、発電所の敷地を有効に活用していく必要があることから、下記に示す汚染水対策と ALPS 処理水対策が主な課題となっている。

#### 2.1 汚染水対策

当社は、①汚染源を取り除く、②汚染源に水を近づけない、③汚染水を漏らさない、の 3 つの基本方針に基づき重層的に対策を進めてきた。

これらの対策は既に成果を上げつつあり、現在は、②の主要対策である地下水や雨水の原子炉建屋等への流入抑制を更に徹底すること、原子炉建屋等に残っている汚染水の除去（建屋滞留水の処理）および外部流出リスクの更なる低減などに取り組んでいる。

##### 2.1.1 汚染水発生量の低減

フェーシング、サブドレン、陸側遮水壁(凍土壁)など、地下水の流入を抑制するための従来からの対策に加えて、2020 年以降は、建屋屋根の損傷部（3 号機タービン建屋等）への雨水カバーの設置、1～4 号機建屋周辺のフェーシング（陸側遮水壁内側進捗約 30%：2021 年度末）を行っている。これらの重層的な対策により、

1 日当たり汚染水発生量は対策前の約 540m3/日（2014 年 5 月）に対し、2021 年度においては約 130m3/日まで低減している。

今後は 1 号機原子炉建屋の大型カバー設置、1～4 号機建屋周辺のフェーシングを進め、サブドレンによる地下水位の低下や陸側遮水壁の確実な運用等を継続して、2025 年内に平均 100m3/日の達成を目指す。

2.1.2 津波リスクへの対応

(1) 建屋内滞留水の除去

放射性物質の濃度が高い汚染水は原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋等に滞留しているが、津波発生時等の漏えいリスクを念頭にその除去を進めてきた。2017 年 3 月には 1 号機のタービン建屋の滞留水を除去することに成功した。その後も作業を継続し、1～4 号機のタービン建屋、廃棄物処理建屋、4 号機原子炉建屋について建屋内滞留水の水位を低下させ、中長期ロードマップに掲げられた滞留水処理の目標を達成したことを 2020 年 12 月に確認した。

一方、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋では、事故直後に地下階に設置されたゼオライト土嚢等が高い放射能を有していることが確認されており、滞留水による遮蔽がなくなると屋内が高線量化する等のリスクがあるため、何らかの対応が必要である。極めて高い表面線量を持つ物体を扱う必要があることを考慮して、国内外の知見・実績をベースに検討した結果、滞留水がある状態においてゼオライト土嚢等を水中回収し、脱水、保管容器に充填する工法をメイン・シナリオにして検討を進めることにした。

なお、原子炉建屋内の滞留水は、2022～2024 年度の間に 2020 年末比の半分程度に低減する予定であり、現在、2 号機については低減目標水位に到達し、1，3 号機の処理を順次進めているところである。また、滞留水中にはα核種の存在が確認されており、これが今後の滞留水処理の支障とならないよう、慎重な処理を進めるとともに、今後の燃料デブリに係る作業によるα核種濃度の変化を踏まえて処理設備の改造を進める予定である。

(2) 建屋開口部の閉止

東北地方太平洋地震による津波（3.11 級津波）と同規模の津波に対し、建屋滞留水が流出することや津波の水が建屋へ流入し、汚染水が増えることを防止するために開口部の閉止をする等の対策を進めてきた。2018 年度に 1～3 号機タービン建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の階段や吹き抜けなどの床面や壁面の開口部の閉止工事を、2019 年度に 2、3 号機原子炉建屋の外部ハッチ等の閉止工事を、2020 年度に 2021 年以降も滞留水が残る 1～3 号機原子炉建屋の扉の閉止工事を完了した。滞留水処理が 2020 年に完了したその他の建屋についても 2022 年 1 月に作業が完了し、全 127 箇所の対策を終了した。

(3) 防潮堤の延長

2017 年 12 月の国の地震調査研究推進本部の評価によれば、千島海溝沿いの地震による津波は、3.11 級津波に比べ継続時間・最高水位（福島第一では海水面からの高さが 10m 程度）とも小さくなると予想されているものの、切迫性が高いとされている。そのため、津波による重要設備の被害軽減も視野に、既に設置されているアウターライズ津波対策で設置した防潮堤を北側に延長し、海水面からの高さ 11m、長さ 600m の防潮堤が 2020 年 9 月に完成した。

また、2020 年 4 月には、内閣府から新たに「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル」が公表された。その影響の評価を 2020 年度に実施し、その結果を踏まえ千島海溝津波防潮堤を補強するとともに、日本海溝津波防潮堤を新設する方針とした。日本海溝津波防潮堤は 2021 年 6 月に着手し、2023 年度末の完成を目標に、海水面からの高さ約 13～16m、長さ約 1,000m の防潮堤の建設を進めている。

2.2 ALPS 処理水対策

ALPS 処理水の処分については、2021 年 4 月に開催された廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議において、安全性を確保した上で海洋放出するとの政府の基本方針が決定された。当社は、この基本方針を着実に履行するための対応を取りまとめた。

(1) 海洋放出設備の設置に向けた取組

2021 年 8 月に当社が公表した検討状況を反映した ALPS 処理水海洋放出設備の実施計画変更認可申請を同年 12 月に行い、以降、公開の審査会合においては、原子炉等規制法に基づく審査に加え、2021 年 11 月に当

社が公表した「ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階）」の確認も含む国の基本方針を踏まえた対応についても確認が行われた。原子力規制委員会は実施計画の審査書案についてパブリック・コメントを実施し、2022 年 7 月に実施計画の変更が認可された。

また、実施計画変更認可に向けた手続きと並行して、設備設置に向けた海底の地質調査（2021 年 11 月～12 月）や環境整備（陸上側：2021 年 12 月開始、海上側：2022 年 4 月開始）を進めている。

(2) 海域モニタリング強化

ALPS 処理水の拡散の状況を海洋拡散シミュレーションにより評価した結果、現状よりもトリチウム濃度が高くなると評価された発電所近傍を中心に福島県沖の海域について、拡散状況を確認するためトリチウム測定を強化する海域モニタリングを検討し、その検討結果について 2021 年 8 月に公表している。政府の総合モニタリング計画の改定状況を踏まえつつ、その検討結果（測定点・測定対象・測定頻度を増加）に検出下限値を設定した海域モニタリング計画を策定した。同計画に基づき、2022 年 4 月から新たな測定点の試料採取を開始し、トリチウムを中心とした海水の放射性物質濃度や海洋生物の状況を放出開始前から継続して確認している。なお、当社の海域モニタリングの検討状況、海域モニタリング計画については、ALPS 処理水の海洋放出に伴い強化された政府の総合モニタリング計画にも取り込まれている。

(3) トリチウム分離技術に関する調査

環境中に放出するトリチウムの量を減らすため、2021 年 5 月から、第三者機関を交えた新たなスキームを通じ、国内外を対象としたトリチウム分離技術に関する調査や提案に関する受付を開始した。提案のあった技術については、第三者機関において技術内容の確認・評価を行ったものを当社が確認し、現実的に実用可能な技術が確認出来た場合には、具体的な設計の検討や技術の実証試験などを行い、技術の確立を目指していく。

(4) 海洋生物の飼育試験

ALPS 処理水の海洋放出に係る理解の醸成、風評影響の抑制につなげていくことを目的に、海洋生物類の飼育試験を実施する予定である。飼育試験の実施に先立ち、2022 年 3 月から、発電所敷地内で飼育ノウハウの習得や設備設計の確認等を目的とした、発電所周辺の通常の海水での飼育練習を開始し、同年 7 月から、飼育試験の本番環境を模擬した水槽によるヒラメ、アワビの飼育練習を開始している。今後は海藻類の飼育も実施予定である。

## 3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

福島第一 1～3 号機における使用済燃料プールからの燃料の取り出しは、オペレーティングフロア（以下、「オペフロ」）における①瓦礫撤去（水素爆発のなかった 2 号機を除く）、②除染・遮へい、③燃料取扱設備の設置、④燃料取り出し、⑤構内の共用プール等での保管の順に実施している。燃料の溶融を起こした 1～3 号機のオペフロはいずれも線量が高く、作業員の被ばくには特に留意する必要があることから、これらの作業は殆どを遠隔操作で実施する。

震災直後、福島第一で最もリスクが高いと言われた 4 号機の燃料取り出しは、2013 年 11 月に開始し、2014 年 12 月に完了した。3 号機の燃料取り出しは 2019 年 4 月に開始し、2021 年 2 月に完了した。

今後、1 号機の燃料取り出しは 2027 年度～2028 年度に開始、2 号機の燃料取り出しは 2024 年度～2026 年度に開始、5, 6 号機の燃料取り出しは 1, 2 号機の燃料取り出し作業に影響を与えない範囲で実施することで、2031 年内の全号機完了を目指す。

3.1 1 号機の取り出し準備状況

1 号機は、オペフロ北側の瓦礫撤去に 2018 年 1 月に着手し既に完了している。一方、使用済燃料プールのある南側では、燃料交換機、天井クレーン、更に崩落屋根の鉄骨やスラブというように、瓦礫が山のようにうず高く積み重なって使用済燃料プールを覆っている。ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から、南側の瓦礫撤去の前に原子炉建屋を覆う大型カバーを先行設置し、カバー内で瓦礫撤去や準備作業、燃料取り出しまでを実施する工法で進めることとしている。

これらの撤去に際して、鉄骨やスラブ等が使用済燃料プールへ落下するリスクを可能な限り低減するため、

2020 年 3 月以降、瓦礫落下防止・緩和対策として使用済燃料プールのゲートへのカバー設置、使用済燃料プール上への養生設置、燃料交換機・天井クレーンを下部から支える支保材の設置を順次実施し、2020 年 11 月に完了した。また、大型カバーの設置に向けて、干渉物となる原子炉建屋カバーの残置部の撤去を今年の 6 月に完了している。

3.2 2 号機の取り出し準備状況

2 号機は、他号機と異なり原子炉建屋が爆発を免れたが、建屋内部の線量が非常に高い状況となっていたため、建屋上部を解体して新たな設備を設置することが必要と判断していた。

2018 年 7 月から遠隔ロボットを用いた作業・調査を開始し、その後、線量が大きく低減している傾向が確認され、遮へい等を適切に実施することによりオペフロ内でも限定的な作業であれば実施できる見通しが得られたことから、建屋上部を全面解体せず原子炉建屋南面に開口部を設けてアクセスする工法に変更した。本工法は、建屋解体時のダスト飛散対策の信頼性や被ばくの低減、雨水の建屋流入抑制、工事ヤード調整の観点などで優位性がある。

2020 年 6 月に使用済燃料プール内の燃料等の状態を確認し、直近では、構台設置に向けた準備工事を実施している。

3.3 3 号機の状況

3 号機では、使用済制御棒等の高線量機器の取り出しに向け、機器の状態確認等のプール内調査を実施し、2021 年 10 月に完了し、2022 年下期からの高線量機器取り出しの準備を進めている。

## 4. 燃料デブリ取り出しに向けて

福島第一 1～3 号機における燃料デブリの取り出しは、これまでに経験したことのない取り組みとなる。取り出し作業は、①原子炉格納容器内部調査、②燃料デブリ取り出し、③保管というステップで進めていくが、極めて高線量の環境下での作業となるため、ほとんどの作業を遠隔で実施することになる。

4.1 格納容器内部調査と燃料デブリ分布状況の推定

取出し方法を決定し具体的な取出し機器の開発を進めるためには、まずその位置や性状を把握する必要があり、これまでに格納容器内部の状況をロボット等の遠隔操作機器、ミュオン透過法などにより調査している。燃料デブリの分布の状況は、以上のような調査の結果や事故進展解析結果等から、現時点で下記のとおり推定している。

1 号機：燃料デブリの大部分が格納容器底部に存在

2 号機：圧力容器底部に多くが残存し格納容器底部にも一定の量が存在

3 号機： 1 号機と 2 号機の中間

4.2 1 号機内部調査の状況

次期調査として 1 号機については、2022 年 2 月から 6 月にかけ、用途が異なる 6 種類の潜水機能付ボート型の調査装置（水中 ROV）にて、ガイドリングの取り付け、ペデスタル外周の目視調査、堆積物の厚さ測定等を実施している。目視調査では、既設構造物の状態や、堆積物の広がり状況等を確認することができた。また、ペデスタル（台座）基礎部外側の調査を行ったところ、ペデスタル開口部壁面の一部において、コンクリートの内側にあった鉄筋、インナースカートが露出していることを確認した。

今後の内部調査を継続し、知見の拡充・評価を実施していくが、現時点の情報等を基にペデスタルの損傷に伴うプラントへの影響を考察した結果、支持している原子炉圧力容器について、水平方向は支持する構造物（スタビライザ等）があり、鉛直方向は燃料等の流出で重量が減少していること等から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定している。

また、仮に損壊等に至った場合においても、燃料デブリの冷却、ダストの飛散、臨界の影響について考察した結果、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えているが、更なる対応についても検討していく。

4.3 燃料デブリの取り出し計画

最新の中長期ロードマップでは、取り出しの初号機を「燃料デブリ取り出し作業における安全性、確実性、

迅速性、使用済燃料取り出し作業との干渉回避を含めた廃炉作業全体の最適化の観点から」2 号機と決定した。取り出しは、英国で製造したロボットアームを用いてまず試験的な取り出しから開始し、その後取り出し方法の検証や確認を行った上で、同様な機構の装置を用い、段階的に取り出し規模を拡大する計画である。

試験的取り出しに用いる装置は、英国での動作確認後、2021 年 7 月に日本に到着し、8 月より国内工場（神戸）で性能確認試験及び操作訓練を行ってきた。同試験及び訓練が 2022 年 1 月に終了したことから輸送を行い、2 月から JAEA 楢葉遠隔技術開発センターにおいて、実機を模擬した設備を用いた性能確認試験を開始した。現在、これまでの性能確認試験の中で抽出した改善点への対応について、まさに取り組んでいる。

また、現場の準備作業としては、本調査に必要な格納容器内へのアクセスルートの構築作業として、X-6 ペネトレーション（格納容器内への貫通孔）の開放作業を計画しており、開放に向けた隔離部屋設置作業に取り組んでいる。今後、X-6 ペネトレーションの開放、同ペネトレーション内の堆積物除去等を行っていく。

4.4 取り出し規模の更なる拡大

2 号機における段階的な取り出し規模の拡大後、中長期的には 1、3 号機においても取り出しを開始し、取り出し規模を拡大していく予定である。

1 号機、3 号機における取り出しに当たっては、1・2 号機排気筒残置部や 3・4 号機排気筒等の撤去を行い、デブリ取り出しに必要な設備の設置を行っていく。加えて、1、3 号機は 2 号機と比較して作業現場の線量が高いことから、遠隔操作で汚染した配管の撤去や除染を行い、線量を低減することを検討している。また、これらと並行して取出設備・保管施設の設計、製作も順次進めていく。

## 5. 放射性固体廃棄物の管理

固体廃棄物については、「保管管理計画」において、向こう 10 年間に発生する物量の予測を行った上で、必要な減容処理施設や保管施設を導入する計画を立案している。ただし、発生する物量の予測は今後の廃炉作業等の進展状況等により変動するため、毎年、見直しを行い、計画を更新している。

事故以降に発生した固体廃棄物は、「瓦礫等」と、水処理に伴い発生する吸着塔等の「水処理二次廃棄物」に分類している。

「瓦礫等」は、線量率、部位、種類ごとに可能な限り分別し、エリアと保管形態を分けて一時保管しており、表面線量率が 30mSv/h 超の瓦礫類は固体廃棄物貯蔵庫、30mSv/h 以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設、屋外容器収納、屋外シート養生などの方法で保管している。今後はこれらを可能な限り減容した上で固体廃棄物貯蔵庫内への保管へ集約し、屋外の一時保管エリアを 2028 年度内に解消していくこととしている。

「水処理二次廃棄物」は、高線量かつ水分を含むため保管に注意を要するため、大きさや線量に応じて適切に遮へい・保管するとともに、巡視や遠隔監視等により漏洩や異常の有無を確認している。

廃棄物を減容する設備としては、使用済保護衣類の焼却・減容を行う既設の雑固体廃棄物焼却設備に加え、今後、敷地造成等で伐採した森林の焼却を行う増設雑固体廃棄物焼却設備、金属を切断、コンクリートを破砕して減容する減容処理設備を設置する。保管のための施設としては、既存の施設（1～9 棟）に加え、増設固体廃棄物貯蔵庫第 10～11 棟、吸着塔類を保管する大型廃棄物保管庫の設置を行う計画である。

増設雑固体廃棄物焼却設備については 2022 年 5 月に竣工したものの、同年 3 月 16 日に発生した福島県沖地震の影響と推定される設備不具合により同年 6 月に焼却運転を停止して、現在修理方法の検討中である。吸着塔類等を保管する予定の大型廃棄物保管庫は 2023 年度運用開始を目指し工事を実施している。また、減容処理設備の基礎工事を 2021 年 4 月から開始している。

※当原稿は 2022 年 7 月時点のものである

以　上

*Masumi Ishikawa[1]
[1]TEPCO HD

2022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の現状と技術戦略
# Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

## （2）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン

## (2) Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*中村 紀吉[1]
[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）

### 1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、政府が策定する「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（中長期ロードマップ）に確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資すること及び原子力規制委員会が策定する「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」の目標達成に資すること、並びに廃炉等積立金の取戻しに関する計画作成方針に根拠を与えることを目的として、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（技術戦略プラン）を毎年取りまとめている。現在作成中の技術戦略プラン 2022 では、2 号機の試験的取り出し及び原子炉格納容器（PCV）内部調査に向けた取組状況、取り出し規模の更なる拡大に向けた工法の検討状況、ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組状況、燃料デブリに係る分析戦略等を特徴的に記載している。本稿では、これらを中心に廃炉の技術戦略、廃炉の推進に向けた分析戦略等について紹介する。

### 2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方

#### 2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針

福島第一原子力発電所の廃炉においては「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ速やかに下げること」を基本方針とする。また、廃炉を進める上で、廃炉作業の安全確保は、安全上の特徴に基づき、リスクのバランスを長期的視点で俯瞰した対応が必要であり、柔軟なリスク低減戦略を検討することが重要である。

#### 2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

リスク低減対策としては、「潜在的影響度」を低減させる方法と、「管理重要度」を低減させる方法がある。様々なリスク低減対策のうち、一般に工学的に実現しやすいものは、「管理重要度」の低減である。したがって、福島第一原子力発電所の廃炉は、まずはリスク源をより健全な施設においてより安定的に管理することで管理重要度を下げる取組であり、図 1 の「十分に安定管理されている領域」（水色の領域）に持ち込むことを当面の目標としている。本目標に対する技術戦略プラン 2021 からの作業進捗としては、フランジ型タンク底部の残水（濃縮塩水）の処理の進捗、ALPS スラリーが保管されている HIC の一部について $\beta$ 線照射の影響を踏まえ移替えが必要となったことなどを反映している。

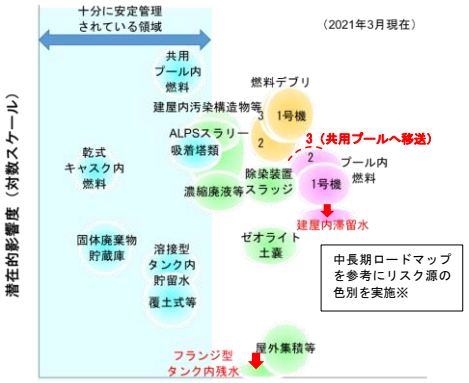



図 1　リスクレベルの例（2021 年の例）

#### 2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

事故炉である福島第一原子力発電所の現場状況には大きな不確かさが存在することから、燃料デブリ取り出し等の大掛かりな作業について、既存の知見のみに基づいて作業全体を設計しようとすると、極めて大きな安全余裕や幅広い技術選択肢の想定が必要となる。このため、対応期間の長大化や手戻りのリスクが避けられず、その結果、廃炉全体の遅れ、廃炉費用の高騰、作業員被ばくの増加等を招き、全体プロジェクトの成立性や予見性を低下させる可能性が大きくなる。一方で、現状既に放射線レベルが高い環境下にあること、閉じ込め障壁等の更なる劣化、今後の大きな自然事象（地震や津波等）の発生の可能性等を考慮すると、リスク状態の改善と不確かさ縮小は早急に行うことが求められる。このため、作業をいくつかの段階に分けた上で、実際的な安全の確保を保証できる「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」が重要となる。

## 3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

### 3.1 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

(2) 2 号機の試験的取り出しについては、2021 年内の取り出し開始としていたものの、新型コロナウイルス感染拡大の影響により工程が遅れているが、工程遅延を 1 年程度に留めることを目標に作業を進める。段階的な取り出し規模の拡大等の一連の作業を進め、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。

(3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発、現場環境整備等を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

2 号機における試験的取り出し及び PCV 内部調査では、X-6 ペネトレーション（X-6 ペネ）のフランジを開放することにより、従来よりも大きな開口を利用してロボットアームを出し入れし、PCV 内の燃料デブリを外へ取り出すことを行う。この作業では、従来の閉じ込め障壁の位置が X-6 ペネの閉止フランジ部であったものから、X-6 ペネ開放作業時に設置する隔離部屋（図 2）や新たに設置するエンクロージャに拡張することになる（図 3）。これは、規模は小さいながらも、PCV に新たな開口を設けて、PCV 外側に閉じ込め障壁を拡張するという今後の取り出し作業の基本的な現場構成の形であり、新たな段階に入る取組である。

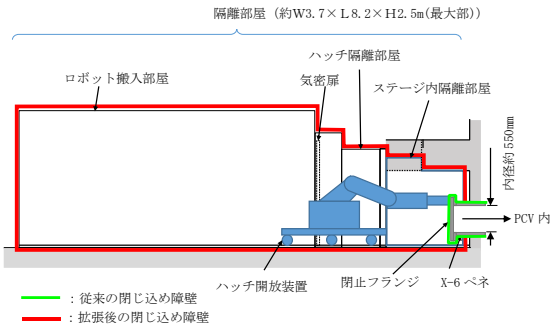



図 2　X-6 ペネ解放作業時の閉じ込め障壁概略図

不確かな現場への適用に向けて、様々な状態での機能を検証すること、及び万一の際に装置を確実に救出できることが重要である。そのため、必要な準備を整えること、現場を模擬したモックアップ試験等を行うことにより、時間をかけてでも要求機能を満足していることを確実に確認すること、新たに抽出されたリスクを確実に潰していくことが必要である。また、必要な場合には、それを繰り返し行っていくことも求められる。

取り出し規模の更なる拡大においては、取り出し工法に係る概念検討を、3 号機を先行して実施中であり、燃料デブリ取り出しシナリオを検討するとともに工法の検討を進めている。この中で、2021 年度末に有望な工法の候補を絞り込んできたが、各工法ともに、難度の高い課題・リスクが数多く抽出されたことから、

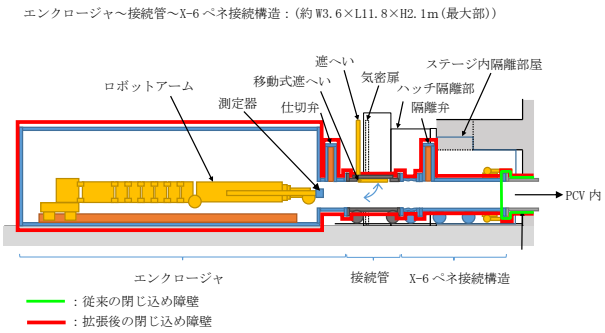



図 3　試験的取り出し及び PCV 内部調査時の閉じ込め障壁概略図

2022 年度以降は、これらの課題・リスクの対応策に対する現場適用性、技術成立性の確認を行っていく。これらを確認した結果、予め定めた判断基準を満足できない場合等も考えられるため、その他の工法の検討も考慮しておく必要がある。

### 3.2 廃棄物対策

廃棄物対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直しながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。

(2) 2021 年度に示した処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを踏まえ、固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築のため、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の具体的管理について全体として適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。

中長期ロードマップにおいて、第３期には、固体廃棄物の性状分析等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定するとされているため、第３－①期では、固体廃棄物の具体的管理に関する全体としての適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。具体的には、分析データの蓄積と統計論的方法の適用により評価された性状データを反映した現実的インベントリ設定を基に、安全確保を前提とした廃棄物ストリーム毎の処理・処分方策の最適化・合理化の試行例を積み重ね、廃棄物ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得るとともに、全ての廃棄物ストリームを束ねた全体像の最適化・合理化に向けた方策の具体化に向けた検討を進め、その考え方を明らかにする。

これらの検討の際には、最新知見を反映すること及び利用可能な最良の技術 (Best Available Techniques) の概念を適用することにより、利用実績や経済的実現性をも考慮して、最適な方策を柔軟に検討することが重要である。検討が進み、廃棄物の全体像に対する処理・処分方策を固めていくに当たっては、地元・社会と問題意識を共通理解にするなど、最適化に向けた検討の過程を共有することが重要である。

### 3.3 汚染水・処理水対策

汚染水・処理水対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 汚染水問題に関する３つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年内に汚染水発生量を 100$m^3$/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。また、汚染水対策の安定的な運用に向け、津波や豪雨等の大規模自然災害リスクに備えた対策を計画的に実施する。

(2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、中長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

(3) 現在タンク保管中の ALPS 処理水について、2023 年春頃の放出に向けた対応を進める。

燃料デブリ取り出し等の廃炉工程を見据えた汚染水対策の課題としては、燃料デブリ取り出しに向けた水処理設備の検討においては、既存の建屋滞留水の処理設備（SARRY、ALPS 等）とどのように機能分担して適正な構成にしていくかの全体像の検討が重要である。同時に、既存の水処理設備のリプレイスを計画的に進めることも求められる。こうした検討を行うためには、燃料デブリ取り出し時の水処理設備への要求仕様や基本設計をできるだけ早い段階で実施していく必要がある。

ALPS 処理水の海洋放出に向けた今後の取組としては、設備の運用に向けた教育・訓練等の準備を確実にしていく必要がある。さらに、東京電力は、処理水放出後の敷地活用の迅速かつ確実な実施に向け、敷地利用計画に応じたタンク内処理水の放出計画を適宜策定するとともに、状況に応じて計画を適切に見直していくことが必要である。NDF は、東京電力が進める設備の構築や運用開始の準備などに対し技術的・専門的な支援を行うとともに、諸外国の関係機関との会合、国際会議等を通じて、正確かつ受け手の関心に応じた情報発信や理解促進を進めていく。

### 3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 第 3－①期において、1～6 号機の全てで使用済燃料プールからの燃料取り出しの完了を目指す。
(2) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実に行い、1 号機は 2027～2028 年度、2 号機は 2024～2026 年度にプール内燃料取り出しを開始する。
(3) 事故の影響を受けた 1～4 号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出した後に共用プール等に移送して適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお、共用プールの容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
(4) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。

１号機については、オペレーティングフロア上に落下している天井クレーン（落下防止の支保を設置済み）の撤去、不安定な状態で残置しているウェルプラグへの対応、また事故前からプール内に保管されている被覆管の破損した燃料 67 体の取り出しが大きな課題である。また 2 号機では、これまで国内原子力施設では経験のないブーム型クレーン式の燃料取扱設備を用いて、遠隔操作によりプール内燃料取り出しを行う計画であり、新たな設備を安全かつ確実に設置すること、事前のモックアップ試験等により事前に設備の操作・機能性を十分に習熟することが重要である。これらに向けては、各作業に伴う安全性を評価し、必要十分な安全の確保を確認した上で、技術的な確実性、合理性、作業工程に関わる迅速性、現場適用性、プロジェクト上のリスク等を総合的に考慮して対応を行うことが基本であり、それらを着実に進める必要がある。

### 4. 廃炉の推進に向けた分析戦略

燃料デブリの分析結果は、取り出し工法、保管・管理、処理の必要性、事故原因の究明等の多くの反映先があり、その関係は廃炉の進捗とともに変化していくことになる。分析結果は廃炉を円滑に進めるための検討における不確かさの幅を小さくするための重要な判断材料の１つとなる。

燃料デブリに係るサンプル分析については、燃料デブリは不均質性を持つために採取された部位に応じて分析値に幅がある上、十分な量を分析できる状況ではなく、評価における不確かさに幅が生じることになる。このため、分析品質の向上やサンプル量の改善に制限がある中で、良好な分析結果を増やすためには、従来のホットラボでのサンプル分析での数量の増加に注力するだけでなく、他の分析・計測の手法の多様化・拡充を行い、分析結果の用途に応じて相互に補完することを検討し、総合的な評価をすることが有効である。この燃料デブリに係るサンプル分析の結果を補完する分析・計測の手法の１つとして、サンプルを破壊せずに核燃料の量等を評価する手法（非破壊計測）がある。非破壊計測では計測項目が少ないものの、サンプル分析よりも計測時間は短く、1 回の計測につき多くの量が計測でき、分析施設内でのサンプル分析に加え、特定の項目に対して実施できれば、分析数の少なさを補うとともに、燃料デブリ中の核燃料の量を迅速に把握することができ、未臨界状態を維持したまま、次の工程へと移行することが可能となる。

### 5. 研究開発への取組

福島第一原子力発電所の廃炉を安全、確実、合理的、迅速及び現場指向の視点で推進していくためには、研究開発が必要となる困難な技術課題が多数存在する。燃料デブリの試験的取り出しが開始されようとしている現在、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大に向け、現場での適用を見据えた研究開発を加速する必要がある。政府は、廃炉に向けた応用研究、実用化研究のうち技術的難易度の高い課題の課題解決を目指すため「廃炉・汚染水・処理水対策事業」により、国内外の大学、研究機関等の基礎的・基盤的研究及び人材育成の取組を推進するため「英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業」により各機関が行う研究開発を支援している。

廃炉・汚染水・処理水対策事業において幅広い視点から研究開発課題を検討すること及び現場適用性の観

点から事業の評価を行い研究開発内容に反映していくことは引き続き重要であるため、NDF は東京電力等と協力して研究開発の企画提案や事業品質確保の取組に係る機能をより一層強化して再構築する計画である。また、東京電力は、基礎基盤研究から実用化研究に至る全ての研究開発に対してそれぞれの意義、役割を十分認識した上で各研究開発に適切に関与しつつ、廃炉技術開発センターによる技術開発マネジメントの下、自主技術開発も含めた廃炉研究により一層積極的に取り組んでいく必要がある。その際、2022 年 10 月に設立予定の燃料デブリ取出しエンジニアリング会社（仮称）の活用を図っていく必要がある。

## 6. 技術戦略を支える取組

### 6.1 プロジェクト管理の一層の強化

発電所の建設のように技術が成熟し要求性能が明確なプロジェクトでは、初期の段階で発注者の要求事項を受注者に明確に伝えることが、プロジェクト遂行を円滑に進める上で有効である。一方、燃料デブリ取り出しのような未経験のプロジェクトでは、廃炉の事業執行者である東京電力からの目標設定・要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定等も試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」に加えて、ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていく取組が必要となる。このため、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められることとなり、東京電力がオーナーとして主体的に行うオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させていく必要がある。

### 6.2 国際連携の強化

難度の高い工学的課題を扱う福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めるためには、リスク低減戦略として、先行する廃止措置活動等の事例から教訓を学び、廃炉に活かしていくことや世界最高水準の技術や人材を活用すること、すなわち世界の英知の結集と活用が重要である。また、世界の英知を結集するためには、廃炉に対する国際社会の継続的な理解・関心や協力関係を維持・発展させていくことが重要である。そのため、廃炉の進捗等の正確な情報を発信し、国際社会からの信頼を得ることや、福島第一原子力発電所の事故及び廃炉で得られた知見等を積極的かつ戦略的に還元し、国際社会に開かれた互恵的な廃炉を進めることが必要となる。特に、信頼関係の構築については、専門家だけでなく非専門家にも分かりやすい情報発信、国ごとの情報量の開きに配慮した情報発信等が必要である。

### 6.3 地域共生

東京電力は、2020 年 3 月末に策定した「復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束」に基づき、廃炉産業集積に向けた取組を大きく「①地元企業の参画拡大」「②地元企業のステップアップサポート」「③地元での新規産業創出」の３つに整理し、段階的に着手している。既に着手した①、②の取組に加え、「③地元での新規産業創出」の取組として 2022 年 4 月に新たに公表した 2020 年代に複数の新たな施設を設置・運用、及びパートナー企業と共同企業の設立については、比較的大規模な投資であり浜通り地域への大きな経済効果が見込まれることから、着実に取組の推進・強化を行っていく必要がある。一方、特に高機能製品の製造については高度な技術を要することから、地元企業の技術力の向上を図るなど、地元企業の積極的な参画に繋げられるかが課題となるため、新たな廃炉関連施設の立地場所や規模、建設・運用までのスケジュールなど諸々の検討状況について、地元の自治体、商工団体及び関係機関に丁寧に説明し、理解・協力を得ながら取組を進めていくことが重要である。

*Noriyoshi Nakamura[1]

[1]Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2022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の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

## (3)福島第一原子力発電所における放射能汚染分布の測定技術

(3) Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

*佐藤 優樹[1]

[1]原子力機構

### 1. 緒言

2011年3月11日に発生した東日本大震災に端を発する東京電力ホールディングス株式会社(東京電力HD)福島第一原子力発電所（1F）の事故から、１１年の月日が流れた。1Fではこれまでに、除染や地面の舗装等の実施により、一般服と防塵マスクで作業可能なエリアが敷地面積の大半を占めるようになった。しかし一方で、原子炉建屋内部のように高線量率環境かつ詳細な放射性物質の分布が明らかとなっていないエリアが存在しており、除染や作業の計画立案を実施するためには、迅速かつ簡便に放射性物質の分布を把握するための技術開発が求められている。本講演では、主として作業環境の線量率を上昇させている放射性セシウムの分布を把握するための装置・手法について、原子力機構が進める技術開発を中心に紹介する。

### 2. ガンマ線イメージャを用いた放射性物質の可視化

#### 2-1. 背景

1F事故後、放射性物質の分布を測定するための装置であるガンマ線イメージャの開発が、複数の機関で実施された。これを受けて、サーベイメータを用いた空間線量率の“点”での測定に加えて、1Fにおける放射性物質の“面”的な測定が実施されるようになった。ガンマ線イメージャにはいくつかの種類が存在し、①ピンホールを設けた遮蔽体で位置敏感型ガンマ線センサを覆い、センサ内のガンマ線検出位置とピンホールの位置関係から放射線源の存在する方向を推定するピンホールカメラ方式、②ガンマ線が物質と衝突することにより引き起こすコンプトン散乱の式を解くことにより、ガンマ線の飛来方向を推定して放射線源の位置を推定するコンプトンカメラ方式、③位置敏感型ガンマ線センサ前方に特殊なパターンに沿って開口部が設けられた遮蔽体（符号化開口マスク）を設置し、ガンマ線入射に対してセンサ面に投影される影の形状から、放射線源の位置を解析的に推定する符号化開口方式、が挙げられる。

例えば、㈱日立製作所製のピンホールカメラは、１号機原子炉建屋内のペネトレーションホール付近においてホットスポット（局所的に放射性物質が集積している箇所）の可視化に成功している[1]。加えて、類似のピンホールカメラは1/2号機間の排気筒下部付近ならびに2号機オペレーションフロアの測定にも利用されている[2,3]。一方で、全方位に感度を有するコンプトンカメラを用いた試験も1F構内の屋外環境で実施されており、ホットスポットを可視化した報告例がある[4]。併せて原子力機構においても、後述するようにコンプトンカメラを基盤とした放射性物質可視化技術を開発している。また、符号化開口方式を用いた測定結果についても、東京電力によって報告がなされている[5]。

なお、上述の測定で得られた結果は、２次元的に放射性物質の分布を可視化したものであった。この理由として、ガンマ線イメージャはガンマ線の飛来方向を推定する装置であるが、同じ角度方向においてそのガンマ線が近くから飛来したのか、もしくは遠くから飛来したのかを判別することができず、線源位置の奥行き情報を得られないためである。しかしながら1Fサイト内は放射性物質が多数の機器や配管、施設、瓦礫といった様々な物体に付着しており、放射線源が３次元的に広がっていることは明らかである。このような環境では、２次元的なイメージしか測定できない従来の定点観測による測定では、放射線源の位置を３次元的に特定し、その形状を正確に把握することは難しい。さらに定点観測では、ガンマ線イメージャと測定対象

の間に遮蔽物が存在する場合、ホットスポットを可視化できずに見落としてしまう可能性がある。このため、複数の視点から作業エリア全域を測定し、ホットスポットを含む放射性物質の分布を３次元的に把握することが望ましい。

このような背景を踏まえて著者らは、ガンマ線イメージャの一種であるコンプトンカメラで取得した放射性物質イメージに、作業環境の３次元モデルデータを統合することにより、放射性物質分布を表示した３次元マップを生成する統合型放射線イメージングシステム iRIS（integrated Radiation Imaging System）を開発した。

図１．統合型放射線イメージングシステム iRIS の概略図。コンプトンカメラと３次元測域センサ（SLAM 機器）およびサーベイメータを組み合わせた。オペレータが携帯もしくはロボットに搭載したシステムを用いて作業現場をスキャンし、ホットスポットや移動ルート上の線量率を可視化した３次元マップ生成のためのデータを取得する（令和３年度 福島研究開発部門 成果報告会資料より転載[6]）。

## 2-2. 統合型放射線イメージングシステム iRIS の開発と実証試験結果

原子炉建屋内を含む 1F 構内に沈着する放射性物質の分布を３次元的に可視化するために、iRIS では放射性物質の分布を２次元的に可視化するコンプトンカメライメージングに、レーザスキャナ（3D-LiDAR）や写真立体復元を基盤とした３次元環境モデリングを統合した。

図１は、1F における実証試験で用いたセットアップおよび測定原理を示した概略図である[6]。コンプトンカメラに、レーザ測域センサを基盤とした SLAM（Simultaneous Localization and Mapping、自己位置推定と環境地図作成を同時実行）デバイス（米国 KAARTA 社、Stencil2）およびその場の空間線量率を測定するサーベイメータ（㈱千代田テクノル、PRD-ERJ）を組み合わせた。このセットアップを携帯した作業者もしくは搭載したロボットが現場を移動しながら全域をスキャンすることにより、放射性物質分布を３次元的に可視化したマップを生成するものである。

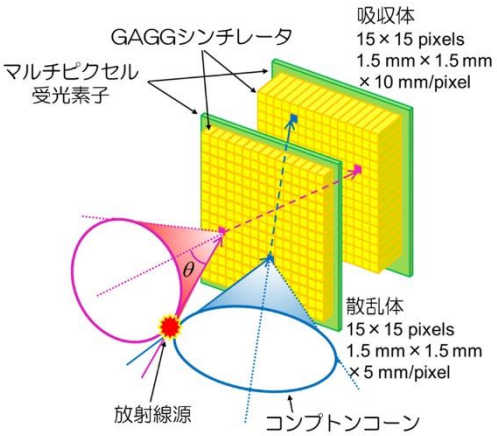



図２．コンプトンカメラの模式図。ガンマ線が散乱体と吸収体の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーからガンマ線の散乱角（θ）を計算する。次に、この角度を元とした仮想的なコーン（コンプトンコーン）をカメラ前方に描画することにより、コーンの交点に放射性物質を見出す。（日本原子力研究開発機構プレス発表資料（令和３年５月 14 日）より転載[9]）。

ここで、作業者が携帯する、もしくはロボットに搭載するという観点から、各種のセンサは小型かつ軽量であることが望ましい。コンプトンカメラについては、浜松ホトニクス㈱と早稲田大学が共同開発した小型軽量コンプトンカメラをベースとして、ガンマ線センサの体積を減らすとともに小型の遮蔽体をセンサ周囲に設けた装置を用いた[7,8]。ガンマ線センサは図２に示すように、1.5 mm 角の 15×15 ピクセルの Ce:GAGG シンチレータとマルチピクセル光子計測デバイス（浜松ホトニクス㈱、MPPC）を組み合わせたものが２層構造（散乱体と吸収体）となっており、放射性セシウムからのガンマ線が散乱体と吸収体の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーからガンマ線の飛来方向を推定するものである［9]。

本システムでは、コンプトンカメラのガンマ線イメージング技術に SLAM 技術を組み合わせることにより、従来の定点観測とは異なり、移動しながら作業エリア全体をスキャンする測定が可能となった。具体的には、図１に示すように、SLAM により移動中の各時刻におけるコンプトンカメラの自己位置および姿勢の情報を逐一記録するとともに、これをコンプトンカメラのガンマ線検出時刻と同期することにより、移動中の各位置において、ガンマ線の飛来方向を推定することが可能となる。さらに、同じく SLAM で取得した作業環境の３次元モデルデータにホットスポットのイメージを投影することにより、その位置や形状を表示した３次元マップを生成するものである。なお、従来の定点観測において作業エリア全体を測定するためには、設置、測定、次の測定点への移動、を繰り返す必要があり、作業効率の低下が懸念された。また、ホットスポットの見落としを防止するためには、複数視点からの測定数を増やす必要があったが、本システムの開発によりこれらの課題を改善することができる。

図３は、1F1/2 号機間の排気筒付近で実施した実証試験の結果である[10]。上段の図は現場の写真であり、中段と下段は排気筒下部のホットスポット（汚染した配管）を赤色で可視化した３次元マップである。この測定において測定者は排気筒下部の高線量率箇所には進入しておらず、排気筒下部と比較して線量率の低い離れた通路を歩きながら、5 分未満の短い測定で取得したデータを用いて、ホットスポット位置を可視化した３次元マップを生成することに成功した[9]。併せて、測定者の移動軌跡上の空間線量率もマップにプロットした。

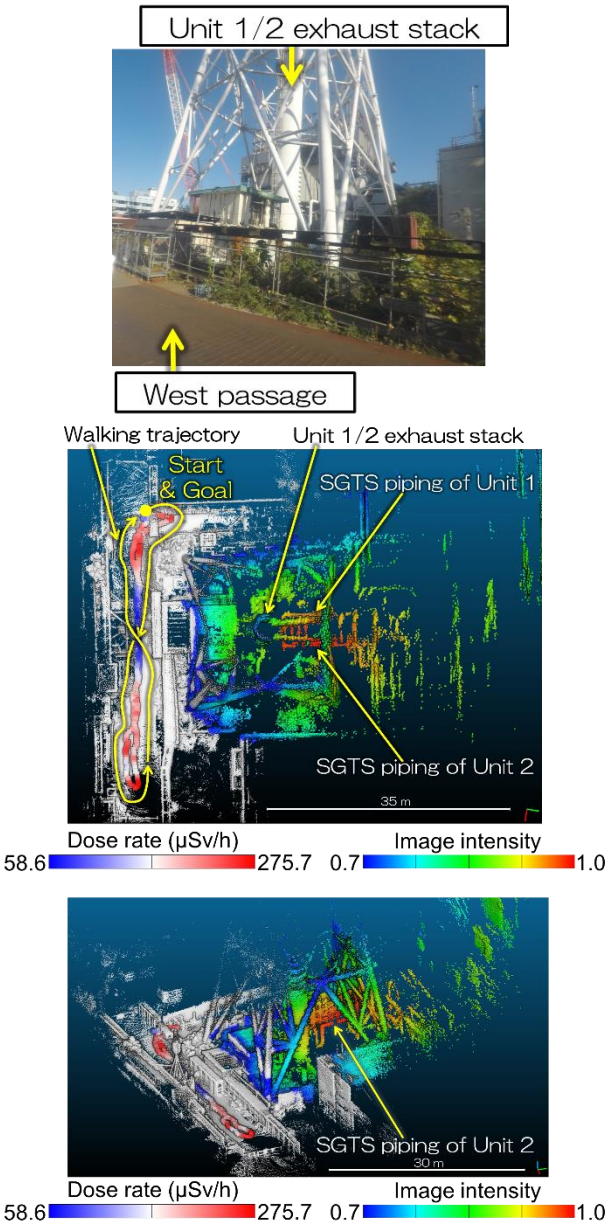



図３． 上段：実証試験を実施した 1F1/2 号機の排気筒付近の様子。中段、下段は空間線量率とホットスポット（赤色）を可視化した３次元マップ。測定者の歩行ルート上の線量率と、コンプトンカメラで可視化したホットスポットをカラー表示した。中段と下段は同じマップについて、視点を変更したものである。（Y. Sato, Y. Terasaka, J Nucl Sci Technol. DOI: 10.1080/00223131.2021.2001391 より転載[10]）。

### 3. 今後の取り組みについて

現在、コンプトンカメラ、SLAM 機器ならびにサーベイメータをロボットに搭載して、原子炉建屋内部のより高線量率環境において、ホットスポットの位置を把握するための取り組みを進めている。また、これまで放射性物質分布の可視化を中心に技術開発を進めてきたが、現在、その放射能を定量的に推定するための技術開発を進めている。例えば上述した 1/2 号機間の排気筒下部のホットスポットについて、定点観測で取得したイメージデータの強度および測定対象地点までの距離から放射能を算出するとともに、他グループの推定結果と矛盾しないことを確認している[2,10]。放射能を定量的に評価することにより、ホットスポットが周辺環境の空間線量率をどの程度上昇させるかを議論するが可能になり、同時にそのホットスポットを除去することにより、周囲の空間線量率がどの程度低下するかを見込むことができるようになる。なお、ガンマ線イメージャで取得したデータを用いて周辺環境の放射能分布ならびに空間線量率を推定する技術として、英国 CREATEC 社の線量測定・解析システムである N-Visage が 1F で利用されており、このような技

術についても注視し、1F 廃炉に貢献しうる役立つ知見・技術を本システムに組み込んでいきたいと考えている[11]。

本システムを通して建屋内に存在する汚染箇所や線量率の分布を直感的に俯瞰できる３次元マップを作業者の皆様に提供するとともに、今後は可視化結果の定量評価手法も推し進めて１F 現場に有益な情報を提供したい。

なお本稿の記述は、著者らのこれまでの報告内容を含むものである[6,9,10,12-14]。

## 4. 謝辞

３次元マップ生成用ソフトウェア COMRIS の開発において、㈱ヴィジブルインフォメーションセンターの根本誠氏、峯本浩二郎氏、黒澤直弘代表取締役にご協力いただいた。併せて、コンプトンカメラの小型・軽量化に際し浜松ホトニクス㈱の中村重幸氏、平柳通人氏、早稲田大学の片岡淳教授ならびに岸本彩氏にご協力いただいた。1F における実証試験では東京電力 HD の佐藤航氏、大浦正利氏にご協力いただいた。最後に、iRIS の共同発案者である福島大学の鳥居建男教授ならびに多くの試験にご同行いただいた原子力機構の寺阪祐太氏に御礼申し上げる。

## 5. 引用文献

[1] Okada K, Tadokoro T, Ueno Y, et al., Development of a gamma camera to image radiation fields. Prog Nucl Sci Tech. 4 (2014) pp. 14-17.

[2] 平山 英夫, 林 克己, 岩永 宏平, その他２名, ピンホール型ガンマカメラによる $^{137}$Cs 放射能の測定. 日本原子力学会和文論文誌. 19 (2020) pp. 152-162.

[3] 原子力規制委員会, 第 11 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, 資料３－１, ２号機オペフロのガンマカメラによる測定結果について, 令和 2 年 3 月 27 日.

[4] Katagiri H, Satoh W, Enomoto R, et al., Development of an all-sky gamma-ray Compton camera based on scintillators for high-dose environments. J Nucl Sci Technol. 55 (2018) pp. 1172-1179.

[5] 原子力規制委員会, 第 90 回特定原子力施設監視・評価検討会, 資料３, ２号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況および今後の計画について［東京電力], 令和 3 年 4 月 19 日.

[6] 佐藤優樹, 共通基盤技術の現場実装に係る研究開発, (国研) 日本原子力研究開発機構 令和 3 年度 福島研究開発部門 成果報告会資料, 令和 3 年 12 月 7 日.

[7] 株式会社千代田テクノル, 放射線可視化カメラ「ガンマ キャッチャー」 https://www.c-technol.co.jp/product/radiationvisualizationcamera/

[8] Kataoka J, Kishimoto A, Nishiyama T, et al., Handy Compton camera using 3D position-sensitive scintillators coupled with large-area monolithic MPPC arrays. Nucl Instrum Methods A. 732 (2013) pp. 403-407.

[9] (国研) 日本原子力研究開発機構, 廃炉現場の汚染分布を３次元マップで“見える化”―見えない汚染を仮想空間で把握し、作業員の被ばくを低減―, 令和 3 年 5 月 14 日プレス発表.

[10] Sato Y, and Terasaka Y, et al., Radiation imaging using an integrated Radiation Imaging System based on a compact Compton camera under unit 1/2 exhaust stack of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. J Nucl Sci Technol. 59 (2022) pp. 677-687.

[11] 石川 晃大, 小林 峰人, 建屋内環境改善工事に向けた N-Visage システムによる線量評価技術の展開. アトックス技報. 10 (2018) pp. 18-21.

[12] 佐藤優樹, 共通基盤技術の現場実装に係る研究開発－放射能汚染を見える化する新システム“iRIS”, 令和 4 年 1 月 21 日, (国研) 日本原子力研究開発機構 令和 3 年度 福島研究開発部門 成果報告会資料, Web にて公開.

[13] 佐藤優樹, 統合型放射線イメージングシステムの開発, 日本工業出版, 検査技術, 2022 年 5 月号.

[14]佐藤優樹，統合型放射線イメージングシステム iRIS を用いた放射能汚染の３次元可視化，日本アイソトープ協会，Isotope News，2022 年 6 月号.

---

*Yuki Sato[1]
[1]JAEA

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

# [1B_PL] How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

Viewpoint from activities inside and outside the AESJ

Chair: Shin-ichi Koyama (JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room B (E1 Bildg.2F No.21)

## [1B_PL01] Current status and concerns of the AESJ regarding information dissemination and social dialogue

*Shinichi Kawamura[1] (1. HGNE)

## [1B_PL02] Findings from YGN (Young Generation Network) activities.

*Kyohei Yoshinaga[1] (1. MRI)

## [1B_PL03] Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*Junko Ayame[1] (1. JAEA)

## [1B_PL04] From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*Sanae Suzuki[1] (1. Sabae cultural promotion organization)

## [1B_PL05] From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding

*Tomoko Tsuchiya[1] (1. TONeRiCo)

## [1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama[1], Shinichi Kawamura[2], Kyohei Yoshinaga[3], Junko Ayame[1], Sanae Suzuki[4], Tomoko Tsuchiya[5] (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

理事会セッション

# 社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?
～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

## （1）情報発信と対話に関する原子力学会の現状と課題

(1) Current Status and Concerns of the AESJ regarding Information Dissemination and Social Dialogue

*川村 慎一 / 日立 GE ニュークリア・エナジー

**1. はじめに**

原子力と放射線の平和利用に関する学術・技術を進歩させるとともに、その成果の発信と対話を通じて社会に貢献することは、日本原子力学会（以下、学会）の目的に沿った重要な活動である。学会ではこれまでも、提言発表、学術刊行物の発行、シンポジウム開催、専門家派遣等を通じてこれに取り組んできた。

**2. ユニバーサルな情報発信とテーラーメイドの発信・対話**

学会による検討成果とそれに基づく提言の発信は、刊行物、メディア発表、講演会等を通じて行われるものが大半である。ユニバーサルな情報提供として、こうした発信は今後も継続されるべきであろう。様々な人がアクセスできる情報を公共の空間に存在させるという目的において、こうした情報発信には意義がある。

ただし、対象を特定しない発信の場合には、情報が役に立っているのかや、どのように使われているのかを知る機会が限られがちで、ともすると一方的なものになる可能性もあることを認識しておく必要がある。また、人々のリスク認識において重視される価値には複数の評価軸があり、ユニバーサルな内容での情報提供がそれにマッチしないことが起こり得ることも、認識する必要がある。

一方、こうしたユニバーサルな発信とは異なる取り組みも、学会内では試みられている。学会による東電福島第一事故の調査報告書は、事故の教訓の一つとして社会との対話の重要性を指摘した。そのこともあり、近年は情報の受け手を意識して必要とされる発信内容を丁寧に作り、発信とともに対話を図る取り組みが増えつつある。その一例として若手の会員によるセミナー等の取り組みがあるが、会員以外の方々も毎回多く集まって活発に議論が行われている。参加者のフィードバックからは、必ずしも研究者目線だけでなく様々な関心に応えられるテーマの設定、自由な意見交換ができる場の設定、双方向性のある意見交換の魅力が、多くの人を惹きつけていると考えられる。

また、新たな形での情報提供も取り組まれている。若手会員が運営している公認ユーチューブチャンネルはその一例である。あえて学会「公式」とはせず、主に若い世代に向けて自由な発想でテーマを設定し、企画・制作が行われている。

学会による情報発信の新たな姿として、以前からのユニバーサルな情報提供に加えて、こうしたテーラーメイドのローカルな取り組みを増やし、原子力と放射線利用を考えるコミュニティを広げていくことが、今後はさらに求められる。その際に重要なことは、対話が成立する条件を意識し、そのうえで対話の場を作る（あるいは既存の場に参加する）こと、その場に集まるべき人の関心に沿った情報を用意すること、複数の価値評価軸を尊重した意見交換することと考える。

**3. 今後の取り組みの方向性について**

学会の限られたリソースで、テーラーメイドの発信と対話を行うことには限度があり、優先事項を明確にして取り組む必要がある。様々なステークホルダがあるなかで、少なくとも次世代を担う学生と若手、ならびに原子力施設の立地地域の方々とのコミュニケーションについては、優先度の高い取り組みが求められると考える。本企画セッションでの議論を踏まえて、新たに強化するコミュニケーションのあり方を具体化させることが重要である。

*Shinichi Kawamura, Hitachi-GE Nuclear Energy

2022年秋の大会

理事会セッション

# 社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

## (2) 若手の活動から見いだせるもの～YGN 活動の経験から

(2) Findings from YGN (Young Generation Network) activities

*吉永 恭平 / 三菱総合研究所

### 1. YGN（若手連絡会）の勉強会とは

YGN とは、原子力に携わる若手世代間の連携を強めることで、若手が本来持つ活力を引き出し、その専門性や能力を高める活動を行う日本原子力学会の連絡会である。原子力全体の活性化を図り、原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決、そのために必要となる新たな若手の育成に貢献することを目的とする。

YGN では 2016 年より、原子力に関する重要なトピックについて若手の研鑽を深める機会として「若手勉強会」を開催している。2021 年度は過去最多 10 回もの若手勉強会を開催し、テーマは原子力に関連させつつ「核融合」や「核燃料サイクル」から「メディア」や「義務教育」など幅広い。新型コロナウイルス感染防止対策のため Zoom にて開催されたが、毎回学会内外（4 割程度は非学会員）から平均して約 80 名の参加者が集まり、盛況な質疑と懇親が行われている。

### 2. 若手勉強会開催における工夫

本稿では、若手勉強会に類するイベント開催において常に重要な切り口と考えらえる①テーマ設定、②参加者募集、③当日の会の活性化、の 3 点に関する若手勉強会が培ってきたノウハウを紹介する。

①若手勉強会のテーマ設定は、企画立案者の興味関心を核として設定される点に特徴がある。企画立案者自らが知りたいことを自らで探究する姿勢が、他の参加者の興味関心に刺さる内容につながっている。また、設定したテーマそのものに興味のフックが多いことも特徴的だ。例えば第 22 回開催の若手勉強会「放射線は義務教育でどのように教えられているか」は、テーマの切り口が「放射線（原子力）x 義務教育」と整理できるが、原子力業界の専門家・研究者として興味を持つ方が多いことはもちろんのこと、一国民としても興味関心のあるテーマである。若手勉強会はこうした原子力の研究目線に寄りすぎない独自の切り口が、多くの人にとって魅力的なテーマ設定につながり、結果として多様な主体から参加者が集まる会となっている。

②参加者募集について、若手勉強会は参加者数の増加を目的とした会ではないが、一つの指標として重視している。若手勉強会では①にて紹介した通りテーマが多岐にわたる特徴があるため、A.学会メーリスおよび非学会員も含まれる B.YGN のメーリスを使った幅広い方々への情報発信に加えて、テーマに興味のありそうな C.各大学や知人へ個別に開催広報を行っている。結果として前述の A～C の 3 大チャネルから、テーマごとに特色のある多様な主体から多数の参加があり、非学会員の参加者も毎回 4 割程度に達している。

③当日の会の活性化は、会そのものの質向上、参加者の満足度向上において重要と考える。YGN のイベントは、「会議で得た情報を参加者は自由に使用してもよいが、発言者及びその他の参加者の身元・所属団体は明かしてはならない」というチャタム・ハウス・ルールを適用して心理的安全性の高い自由な議論の場を担保している。また、Zoom での開催が中心となった現在は、Slido（https://www.slido.com/jp）という双方向性の高いツールを利用しており、講演中に質問を募集し、講演直後に投稿された質問に一問一答形式で回答する時間を設けている。これにより参加者の声が講演者に必ず届き、双方向の意見交換の場を実現している。こうした取り組みが功を奏し、毎回参加者からは高い満足度と次回参加を希望する声を頂いている。

### 3. 勉強会の開催実績から考える社会との“対話”

対話において非常に重要な要素として“対話の場”の設定がある。対話の場は、対話に参加する参加者にとって自由で平等な場であることが双方の参加の条件となる。例えば、双方にとって共通点のあるテーマか、双方に偏りなく情報が事前共有されているか、双方が同じ条件で発言できる場が設計されているか、といった条件が揃っていることが、多様なステークホルダーと対話を始める第一歩であると考える。

---

*Kyohei Yoshinaga, Mitsubishi Research Institute, Inc.

2022年秋の大会

理事会セッション

# 社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?
～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

## (3) 東海村におけるリスクコミュニケーションの経験から

(3) Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*菖蒲 順子　/　原子力機構

### 1. 核燃料サイクル研究所におけるリスクコミュニケーション活動

原子力機構核燃料サイクル工学研究所では、アスファルト固化処理施設火災・爆発事故や JCO 臨界事故等により、失われた信頼を回復するための施策として、地域住民との間で原子力のリスクやその対応策等について情報や意見を交換し、相互理解を深めるシステム“リスクコミュニケーション”（以下、「リスコミ」）が必要であると認識している。2001 年にリスコミ研究班を設置し、国内外における調査や専門家のアドバイスを受けながら地元東海村に合わせた独自のスタイルを構築した。これまでに原子力・放射線に関するリスクメッセージの作成や地域住民との対話活動の実施、対話活動を対応する職員“コミュニケーター”の登録や人材育成等を行ってきた[1,2,3]。さらに、2011 年、福島第一原子力発電所事故に伴い市民の放射線による健康影響への不安が増大したことから、原子力機構では、モニタリングや除染等の事故収束に向けた様々な支援活動を行うと共にリスコミを強化し、福島県民や茨城県民を中心に双方向性を重視した放射線に関する説明会や、内部被ばく検査時のリスコミを実施した。参加者の不安や懸念に寄り添った対応により、放射線に対する不安軽減と冷静な判断への支援を行うことができた[4,5]。

### 2. これまでのリスコミ実践から得たもの

これまで約 20 年にわたるリスコミ実践経験を通じて得られた知見は数多く、本稿では重要なポイントを紹介する。1 つ目は「市民は自分の疑問に答えてもらえなければ満足しない」、2 つ目は「リスクを理解するには、現物主義（現場を見せる、データを見せる、研究者と直接話す）が有効」、3 つ目は「事業者側の主張を一方的に伝えるのではなく、傾聴を優先する」ことである。それには、相手のニーズを知り、相手のニーズによって構成や内容をカスタマイズしていくこと、相手に体験・体感していただくことで理解を深めて頂くことが肝要である。さらにリスコミを行う担当者は、市民と事業者の間を取り持つ大事な存在であることが明らかとなった。そして、「信頼は時間をかけて築くものでありリスコミに即効性はない。あきらめずに、地道に、誠実に、継続していく」ことが重要と考える。

### 3. リスコミ実践から考える市民との対話と情報提供のあり方

市民との対話や市民への情報提供では、様々なコミュニケーション手法を使うと共に、市民と率直な意見のやりとりが行えることが理想である。しかし、発信する情報自体に専門用語が多く分かり難いため理解して頂くことが難しい場合もある。その際は、発信する情報や発信ツールに工夫とバリエーションを加えることで、市民の関心を喚起しアクセスしやすさに努めること、共に考えてもらうための手間と工夫を惜しまないことが必要である。さらに、受け手によって情報のとらえ方“ものさし（許容範囲）”が違うことを認識し、互いの“ものさし”に歩み寄れる姿勢を心がけることが大切である。

### 参考文献

[1]高下他「ﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝ活動報告書（JAEA-Review 2008-048)」
[2]米澤、菖蒲「地域住民とのリスクメッセージの協働作成（JAEA-Review 2010-026)」
[3]菖蒲他「福島原発事故後のﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝの実践,3;コミュニケーターの運用と展開(日本原子力学会 2013 年秋の大会)」
[4]菖蒲他「東京電力福島第一原子力発電所事故後のﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会（JAEA-Review 2015-016)」
[5]米澤他「東京電力福島第一原子力発電所事故後のﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝの実践－内部被ばく検査時のコミュニケーション（JAEA-Review 2015-020)」

*Junko Ayame, Japan Atomic Energy Agency.

2022年秋の大会

理事会セッション

# 社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

## (4) 情報を発信する側・受ける側、両立場の視点から

(4) From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*鈴木 早苗

一般社団法人　さばえ文化振興事業団

**1. 「原発銀座」とも言われる福井県にて、勉強会を立ち上げ**

「原子力について・・」と話し始めるだけで、「あなたは賛成派なの？反対派なの？」とややもすると色分けされてしまう立地県・福井。両論あることは認識しているが、議論が交わる接点はなかなか見当たらない。自分が住んでいる鯖江市において、誰でも参加してもらえる学びの場を創出したいと思った。バックエンドの課題を糸口に、県民に自分ごととして原子力発電に向き合ってもらいたいという一心の想いから、勉強会や見学会を主催するようになった。

**2. 次世代層への広がり**

原子力の賛成派と反対派の「橋渡し」をしたいとの趣旨で高校生がつくり話題となったドキュメンタリー映画「日本一大きいやかんの話」の上映会・意見交換会を開催し、その場に参加したことをきっかけに、福井南高校の探究型授業で原子力や地層処分の問題に取り組むことへ広がった。全校生徒・教職員皆で同じテーブルについて話し合いをおこなうようになって 3 年になる。ある程度先入観を持ってしまっているおとなたちと違って、非常に純粋にそして真摯にこの課題と対峙する生徒さんたちの姿勢に感銘を受ける。同校探究グループでは原子力に関する意識調査を高校生対象に実施して、集計をまとめ、更なる考察を進めている。[1,2,3]

**3. 発信する者として**

世の中は自分と同じ考えを持つ人間ばかりではない、ということを常に心掛けている。多様な意見をお持ちの対象者に自分の話を伝えたいと願う時、なにかしら興味・関心を持てるところから話して、少しずつ心の扉を開いていただけるように、と思って活動している。伝えたいことを、対象者に「わかる」言語で伝えることも大切であり、そのための手間ひまを惜しんではいけない。

**4. 発信を受ける者として**

自分の主義主張と同じような範囲でしか情報を受け取らないのでは、世界は狭くなると思う。様々な情報を先ずはバイアスをかけずに得るように努めている。情報を伝達する際は、発信する側と受け取る側の信頼関係も重要だ。受ける者として、より説得力を持っている情報は、信頼できる人物からの話ではないだろうか。要するにどんなに大きな組織に属していても、または個人や小規模な活動であっても、結局は人と人の繋がりが大切なんだろうと私は感じている。

参考文献　[1]映画「日本一大きいやかんの話」https://www.youtube.com/watch?v=RkXXivJawAQ

[2]原子力学会誌 Vol.62(2020)　巻頭言「ドキュメンタリーによる意識改革」　矢座孟之進

[3]福井南高等学校「意識調査」　https://www.fukuiminami.ed.jp/

*Sanae　Suzuki、Sabae cultural promotion organization

2022年秋の大会

理事会セッション

# 社会と“対話”するために学会が取り組むことは？　～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

## (5) 説明と理解から聞く力と相互理解へ　～本当のリスコミを始めよう！

(5) From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding: Let's start the real risk communication!

*土屋 智子

一般社団法人複合リスク学際研究・協働ネットワーク

**1. 住民とのリスクコミュニケーション活動からの学び**

1999 年に発生した臨界事故を契機に、東海村で住民主体のリスクコミュニケーションを目指して 2021 年 3 月まで活動してきた。活動の中心は、原子力事業所への見学と安全対策に関する提言である。東海村の多様な原子力関連施設および村役場やオフサイトセンターなどにも赴き、住民の疑問や要望を伝えてきた。これらの活動を通じて私自身が学んだことは、住民の意見は原子力の安全に役立つということである。ただし、私自身も含めて、住民が何を望んでいるのかを聞き取る力が求められる。一方で、聞く力、聞き取ろうとする姿勢のある事業者や行政職員は、住民から信頼を得る可能性が高い。事業者や行政との話し合いの場に参加する人々は、自分たちの懸念や要望を“説明”し、“理解”してほしいと考えているからだ。

**2. 「説明」と“対話”やコミュニケーションの違い**

原子力業界にとって切実な信頼回復に聞く力が役にたつのは、聞くことが“対話”やコミュニケーションを成立させる要だからである。コミュニケーションとは、「情報やメッセージの伝達およびその解読の過程の総称であり、送り手の伝える行為やその伝達内容だけではなく、受け手の理解や解釈を含めたプロセス全体」と定義されている。コミュニケーションが成立したとは、送り手と受け手との間で、自分の伝えた意味や意見や立場が伝わったと主観的に認識し、かつ実際に相手にもそう受け止められているという前提を置くことを意味する。この前提のためには、「相手の反応から修正・制御を通じて差を縮小するフィードバック・プロセスが必要」である。「説明」にはフィードバックがほとんどない。「理解」は相手への要求である。他方、修正や制御のフィードバックに不可欠なのが相手を理解しようとする聞く力であり、フィードバックによってのみ、相互理解が可能となる。現在のリスクコミュニケーションは、この極々当たり前のコミュニケーションの成立を目指す考え方である。

**3. 誰と何をどのように“対話”することが必要か**

私がリスクコミュニケーションを学ぶようになったのは、ある電力会社からの「自分たちの主張が社会に受け入れられにくくなってきた理由を解明してほしい」という依頼からだった。木下冨雄京都大学名誉教授が日本にリスクコミュニケーションの考えを紹介されてから、30 年以上、原子力業界は“社会との対話”を目指してきた。そして、何度目かの今回のセッションテーマである。何かに取り組む前に、これまで何を行い、どんな成果と失敗があり、どう改善するのかは分析されているのだろうか。例えば、“社会”という相手は存在しない。誰を対象にするのかは明確になっているのだろうか？　最も対話が不足しているのは、組織内部の人々ではないだろうか？　また、“対話”の目的は何だろうか？　今も昔も学会側の主張や考えを“説明”し、学会側と同じように“理解”する人を増やすことを目指しているのではないだろうか？　これらの疑問に取り組むことが、目先の手法を学ぶより重要ではないだろうか。

---

*Tomoko Tsuchiya

Transdisciplinary and Open Network for Risk Research and Collaboration

(Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room B)

# [1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama[1],  Shinichi Kawamura[2],  Kyohei Yoshinaga[3], Junko Ayame[1], Sanae Suzuki[4], Tomoko Tsuchiya[5]  (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

We will introduce the efforts and challenges for information dissemination and social dialogue from AESJ, and then introduce some cases of dialogues and activities conducted with citizens regarding how to disseminate and interact. And we would like to focus to discuss and think about what the AESJ should act in the future in order to have a “dialogue” with society.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

# [2B_PL] Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

Chair: Shin-etsu Sugawara (Kansai Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room B (E1 Bildg.2F No.21)

## [2B_PL01] Professional Principle and Conscientiousness Principle in AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

## [2B_PL02] Social Responsibility of Nuclear Experts and Particularity of Its Risk

*Kohta Juraku[1] （1. TDU）

## [2B_PL03] The Course of Nuclear Power Plants and Local Community

*Mikio Iwanaga[1] （1. FUT）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

倫理委員会セッション

# 原子力への信頼を，倫理的な行動から考える
Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

## （1）本会倫理規程における専門職原則，誠実性原則

## ～社会からの信頼の観点から～

(1) Professional Principle and Conscientiousness Principle in AESJ Code of Ethics
～From the Perspective of Trust from Society～

*神谷 昌伸[1]
[1]日本原電

### 1. はじめに

原子力の平和利用は，当初から，その潜在的危険性や放射性廃棄物の長期にわたる管理等の本質的な問題から，社会との関係性に課題を有している。

さらに，原子力災害が生じ，その影響が継続しているわが国では，原子力技術に対しても，それに関わる専門家，関連する組織に対しても，社会からの信頼がない状況が長期化し，社会からの負託に十分に応えられていないといってよいだろう。

本稿では，日本原子力学会（以下「本会」）倫理規程[1]のうち，原子力に携わる者・組織と社会との関係性や信頼に関して特に関連する行動の手引等について，2021 年 5 月の倫理規程改定時の背景等を解説しながら，原子力の信頼に関わる倫理的な行動を確認する。

なお，著者は，現在，本会倫理委員会の幹事を務めているが，本稿は，倫理委員会での倫理規程改定に係る検討を踏まえたうえで，著者の責任でまとめたものである。

### 2. 倫理規程と社会との関係性

#### 2-1. 基本認識

本会倫理規程は 2001 年に制定され，その後，時代の変化や原子力を取り巻く状況等を踏まえて，本会倫理委員会の検討に基づき改定を重ね，最新版は 2021 年 5 月に改定されたものである（表 1）。

なお，社会には原子力技術の活用のあり方について様々な意見があり，活用のあり方自体が倫理的な議論の対象になり得るが，本会倫理規程は，本会定款[2]や倫理規程前文等[3]にある原子力技術の平和利用に関する目的に立脚しているものと認識している。

学協会が倫理規程（あるいは倫理綱領など）を有する理由は，専門家集団（専門職，profession）と一般社会との間に一種の「契約」があるという欧米の専門職倫理の歴史に起源があり，本会でも同様の認識の下に倫理規程が制定された。すなわち，専門家は，一般の人にはできない，かつ社会にとって不可欠なサービスを責任を持って行い，その見返りとして，社会は高い地位と自治権をその専門家集団に与える。この相互に利益のある関係を保持するため，専門家集団は倫理規程を制定し，個々の専門家が専門家集団の一員として自らを厳しく律し，これに則って依頼された業務を達成するために最善を尽くし，模範的なサービスの提供を社会に対して宣誓するというものである[4][5]。

倫理規程は行動の規範であり，賛助会員を含む本会の会員は，社会からの負託を受け，社会に大きな影響を与える可能性のある業務に携わる者として，社会の中で，あるいは社会に対して，責任ある振る舞いを示さねばならない。

---

*Masanobu Kamiya[1]
[1]The Japan Atomic Power Co.

表１　本会倫理委員会の活動の主な経緯

| 年 | 原子力学会倫理委員会の活動 | 社会に大きな影響を与えた原子力事故等 |
|---|---|---|
| 1979 | | TMI事故 |
| 1981 | | 原電：敦賀１号機 放射性廃液漏洩 事実隠蔽 |
| 1986 | | チェルノブイリ事故 |
| 1991 | | 関電：美浜２号機 蒸気発生器細管破断 |
| 1995 | | 動燃：もんじゅ二次系Na漏洩およびビデオ隠し |
| 1998 | | 原電工事：使用済み核燃料輸送容器データ改ざん |
| 1999 | | BNFL：MOX燃料製造データ改ざん |
| | 倫理規定制定委員会第1回会合 | 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>（2003,2005,2007,2009の計4回）<br>・委員会による意見等の表明<br>（http://www.aesj.or.jp/ethics/03_/03_051_/） | 東電：自主点検記録改ざん等 |
| 2004 | | 関電：美浜３号機 二次系配管破断事故 |
| 2007 | | 北陸電：志賀制御棒引き抜け事故発覚 |
| | | 東電：中越沖地震による柏崎刈羽変圧器火災 |
| 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 | **金品授受問題への見解の表明** | |
| 2021 | **倫理規程改定（7回目）** | 東電：IDカード不正使用問題、核物質防護機能の一部喪失事案の発覚等 |
| 2022 | **核物質防護事案を踏まえた見解の表明** | |

注）表記はそれぞれ当時のもの

### 2-2. 専門職原則，誠実性原則等における社会との信頼の観点

本会倫理規程の憲章および行動の手引では社会との関係を強く意識して倫理的な行動を規定しており，用語の使用という単純な整理では，「社会」という用語は 22 箇所，「信頼」という用語は 5 箇所で使われている。

これらのうち，主なものとして，「行動の原理」，「誠実性原則」，「専門職原則」を以下で取り上げる。

#### (1) 行動の原理

> 憲章１．行動原理
> 会員は，人類の生存の質の向上および地球環境の保全に貢献することを責務と認識し，行動する。
> 行動の手引１－４　技術者の行動による信頼
> 会員は，技術に対する社会からの信頼は，不適切な行動により瞬時に失われることを認識したうえで，技術を扱う者として，社会の理解を得ることのできる行動を積み重ねていく。

行動の手引１－４は，2021 年 5 月の改定で，金品授受問題[6]および 2017 年秋以降に頻発した素材メーカ等の品質不正問題[7]を踏まえ，より強い訴求と留意すべき具体的行動を明記した。なお，倫理規程の新旧比較（旧倫理規程（2018 年 1 月）と現行倫理規程（2021 年 5 月）の比較）は，本会倫理委員会ホームページを参照されたい[8]。

行動の手引１－４にある「技術を扱う者」とは，技術者のみならず，原子力に携わるあらゆる関係者，組織と捉えたい。「社会の理解を得ることができる行動」とは具体的にどのような行動か。誠実に業務を遂行する中で倫理的な問題（ジレンマ等）に直面することがあるだろう。「社会の理解を得ることができる」倫理的な行動がいかなる行動なのか，倫理規程全体に立ち戻って考えることが重要である。

倫理的な問題に直面した際に，その状況に応じて自身で考え，判断し，行動することになる。倫理規程は，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する。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する。ここに倫理規程の意義・価値がある[9]。

**(2) 誠実性原則**

憲章４．誠実性原則・正直性原則
会員は，法令や社会の規範を遵守し，自らの業務を誠実に遂行してその責務を果たすとともに，**社会からの負託と社会に対する説明責任を強く自覚して，社会の信頼を得るように努める。**
行動の手引４－１　誠実な行動
会員は，誠実に業務を実施する。その際，他の団体または個人に不適切な利益若しくは損害をもたらす恐れのある場合，ないしは社会から疑念を持たれる恐れのある場合は，雇用者あるいは依頼者，状況によっては組織内外の第三者に説明し，誠実な業務が実施できるよう働きかける。もって，**社会に対して説明できない行動はとらない。**
行動の手引４－５　社会からの負託
会員は，原子力技術を扱う組織または個人として，**社会から一種の負託を受けており，特別の責任・倫理観が求められていることを常に念頭に行動する。**
行動の手引４－６　会員の安心への戒めと信頼のための行動
会員は，安全の状態を過信し，自らがそのことで安心してはならない。**公衆の信頼は，原子力技術を扱う者がその危険性を十分に認識し，緊張感を保って行動すること，他の意見・批判をよく聴くこと等，不断の努力によって得られるものと認識する。**

「2-1.基本認識」で述べた社会からの負託に関して，憲章４とこれに関わる行動の手引で明記している。

憲章４および行動の手引４－１は，行動の手引１－４と同様の理由で，社会との関係を強く意識して改定を行った[8]。

行動の手引４－６は，2021 年 5 月の改定で，タイトルに「信頼のための行動」と追記した。同手引の本文は改定していないが，原子力の「危険性を十分に認識し」，また，学会内外も含めた「他の意見・批判をよく聴くこと等」の「不断の努力によって」，「公衆の信頼」を獲得していくことを謳っている。これは，社会に対する基本的で重要な倫理的行動である。

**(3) 専門職原則**

憲章５．専門職原則
会員は，原子力の専門家として誇りを持ち，携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また，**その成果を積極的に社会に発信し，かつ交流して技術の発展に努めるとともに，**人材の育成と活性化に取り組む。
行動の手引５－２　専門能力の維持・向上
会員は，**求められる専門能力や倫理的行動が，時代とともに変化することを自覚し，常に社会の要請に応える能力を備えるよう努める。**
行動の手引５－６　社会への情報発信と対話の実践
会員は，公衆が原子力の安全や技術利用に関する問題について自ら考えて判断できるよう，専門知識を分かりやすい形で提供することに努める。また，**原子力に関わる諸問題について真摯に対話し，社会的課題の解決に寄与することを目指す。**

2021 年 5 月の改定で，あらためて会員は専門職（profession，専門技術者，専門研究者等）として本会に所属し，学会活動を通じてお互いに研鑽して社会に貢献し，その活動を支えるために倫理規程の意義があることを再確認した[8]。

行動の手引５－６は，2021 年 5 月の改定で「また」以下の一文を追加し，技術に基づく製品・サービスや研究成果を社会に提供・還元するだけでなく，専門職として，「真摯に対話」することにより，「社会的課題の解決に寄与することを目指す」ことを倫理的な行動として謳った。このことは，社会との関係を深め，相互に信頼を醸成していく観点から重要な行動であり，また，専門職の行動として重視すべき価値あるものと考えている。

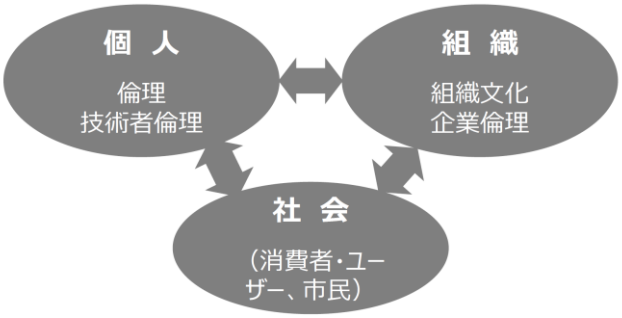



図 1　倫理規程の射程

### 3. まとめ

本会倫理規程は，会員個人の行動のみならず，憲章 7 で「組織文化の醸成」を掲げ，よりよい組織文化を訴求しており[10]，これらが相俟って，社会からの負託に応えていくことを目指しているといえよう。

本会倫理規程の射程を図 1 のように表してみた。倫理規程を参考に倫理的な行動を積み重ねることにより，社会から，原子力に携わる者に対する信頼，原子力に関わる組織に対する信頼の獲得を目指していきたい。

一方，原子力に対する社会の信頼という観点からは，原子力政策（原子力技術の活用，原子力利用に関わる規制，国民や立地地域との対話）に関わる内容，意思決定や制度設計のあり方，見通しなども課題になると考えられるが，本会倫理規程の直接的な射程には入っていないのだろう。

倫理規程に掲げる行動が，社会との関係性，信頼という観点から，重要な架け橋になるものと考えており倫理委員会としては，倫理規程の浸透とともに，倫理に関わる問題の継続的な検討を進めていく。

次回倫理規程改定に向けては，放射性廃棄物の長期的な管理・処分の課題を念頭に，未来社会に対する倫理（世代間倫理）という視点からの行動についても議論していきたい[11]。

### 注釈および参考文献

[1]　日本原子力学会倫理規程（2021 年 5 月 27 日第 8 回理事会承認）http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/

[2]　日本原子力学会定款（平成 30 年 6 月 15 日 第 8 回総会一部改定）＜抜粋＞
第３条　本会は、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を目的とする。

[3]　本会倫理規程（2021 年 5 月 27 日　第 8 回理事会承認）＜抜粋＞
前文　…どのような技術にも必ず正の側面と負の側面が存在している。会員は，自らの携わる技術が，正の側面によってより社会貢献するために，東京電力福島第一原子力発電所事故が長期にわたって環境や社会に負の影響をもたらしていることや，廃棄物，核セキュリティ等の問題があることを絶えず思い起こし，技術だけでは解決できない問題があることも強く認識する。もって常に現状に慢心せず，広く学ぶ姿勢と俯瞰的な視野を持ち，チャレンジ精神と不断の努力をもって，より高い安全性を追求し，豊かで安心できる社会の実現に向けて，積極的に行動する。…
憲章２．公衆優先原則・持続性原則
会員は，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の発展に積極的に取り組む。

[4]　日本原子力学会倫理規定制定委員会，原子力学会倫理規程の制定にあたって，2001 年

[5]　黒田光太郎・戸田山和久・伊勢田哲治，誇り高い技術者になろう[第二版]，名古屋大学出版会，2012 年

[6]　日本原子力学会倫理委員会，関西電力金品授受問題への見解，2020 年 8 月 24 日
http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/iken/iken20200824.pdf

[7]　神谷昌伸, 最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～, 日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01, 2019 年

[8] 倫理規程新旧比較表 http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_241_21/0004.pdf
[9] 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 年
[10] 神谷昌伸，倫理問題についての継続的検討～組織文化の観点，ポジティブ倫理の観点など～，日本原子力学会 2022 年春の年会 1E_PL01, 2022 年
[11] 土田昭司，将来世代に対する倫理，日本原子力学会誌, Vol.64, No.4, 2022 年

2022年秋の大会

倫理委員会セッション

# 原子力への信頼を，倫理的な行動から考える
Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

## （2）社会からの問いかけと原子力専門家の応答責任:

## 原子力のリスクの特殊性をめぐって

(2) Social Responsibility of Nuclear Experts and Particularity of Its Risk

*寿楽 浩太[1]
[1]東京電機大学

### 1. はじめに

社会において原子力のリスクはしばしば特殊なものとして扱われる。2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故後はなおさらだ。なぜか。本稿では社会科学の既往研究に触れ、原子力のリスクの特殊性のいくつかの側面を確認し、社会からの問いかけに対する原子力専門家の応答責任について批判的考察を加える。

### 2. 原子力のリスクの特殊性についての社会科学的な議論のいくつか

原子力のリスクの特殊性をリスク「認知」の観点から見ると、その背景に「未知性」と「恐ろしさ」があるとされたことは社会心理学者 Slovic の古典以来、つとに知られる（Slovic 1986, 1987）。

他方、原子力のリスクは実体的に特殊だとする見解も早くから示された。TMI 事故をきっかけに書かれた組織社会学の碩学 Perrow の「定常事故」（normal accident）論では、原子力のリスクは（地域や国の）社会の存続に致命的な影響を与えうる catastrophic（破局的）なものであることが強調され、同様に高度先端技術と目される航空機の事故リスクなどとは明確に区別して扱われた（Perrow 1984）。

あるいは技術社会学者 Downer は、原子力のリスクはそれを定量的に把握する上でも他の高度先端技術の信頼性とは同列に議論できないことを指摘した。やはり航空機と比較すると、航空機が一般的な意味で標準化されており、かつその数や運転経験が膨大であるのに対し、原子炉の炉型は多様でかつ個々の運転経験は航空機に比べれば決定的に過小であるため、統計的に信頼性を語ることは不可能だという（Downer 2017）。

### 3. 日本の原子力専門家側のこれまでの応答

翻って日本の原子力専門家側は原子力のリスクの特殊性にどのように向き合ってきたのか。

例えば関西電力大飯発電所 3・4 号機の運転差し止めを命じた 2014 年 5 月の福井地裁の判決は、まさに Perrow のいう破局性を大きな根拠にしたものだったが、これに対して本会が直ちに発した声明は、原子力のリスクを他の科学技術のリスクと同列視した上で「ゼロリスク」志向を批判するなど、破局性に対する問いかけを顧みることは全くなかった（日本原子力学会 2014）。

また、原子力規制委員会は安全目標に大規模放出頻度を追加するなど、原子力のリスクの破局性への配慮を一定程度、示しているとも言えるが、他方でその過程で安全目標を媒介項として、原子力のリスクの特殊性について社会との対話をはかることはなかった。安全目標の本義や米国等のリスク・ガバナンスの実践との比較から、この点に関する彼我の差についての批判的な分析もなされている（菅原・稲村 2016、菅原 2018）。

共通するのは、原子力のリスクの特殊性を正視した上で社会に対する応答責任を果たそうとする姿勢の不在である。原子力への信頼の不在を嘆く前に、原子力専門家の側がまず社会を信頼し、原子力のリスクの特殊性を正面から語る真摯な議論の先にこそ、本当の社会的な支持が得られると腹をくくるべきであろう。

---

*Kohta Juraku[1]
[1]Tokyo Denki Univ.

2022年秋の大会

倫理委員会セッション

# 原子力への信頼を，倫理的な行動から考える
Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

## （3）原子力と地方自治体～どこに向かう原子力？！～

(3) The Course of Nuclear Power Plants and Local Community

*岩永 幹夫[1]
[1]福井工大

**1. はじめに**

原子力発電の利用にあたっては，運営している事業者に対する信頼が大きな鍵となっている。さらに，国のエネルギー政策がその柱となっていることを立地自治体は強く求めている。15 基の原子炉が立地している福井県において，原子力の安全と地域行政に携わってきた経験をもとに，地域からの信頼について講演する。

**2. 福井県における原子力の歴史**

福井県と原子力施設との関係は，1960 年代研究用原子炉誘致からスタートし，日本原電(株)の商用 2 号炉として 1962 年 5 月，敦賀半島突端で県開発公社により調査着手された。当時，敦賀側では道路の整備に対する住民の期待が高く順調に進んだが，美浜側用地は交渉が紛糾し関西電力(株)と美浜町長と間で調整が進められた。高浜地区では 1965 年から誘致が進められ，1969 年原子炉設置許可後順調に工事が進められた。大飯地区では 1969 年，町長が建設計画を進めていたが，反対有志の運動により 1971 年 7 月町長が辞職し知事に紛争収拾のあっせんを依頼する事態となった。この紛争で約半年間建設工事が中断した。このように，県内の立地自治体それぞれで，誘致以降様々な経緯をたどってきている。

運転開始以降，浦底湾での Co-60 検出や美浜 1 号機燃料棒折損の事実隠蔽，蒸気発生器の細管漏えいが続くなど，安定運転には程遠いスタートであった。このため，県は 1972 年から原子力職を，1977 年には原子力安全対策課を設置し発電所の安全対策や原子力行政，施設設置者と結んでいる安全協定の運用に努めてきた。

その後も県内の発電所では幾多となく事故や不正問題が発生しており，その度毎に地域との信頼が損なわれる結果を招いてきたが，事業者の改善・改革活動を逐次自治体が指導・監視し，住民に対し積極的に説明していくことで信頼の回復，安心への醸成につなげてきたと考える。

**3. 立地地域の期待**

半農半漁の小さな町に巨大技術を駆使した原子力発電所が立地することは，地域の社会インフラ整備・拡充とともに働く場や収入の糧として立地地域では大いに期待された。しかし，これまでに十分な技術力を持たない地元企業が参入するにはハードルが非常に高く，企業自らの努力とともに事業者や関係企業の大きなサポートなくしては実現し得なかったことも事実であろう。

2011 年の福島第一原発事故以降，再稼働に向け鋭意改造工事等を進める傍らで，30 年にわたる廃止措置が並んで進んでいる。廃止措置は周辺部から炉心部に向け段階ごとに進められることから，より専門的な技術が求められる工事となることから，工事参入に向けた工夫が求められている。

**4. 原子力の行方**

本県には国内初の軽水炉だけでなく，国のプロジェクトとして官民学を挙げて進めてきた新型転換炉と高速増殖炉が立地している。これら国産技術で開発・建設を進めてきた素晴らしさを何とか学生に伝えたいとの思いである。原子力利用は将来にわたって必要な技術であり，継続的な技術継承だけでなく，強い意志を持った技術者が自信をもって進めていくことが国民の信頼確保に繋がるものと考える。

---

*Mikio Iwanaga[1]
[1]FUT

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

# [1D_PL] Current progress of interim storage and recycling for removed soil

Chair: Reiko Fujita (Fukushima Support Project)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room D (E1 Bildg.2F No.23)

## [1D_PL01] Current status of interim storage for removed soil

*Hiroshi Hattori[1] （1. MOE）

## [1D_PL02] Initiatives and future of volume reduction and recycling for removed soil

*Katsutoshi Yoshida[1] （1. MOE）

©Atomic Energy Society of Japan

1D_PL01-02 は同予稿

2022年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

# 除去土壌等の中間貯蔵と再生利用等の進捗状況

Current progress of interim storage and recycling for removed soil

*服部 弘[1], 吉田 勝利[1]
[1]環境省

## 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、福島県内各地で進められた除染作業に伴って、放射性物質を含む土壌や廃棄物等（以下「除去土壌等」とする。）が大量に発生した。この除去土壌等については、福島県内の大熊町及び双葉町に中間貯蔵施設を整備し、貯蔵等を実施しているところであるが、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として法律（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法）に明記されている。本セッションでは、除去土壌等について、県外最終処分までの間、安全に集中的に保管・管理する施設である中間貯蔵施設の整備の進捗状況等のほか、最終処分量を低減するための減容・再生利用等の取組の最新状況について報告する。

## 2. 除去土壌等の中間貯蔵の現状報告

中間貯蔵施設事業では、除去土壌等を福島県内各地の仮置場等から 2015 年 3 月から輸送を開始し、施設にて処理、貯蔵している。2022 年度 3 月末の時点で、福島県内（帰還困難区域を除く。）で保管されていた除去土壌等については概ね輸送が完了しており、搬入された除去土壌等は、分別等の処理ののち、8 工区ある土壌貯蔵施設にて 1000 万$m^3$を超える量を貯蔵している。また、分別処理の過程で発生する廃棄物や大熊・双葉 2 町の除染廃棄物については、仮設焼却施設・仮設灰処理施設において減容化したのち、廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。今後も安全を第一に、地域の理解を得ながら、事業を実施していく。

## 3. 減容・再生利用等の取組と今後について

除去土壌については、技術の進展を踏まえつつ、保管又は処分の際に可能な限り減容化を図るとともに、減容化の結果分離されたもの等、汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する必要がある。

そのため、環境省では、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」を策定し、2016 年 6 月には放射線に関する安全性の確保を大前提に、減容処理等を行った上で除去土壌を再生資材化し、適切な管理の下での利用を実現するための「基本的考え方」を公表した。

「基本的考え方」で示した追加被ばく線量を制限するための管理の妥当性を検証すること等を目的として、現在、福島県飯舘村長泥地区において実証事業を行っている。今後は、実証事業で得られた知見を活用して、放射線に関する安全性の確認や具体的な管理方法の検証を行うとともに、全国民的な理解の醸成に取り組み、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていく。

## 4. まとめ

除去土壌等の再生利用等の推進においては、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広く国民と共有し、さらには実証事業等の結果を地域住民、地元自治体等の関係者と共有するための取組を進めてきた。今後はこれらの取組を通じて、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていくとともに、国民的な理解醸成に向けた活動も継続的に実施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。

*Hiroshi Hattori[1] and Katsutoshi Yoshida[1]
[1]Ministry of the Environment

1D_PL01-02 は同予稿

2022年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

# 除去土壌等の中間貯蔵と再生利用等の進捗状況

Current progress of interim storage and recycling for removed soil

*服部 弘[1], 吉田 勝利[1]
[1]環境省

## 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、福島県内各地で進められた除染作業に伴って、放射性物質を含む土壌や廃棄物等（以下「除去土壌等」とする。）が大量に発生した。この除去土壌等については、福島県内の大熊町及び双葉町に中間貯蔵施設を整備し、貯蔵等を実施しているところであるが、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として法律（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法）に明記されている。本セッションでは、除去土壌等について、県外最終処分までの間、安全に集中的に保管・管理する施設である中間貯蔵施設の整備の進捗状況等のほか、最終処分量を低減するための減容・再生利用等の取組の最新状況について報告する。

## 2. 除去土壌等の中間貯蔵の現状報告

中間貯蔵施設事業では、除去土壌等を福島県内各地の仮置場等から 2015 年 3 月から輸送を開始し、施設にて処理、貯蔵している。2022 年度 3 月末の時点で、福島県内（帰還困難区域を除く。）で保管されていた除去土壌等については概ね輸送が完了しており、搬入された除去土壌等は、分別等の処理ののち、8 工区ある土壌貯蔵施設にて 1000 万$m^3$を超える量を貯蔵している。また、分別処理の過程で発生する廃棄物や大熊・双葉 2 町の除染廃棄物については、仮設焼却施設・仮設灰処理施設において減容化したのち、廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。今後も安全を第一に、地域の理解を得ながら、事業を実施していく。

## 3. 減容・再生利用等の取組と今後について

除去土壌については、技術の進展を踏まえつつ、保管又は処分の際に可能な限り減容化を図るとともに、減容化の結果分離されたもの等、汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する必要がある。

そのため、環境省では、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」を策定し、2016 年 6 月には放射線に関する安全性の確保を大前提に、減容処理等を行った上で除去土壌を再生資材化し、適切な管理の下での利用を実現するための「基本的考え方」を公表した。

「基本的考え方」で示した追加被ばく線量を制限するための管理の妥当性を検証すること等を目的として、現在、福島県飯舘村長泥地区において実証事業を行っている。今後は、実証事業で得られた知見を活用して、放射線に関する安全性の確認や具体的な管理方法の検証を行うとともに、全国民的な理解の醸成に取り組み、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていく。

## 4. まとめ

除去土壌等の再生利用等の推進においては、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広く国民と共有し、さらには実証事業等の結果を地域住民、地元自治体等の関係者と共有するための取組を進めてきた。今後はこれらの取組を通じて、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていくとともに、国民的な理解醸成に向けた活動も継続的に実施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。

*Hiroshi Hattori[1] and Katsutoshi Yoshida[1]
[1]Ministry of the Environment

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Subcommittee [Co-organized by Standards Committee, System Safety Technical Committee]

# [2D_PL] Advanced safety of nuclear fuels and cores

Systematic approach at the fuel and core subcommittee

Chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room D (E1 Bildg.2F No.23)

## [2D_PL01] Address by Standards Committee

*Yoshiyuki Narumiya[1] （1. Standards Committee）

## [2D_PL02] Activity on improved safety of fuel and core

*Hiroaki Abe[1] （1. UTokyo）

## [2D_PL03] Technical report for design safety of fuel and core

*Ryo Fukuda[1] （1. MHI）

## [2D_PL04] Activity on accident tolerance fuels (ATF)

*Shinichiro Yamashita[1] （1. JAEA）

## [2D_PL05] Activity on lead use assemblies (LUA)

*Shoichi Kitajima[1] （1. CRIEPI）

## [2D_PL06] Discussion

*Yoshiyuki Narumiya[1], Hiroaki Abe[2], Ryo Fukuda[3], Shinjiro Yamashita[4], Shoichi Kitajima[5]
（1. Standards Committee, 2. UTokyo, 3. MHI, 4. JAEA, 5. CRIEPI）

©Atomic Energy Society of Japan

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room D)

# [2D_PL01] Address by Standards Committee

*Yoshiyuki Narumiya[1] （1. Standards Committee）

日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会では、炉心燃料の安全高度化に向けた体系的活動をすすめている。今回の核燃料部会企画セッションでは、炉心燃料分科会活動報告として、分科会活動の全体像、炉心燃料の安全設計に関する技術レポート、事故耐性燃料（ATF）の実用化に向けたワーキンググループ活動、商用炉先行照射（LUA）の導入に向けたワーキンググループ活動などについて説明する。最後に、講演者全員と会場参加者で総合討論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

核燃料部会セッション[標準委員会，標準委員会システム安全専門部会共催]

# 炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について —炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores
- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

## （2）炉心燃料の安全確保・向上に向けた体系的な活動

(2) Activity on improved safety of fuel and core

炉心燃料分科会主査　*阿部 弘亨[1]
[1]東京大学

### 1. 標準委員会 システム安全専門部会 炉心燃料分科会の経緯と目的

炉心燃料分科会（以下、委員会。）は、標準委員会システム安全専門部会傘下の組織であり、炉心燃料の安全に係る標準作成を担っている。委員、常時参加者等を含めると、規制当局も含め産官学の幅広いステークホルダーからの燃料及び炉心の専門家約 40 名で構成されている。

委員会は、炉心安全の機能原則「止める、冷やす、閉じ込める」を出発点として、炉心及び燃料が担っている役割を明確にし，安全機能を確実にするための設計及び評価の方法を示し、安全設計に係る実施基準を策定する際の基礎資料を提供し、“炉心及び燃料が安全に設計されている”ことに対する十分な科学的根拠を提供することを目的としている。

### 2. 炉心燃料分科会の燃料安全に向けた取り組み

この目的の下、震災以前は、十分な安全性を確保しつつより高い経済性を達成することを目的とした炉心及び燃料の技術基準の策定を進め、先行少数体照射試験（いわゆる LUA）の基準の作成を目指していた。しかしながら、当時の指針や基準には、「炉心及び燃料が安全であること」に対する科学的な説明性が曖昧であったり、古い基準のためその根拠が良く分からなかったりするものがあった。さらに、ジルカロイのある破損モードに寄与する事象 A と B がある場合、厳しめに影響する事象 A を評価すれば良い、という思想に基づいていた。しかしこれはジルカロイでは成立するかもしれないが、改良材や新材料の適用を考えた場合には事象 A が厳しめに影響するとは限らない。故に、科学的な合理性と説明性を当時の指針及び基準類から導出することには限界があるとの認識に至った。

そこで委員会では、当時の指針や基準から一旦離れ、炉内における燃料の挙動と破損モードの全てをリスト化し、破損のメカニズムと条件、破損限界を一つ一つ整理していくこととした。これまで評価の対象になっていなかったようなモードも含め、漏れ欠けが無いよう全てをリスト化し、個々の破損限界を評価した。福島第一原子力発電所の事故による中断期間があったものの、国内外の規格基準、報告書や論文等を丁寧に精査し、時間をかけて整理し、委員会の構成員の代替わりも含めると 100 名弱の多くの研究者、技術者による議論を重ねた。その結果、2015 年に技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」（2021 年には第一分冊改訂版発行）（以下、技術レポート。）を発行するに至った次第である。

上記の原則に基づいて燃料劣化や破損の情報を網羅的に整理したため、技術レポートの適用先は現行の燃料被覆管材料に限定されない。新材料の適用を考えた際にも、その材料に特有な現象の追加的評価を踏まえれば基本的に同じ基準で安全を考えることができる。策定当初は軽水炉用ジルコニウム系新材料を念頭に置いていたが、非ジルコニウム系新材料にも広く適用可能なものとなっている。

そこで、技術レポートを LUA に適用することを次のステップとした。LUA は新設計、新材料の実機適用を図るために必要な手段であるが、これまで国内での実績はほとんどなく主には海外炉での試験等に

基づいている。しかし、海外炉で大丈夫だから国内炉でも大丈夫という考え方は科学的な説明性には乏しいし、何よりも国産技術を育成するという戦略的視点で非常に弱い。委員会では、より安全な技術を国内で開発するためには、技術開発と実機による確認の両輪が確実に機能することが必須であると考え、現在 LUA の標準を作成中である。さらに、事故後に提案された事故耐性燃料（ATF）の開発においても、技術レポートで確立した安全の考え方を適用可能であることから、委員会では本技術レポートを基礎として、ATF への適用を図ることとした。

特に、ATF は現在、世界中の国やメーカーによる競争が激化している分野でもある。このような分野において原子力安全を確保するためには、学協会により客観的、網羅的かつ科学的な安全評価手法を策定し、さらに国内炉を用いた確認を行い、これに基づいた評価により安全性を確認する手段をとり、高い説明性を担保することを目指している。

## 3. 今回の企画について

炉心燃料分科会の活動はこのように日本の国情に合わせつつ時代の先端を行く燃料安全を模索している。今回の企画では、技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」について報告し、現在検討中の先行少数体照射試験標準、事故耐性燃料に関する技術レポートの考え方を報告する。最新の燃料安全の考え方について学会の皆様と議論させていただきたい。

最後に、炉心燃料分科会では非常に多くの専門家にご参画いただき、ご意見を伺い、検討をお願いし、また執筆をお願いすることにより、質の高いレポートを完成させ、最先端の原子力技術への継続的な貢献を図っています。これは偏に、ボランタリな活動であるにも拘らず労を惜しまず御貢献をいただいた全ての方々の功績です。皆様に本稿をもって改めて感謝申し上げます。また本委員会への新規のご参加も歓迎しております。

参考文献

発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書
第 1 分冊炉心及び燃料の安全設計（改訂版）(AESJ SC TR009 1:2021) ISBN 978 4 89047 440 0
発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書:(AESJ-SC-TR009: 2015)
第 1 分冊炉心及び燃料の安全設計 ISBN 978 4 89047 384 7
第 2 分冊核設計 ISBN 978 4 89047 385 4
第 3 分冊熱水力設計 ISBN 978 4 89047 386 1

* Hiroaki Abe[1]
[1] The University of Tokyo

2022年秋の大会

核燃料部会セッション[標準委員会，標準委員会システム安全専門部会共催]

# 炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について
## —炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores
- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

## （3）炉心燃料の安全設計に関する技術レポート

(3) Technical report for design safety of fuel and core

福田 龍，三菱重工業,

### 1. 炉心燃料の安全設計に関する技術レポートの作成の経緯

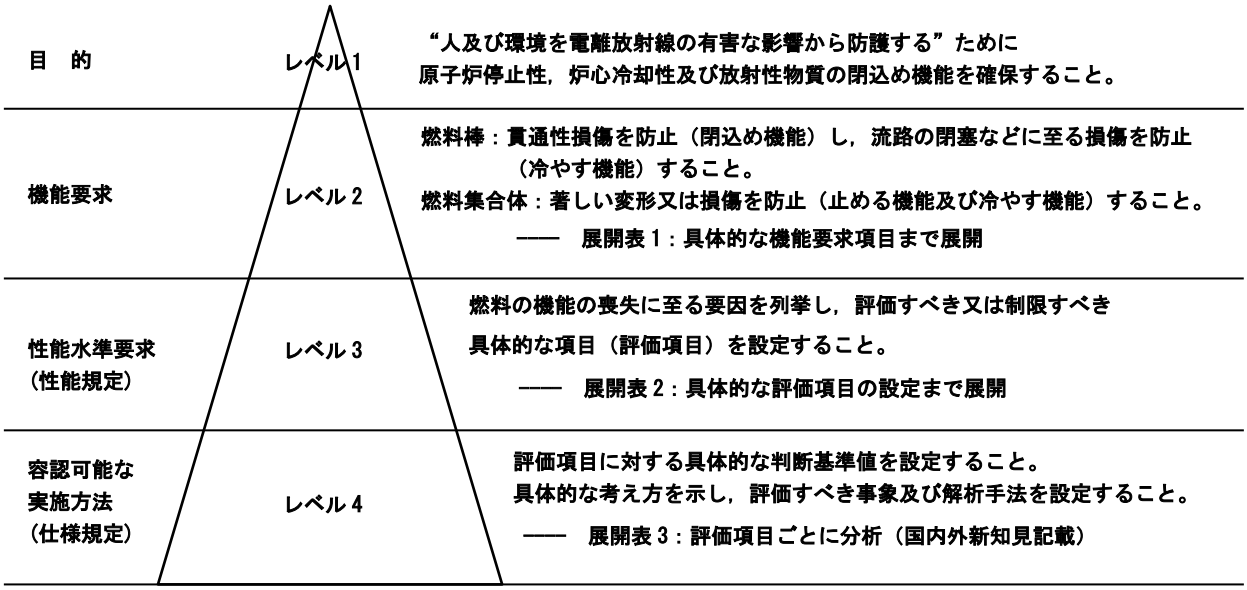
炉心燃料分科会では、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所事故の発生を踏まえ、炉心燃料に係る基本的要求指針、具体的要求指針、手引・技術規定等といった階層構造を技術ベースで体系的に整理する抜本的な安全への取り組みが重要とされた。この体系的な整理を目的として、炉心燃料分科会で 2012 年度頃から検討が継続されており、「発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書（AESJ-SC-TR009-1)」が 2015 年 10 月に、最初の改定版が 2022 年 3 月にが発刊されている。

### 2. 技術レポートの特徴

技術レポートは、主に安全要求の階層的・網羅的な展開、国内外の幅広い知見の収集と分析からなる。

### 2-1. 体系的階層的な安全要求事項の展開

それまでの燃料棒の閉じ込め機能に限定した検討から、機器は燃料集合体、チャンネルボックスまで、機能は止める（制御棒挿入経路確保)、冷やす（冷却流路の確保)、まで対象を広げた包含的な展開を行った。ここで、性能規定までは規制側、仕様規定以降は産業界との既成概念を撤廃して、IAEA の階層的な安全要求を参考に、レベル 1 の安全目的からレベル 4 の仕様規定（容認可能な実施方法）の一部までを可能な限り包含的に展開している。また設置変更許可申請における添付八章の安全設計と添付十章の安全評価との区分にあえてとらわれずに、その主旨から、通常運転時から設計基準事故時までの燃料のおかれた環境を踏まえ、主に米国の Standard Review Plan sec4.2 と IAEA の Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review を参考に、旧原子力安全委員会で策定された安全設計審査指針の中の安全設計審査指針、安全評価指針及び各種の個別の指針等を燃料安全に関連して包含し、より粒のそろった体系的な整理を完遂した。上位から下位の階層への要求展開では、網羅的な検討となるよう展開表 1 から展開表 3 を整備している。




技術レポートにおける　原子炉の安全確保における階層的な要求と燃料へ求められる事項の展開

* Ryo Fukuda,　Mitsubishi Heavy Industries, Ltd,

・展開表１：最も基本的な安全機能要求（止める、冷やす、閉じ込める）を燃料の構造に即してより具体化
・展開表２：具体化した安全機能要求を具体的な評価すべき項目まで展開
・展開表３：評価項目ごとの分析（具体的基準値設定の基本的考え、関連する知見・トピックスの収集など）

**2-2. 国内外の新知見・運転経験等の収集・分析と国内への安全性向上への反映**

展開表 3 にて評価項目ごとに、燃料の安全確保に関する国内外の規制動向、運転経験、技術的な研究成果、民間規格等を調査した結果をもとに、留意すべき知見として記載している。過去に遡って収集した多数の情報を分析し、「燃料棒の多様な閉じ込め機能」「LOCA 後を含む事故時の燃料棒冷却維持」「集合体・チャンネルボックスの安全機能」の 3 分類に統合の下、国内で取り組むべき課題を明確にしている。PWR の例では、LOCA に関連する FFRD、デブリ閉塞や LOCA 後の材料劣化後の燃料耐震性の長期冷却の現象解明と安全余裕の定量化の目処付けが優先度が高く、レポート発刊と共に電共研等で集中的な検討を行ってきている。

**2-3. その他の主要な記載事項**

その他、燃料棒と燃料集合体の安全機能確保を評価する各種のコード、モデル等を燃料設計及び安全解析の現状の概要を主な入出力とともに整理し、評価すべき事象を炉内での核熱及び機械的な環境の変化に伴う物理現象から具体化している。現状の評価手法の全体像の理解の促進と技術・知識の伝承に努めている。

## 3. 技術レポートの第 1 回の改定の骨子

燃料安全の要求事項の展開については、照射燃料の地震時の放射性物質閉じ込め機能の要求を追加している。追加知見関連では、基本的に新規な項目は見いだせなかったが、初刊からの世界的な進捗状況の把握に努めるとともに、今後の解決すべき課題として FFRD の安全余裕の定量化及び燃料被覆管の機械的破損の評価手法の 2 点を抽出し、それぞれ多角的なアプローチによる検討の重要性・有効性を提言している。

また、付録として漏えい燃料の安全性について、特性と安全性評価の着眼点と見通しを体系的にまとめている。この中で、2 次水素化で過度に脆化した漏えい燃料被覆管に大 LOCA 時のような過大な熱衝撃力が作用する場合には、設計、安全評価にとどまらず、最近の運転中の漏えい燃料監視等の民間規格の充実も踏まえ、運転中の漏えい燃料発生の抑制管理も考慮した総合的な安全確保が合理的であることを提言している。

## 4. 技術レポートの今後の改定予定

今後も基本的に 5 年ごとに更新を行っていくが、都度、追加知見の収集と分析に努めるとともに、国内における安全性の向上への取り組みの進捗を示していくことが重要と考えている。これに加えて、これまでの安全要求と関連知見の分析は炉内の DBA に限定していたが、今後は炉心損傷に至る前の BDBA や使用済みピットにおける燃料安全の考え方と要求等を、新知見も盛り込みながら対象に拡げていく予定である。

## 5. 技術レポートの広範な活用への期待

技術レポートは定期的な更新にとどまらず以下の幅広い活用が期待でき、分科会でも実践していく。また技術レポートを、燃料の安全高度化ロードマップと近年目覚ましい充実ぶりの炉心燃料の管理に関する民間規格類と合わせて定期的に見直しを行っていくことで、燃料安全の着実な向上に結び付くものと考えられる。

**・世界的な知見の収集・分析の継続による不断の安全性向上への取り組み**

国内外とのギャップ分析や追加知見の収集によって抽出された個別の課題については、産業界、研究機関及び規制側との共通の認識となることで、解決にむけて合理的な安全性向上への対応を進めていくことが期待できる。また産業界では限られた資金の効果的・重点的な投資対象の共有として活用している。

**・安全性向上等の改良燃料の開発における階層的安全要求の適用・活用**

ATF に代表される新設計燃料の開発において網羅的な安全要求事項と照合させながら性能改良と安全確保を両立させた開発が着実に遂行できる。大きな設計変更では、新設計の特徴に応じた新たに具体的な評価項目がないか確認が必要で本レポートでの安全機能要求レベル（レベ ル２）から性能要求（レベル３）への展開の検討が参考となる。

**・燃料安全に関わる技術の伝承**

体系化された燃料安全要求事項と都度更新される国内外知見の整理は、燃料の安全設計と安全評価に係る関係者において、貴重な技術伝承の礎となるものと考えられる。

2022年秋の大会

核燃料部会セッション[標準委員会，標準委員会システム安全専門部会共催]

# 炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について —炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores
- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

## （4）事故耐性燃料（ATF）の実用化に向けたワーキンググループ活動

(4) Activity on accident tolerance fuels (ATF)

*山下 真一郎[1]，阿部 弘亨[2]，佐藤 大樹[3]，大脇 理夫[4]，坂本 寛[5]，草ヶ谷 和幸[6]，土屋 暁之[7]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学，[3]三菱原子燃料，[4]原子燃料工業，[5]日本核燃料開発，
[6]グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン，[7]日立 GE ニュークリア・エナジー

### 1. ATF 検討ワーキンググループ設立の経緯と目的

2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故での教訓を踏まえて、冷却材喪失等の過酷な条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する事故耐性燃料（ATF）の開発が世界的に進められている。海外では、米国を中心に商用炉を用いた ATF の先行照射試験が開始されている中、国内においても早期実用化を目指して複数の ATF の開発が原子炉・原子燃料メーカを中心に精力的に進められている。そのような状況下において、本ワーキンググループ（WG）は、ATF 導入に関する安全要件について整理することを目的に、国内で ATF 開発に関わりを持つ学識経験者、官民の研究機関、原子炉・原子燃料メーカからの構成員で設立された。ATF 検討 WG の活動は、事前検討が 2017 年 7 月から開始され、安全性確認の考え方の整理に向けて検討を進めている。

### 2. WG の具体的な活動

#### 2-1. 検討の基本方針

燃料の安全性を向上させるためには、新技術や新知見の導入を促す必要がある。一方で、新技術や新知見の導入に際しては、それらの安全性を確認する考え方（燃料安全に係る要件）を整理することが重要となる。ATF に対する燃料安全の考え方を検討し整理する過程においては、軽水炉燃料の安全設計の考え方が体系的に整理されている、日本原子力学会標準委員会の技術レポート（AESJ-SC-TR009-1 : 2021）を土台とすることで、考え方の整理・検討を合理的かつ効率的に進めることとした。

#### 2-2. 具体的な検討内容

先ず初めに、軽水炉燃料に対して想定しうる種々の機械的、化学的作用が網羅的に整理されている上述の技術レポートの表 4.1-1 及び表 4.1-2（燃料の安全機能の評価方法の現状整理）を活用し、これらの表に ATF として国内で開発が進められている、コーティング被覆管、FeCrAl 被覆管、SiC（チャンネルボックス含む）等を当てはめた場合の過不足を検討（新規試験の実施の必要性等も考慮）することから始めた。

次に、技術レポートの表 3.2-2(1)～表 3.2-2(5)（展開表 2）（運転状態と対応付けた機能要求の性能水準要求への展開）について、従来材であるジルコニウム合金被覆管とは異なる ATF（FeCrAl 被覆管、SiC 被覆管）への適用性を検討した。検討の結果、燃料の機能要求のうち、“閉じ込める”については、金属でない SiC 被覆管について追加項目が必要となるが、“冷やす”、“止める”はほぼ一般的な記載になっていることが確認できた。また、ATF 安全設計に必要な評価項目を抜け漏れなく抽出することを目指し、新設計（改良）燃料

*Shinichiro Yamashita[1], Hiroaki Abe[2], Daiki Sato[3], Masao Owaki[4], Kan Sakamoto[5], Kazuyuki Kusagaya[6], Akiyuki Tsuchiya[7]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Uni., [3]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., [4]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [5]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [6]Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd., [7] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

において考慮すべき材料特性や照射挙動について、展開表 2 との繋がりを確認しながら適切な記載内容の追記を進めた。

ATF 開発で先行する米国、国際原子力機関（IAEA）や経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）等からは、ATF 開発に関する様々なレポートが公開されている。本 WG の検討においては、ATF の中でも比較的実用化の時期が近いと期待され、数多くのレポートが公開されているコーティング被覆管を対象に、技術レポートの表 4.2-2（展開表 3）（燃料安全要求事項の仕様規定への展開のための整理）に基づいて事象を特定するための重要事象ランキングテーブル（PIRT：Phenomena Identification and Ranking Table）作成の考え方を整理した。

表 1 に、コーティング被覆管を対象として PIRT を検討した時の、ATF 安全設計の重要度分類表（燃料棒閉込め機能（1）：通常運転時）を一例として示す。考慮すべき事象として、「燃料被覆管外面の Cr コーティングが燃料挙動に影響する可能性」や「燃料被覆管外面の Cr コーティングの欠陥が燃料挙動に影響する可能性」（表 1 中の赤枠箇所）や性能向上要素（赤字箇所）を追記のほか、米国レポートの PIRT 等を参考に知見の追記と差分確認を行った。また、3 段階で評価・分類した重要度について、重要度が高いと判断した評価項目について、図 1 に示すような個票を作成し、知識レベル拡充のための方法（解析、試験、設定条件、方針等）を整理した。

ここで作成した PIRT 及び個票については、①3 段階（H/M/L）で重要度を分類する考え方に不明な点はないか、②知識レベルに関連して考慮すべき知見に漏れはないか、③多角的な視点（学術界、産業界、規制の視点）から新たな考慮事項はないか、④追加すべき評価項目（新たな破損モード）はないか、等の観点で炉心燃料分科会のメンバーによりレビューがなされている。

## 3. まとめ

2017 年 7 月に活動を開始した、ATF 検討 WG では、ATF 開発が先行する米国等の海外知見を取り込みながら、ATF 導入に係る安全要件について検討を進めてきた。検討においては、原子力学会の技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書　第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計」を土台として、ATF 安全設計に必要な評価項目を抜け漏れなく抽出するための考え方、及び ATF 安全設計の評価項目の重要度を分類するための考え方を整理した。ここで整理した考え方は、現在国内で進められている ATF の研究開発にも役立てられるものであり、今後、レポートにまとめる予定としている。また、ATF 検討 WG の活動は、ATF 開発の観点から LUA 検討 WG とも相互に関連しており、今後も引き続き相互の論点を共有して活動内容にフィードバックしていく予定である。

■ 燃料棒　閉込め機能(1)　：通常運転時

| 評価項目 | 具体的な考え方<br>(運転状態ごとの炉内の環境及び燃料挙動を記載した付録Aも参考となる) | 被覆管外面のCrコーティングが燃料挙動に影響する可能性 | 影響レベル　(性能向上：赤字)<br>H:影響が明確<br>M:影響が有意となる可能性あり<br>L:影響なし、または定性的に影響が軽微 | 知識レベル<br>H:評価モデル設定が可能<br>M:影響評価は可能だが、データ拡充が必要<br>L:評価に必要なデータが限定的 | 被覆管外面のCrコーティングの欠陥(製造時及び使用中の割れ、はがれ)が燃料挙動に影響する可能性 | 影響レベル<br>H:影響が明確<br>M:影響が有意となる可能性あり<br>L:影響なし、または定性的に影響が軽微 | 知識レベル<br>H:評価モデル設定が可能<br>M:影響評価は可能だが、データ拡充が必要<br>L:評価に必要なデータが限定的 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 燃料棒内圧 | 被覆管の内圧が上昇し、内外圧力差による通常運転時の外向きのクリープ変形で被覆管が破損しないこと。<br>(被覆管の外向き変形によるペレットと被覆管のギャップの増加によって燃料中心温度が上昇しペレットの溶融を生じないこと。) | Cr被膜のクリープ特性が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、Cr被膜が被覆管のクリープ強度に影響する可能性がある。 | L-M:薄いCr被膜による被覆管全体のクリープ強度への影響は軽微と予想されるが、Zrよりもクリープしにくい Cr 被膜による被覆管全体の外向きのクリープ抑制が期待される。 | L-M:Cr被膜による被覆管のクリープモデル（Cr被膜なし）への影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | Cr被膜が被覆管のクリープを抑制する場合、Cr被膜の欠陥位置でクリープ変形が進む可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥が局所的に発生し、その位置で局所的にクリープが進展する場合、影響が有意となる可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥による局所的なクリープへの影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 |
| 被覆管外面腐食による減肉<br>(通常運転時の酸化膜厚) | 通常運転時において被覆管外面の腐食による被覆管母材部の減肉が進み、貫通性の損傷に至らないこと。 | Cr被膜の耐食性が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、Cr被膜が被覆管外面の耐食性に影響する可能性がある。<br>また、Crが溶出し放射化して被ばく評価に影響する可能性がある。 | H:Cr被膜の従来材（Zr合金）よりも高い耐食性が期待される。<br>M:Crの溶出が有意である場合、被ばくが増加する方向になる可能性がある。 | L-M:Cr被膜による耐食性の向上効果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。<br>L-M:Cr被膜の溶出を定量的に把握するためには、試験データを取得する必要がある。 | Cr被膜の欠陥位置で耐食性が低下し、腐食が局所的に進む可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥位置で局所的に腐食が進展する場合には、被覆管の強度評価に影響する可能性がある。 | L:Cr被膜の欠陥による局所的な耐食性への影響はデータ不足により不明であるため、試験データを取得する必要がある。 |
| 被覆管水素吸収 | 通常運転時の被覆管の水素吸収によって延性が大幅に低下し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に想定される熱応力などの負荷に対して被覆管に貫通性の損傷が生じることがないこと。 | Cr被膜の腐食に伴う水素発生及び水素吸収が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、Cr被膜が被覆管の水素吸収に影響する可能性がある。また、Cr被膜により水素吸収率が変化し、腐食量に基づく水素吸収量の評価に影響する可能性がある。 | H:Cr被膜の従来材（Zr合金）よりも高い耐食性により、水素発生及び吸収の抑制が期待される。 | L-M:Cr被膜による腐食に伴う水素発生及び吸収の抑制効果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | Cr被膜の欠陥位置で耐食性が低下し、局所的に水素吸収が進む可能性がある。<br>また、はがれ位置の被覆管外面温度が低下することにより、局所的に水素が集積する可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥位置で局所的に腐食及び水素吸収が進展する場合には、被覆管の強度評価に影響する可能性がある。 | L:Cr被膜の欠陥による局所的な水素吸収への影響はデータ不足により不明であるため、試験データを取得する必要がある。 |
| 被覆管コラプス | 外圧支配のクリープ変形が進み被覆管がコラプスしないこと。 | Cr被膜のクリープ特性が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、Cr被膜が被覆管のクリープ強度に影響する可能性がある。 | L-M:薄いCr被膜による被覆管全体のクリープ強度への影響は軽微と予想されるが、Zrよりもクリープしにくい Cr が被覆管全体のクリープを抑制する可能性もある。 | L-M:Cr被膜による被覆管のクリープモデル（Cr被膜なし）への影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | Cr被膜が被覆管のクリープを抑制する場合、Cr被膜の欠陥位置で局所的にクリープ変形が進む可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥が局所的に発生し、その位置で局所的にクリープが進展する場合、影響が有意となる可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥による局所的なクリープへの影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 |
| 被覆管フレッティング摩耗減肉 | 被覆管と接触する構成部材(グリッド)とのフレッティング摩耗で貫通性の損傷を生じないこと。<br>・燃料の流動不安定振動が生じないこと。<br>・通常の流動下での燃料棒、燃料集合体のランダムな振動による被覆管のフレッティング摩耗によって、寿命を通じて貫通性の損傷が生じないこと。 | Cr被膜の耐摩耗性が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、被覆管外面の耐摩耗性に影響する可能性がある。 | H:Cr被膜の従来材（Zr合金）よりも高い耐摩耗性が期待される。 | L-M:Cr被膜による耐摩耗性の向上効果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | Cr被膜がはがれた被覆管の基材が直接グリッドの被覆管支持部（スプリング、ディンプル）と触れる場合、Cr被膜による耐摩耗性が失われる可能性がある。<br>また、フレッティングがCr被膜のはがれを助長する可能性がある。 | M:Cr被膜のはがれが十分に大きい場合、フレッティング摩耗が進展する可能性がある。<br>M:フレッティングがCr被膜のはがれを助長する可能性がある。 | L:実際にCr被膜に生じ得るはがれの大きさを定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。<br>L:フレッティングがCr被膜のはがれを助長するかどうかを確認するためには、試験データを取得する必要がある。 |
| | 燃料に混入した異物とのフレッティング摩耗によって、被覆管に貫通性の損傷が生じないこと。 | Cr被膜の耐摩耗性が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、被覆管外面の耐摩耗性に影響する可能性がある。 | H:Cr被膜の従来材（Zr合金）よりも高い耐摩耗性が期待される。 | L-M:Cr被膜による耐摩耗性の向上効果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | Cr被膜がはがれた被覆管の基材が直接グリッドやディンプルと触れる場合、Cr被膜による耐摩耗性が失われる可能性がある。 | M:Cr被膜のはがれが十分に大きい場合、フレッティング摩耗が進展する可能性がある。 | L:実際にCr被膜に生じ得るはがれの大きさを定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 |
| 被覆管の局所水素化による貫通性損傷<br>(製造要因による内外面水素化) | 被覆管の内面又は外面から水素化物の析出と進展が生じ、それによって貫通性の損傷が生じないこと。 | Cr被膜の局所的な水素吸収の要因が従来の被覆管材料（Zr合金）と異なることにより、被覆管の局所的な水素吸収について新たな要因が挙げられる可能性がある。（なお、被覆管内面については Cr 被膜がないため影響はないと考えられる。） | L:Cr被膜には、Zr合金へのNi付着による局所水素化のような懸念（知見）は見当たらない。 | - | Cr被膜の欠陥位置で耐食性が低下し、局所的に水素吸収が進む可能性がある。<br>また、はがれ位置の被覆管外面温度が低下することにより、局所的に水素が集積する可能性がある。 | M:Cr被膜の欠陥位置で局所的な水素吸収及び水素集積が進展する場合には、被覆管の強度評価に影響する可能性がある。 | L:Cr被膜の欠陥による局所的な水素吸収及び水素集積への影響はデータ不足により不明であるため、試験データを取得する必要がある。 |

表 1 技術レポート展開表 3*に基づく ATF 安全設計の重要度分類表（コーティング被覆管の PIRT 検討例）

*日本原子力学会標準委員会技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書　第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計」(2015 年)（一部転載の上、加筆）

赤字：性能向上、下線：変更部分

PIRT 個票（No. PWR-コーティング被覆管-005）

| | | |
|---|---|---|
| 記入日：2020/12/10 | | |
| 運転状態：通常運転時（閉じ込め機能） | | |
| 損傷モード：化学的損傷 | | |
| 損傷位置：被覆管全体 | | |
| 評価項目：被覆管水素吸収 | | |
| 評価の考え方：<br>通常運転時の被覆管の水素吸収によって延性が大幅に低下し，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に想定される熱応力などの負荷に対して被覆管に貫通性の損傷が生じることがないこと。 | | |
| 設計変更の燃料挙動に対する影響とその確認方法 | | |
| 燃料挙動に影響する可能性 | Cr 被膜の腐食に伴う水素発生及び水素吸収が従来の被覆管材料（Zr 合金）と異なることにより、Cr 被膜が被覆管の水素吸収に影響する可能性がある。<br>また、Cr 被膜により水素吸収率が変化し、腐食量に基づく水素吸収量の評価に影響する可能性がある。 | |
| 影響レベル*1 | H：Cr 被膜の従来材（Zr 合金）よりも高い耐食性により、水素発生及び吸収の抑制が期待される | |
| 知識レベル*2 | L-M：Cr 被膜による腐食に伴う水素発生及び吸収の抑制効果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | |
| 確認方法 | 解析 | ・燃料棒ふるまい解析コード(FINE) |
| | 試験 | ・オートクレーブ試験（未照射材）<br>・照射試験（試験炉照射、LTR） |
| | 条件 | ・通常運転時条件（被覆管外面温度、試験時間） |
| | 方針 | 従来材の試験結果（水素吸収量/率、機械特性）と比較し、水素吸収率が従来材と同等かそれ以下であること、水素吸収量が従来材よりも低いことを確認する。 |
| 引用・参考 | （なし） | |
| 関連 No. | 004 | |

*1 影響レベルの定義：
H：影響が明確
M：影響が有意となる可能性あり
L：影響なし、または定性的に影響が軽微

*2 知識レベルの定義：
H：評価モデル設定が可能
M：影響評価は可能だが、データ拡充が必要
L：評価に必要なデータが限定

赤字：性能向上、下線：変更部分

PIRT 個票（No. PWR-コーティング被覆管-012）

| | | |
|---|---|---|
| 記入日：2020/12/15 | | |
| 運転状態：事故時(冷やす機能) | | |
| 損傷モード：熱的損傷 | | |
| 損傷位置：被覆管外面 | | |
| 評価項目：被覆管最高温度(PCT)、被覆管高温酸化量(ECR) | | |
| 評価の考え方：<br>LOCA 発生時に炉心の露出に伴い高温蒸気による酸化反応が進み，脆化した被覆管が，ECCS の注入による再冠水時の急冷時に生じる熱衝撃(引張)荷重に対して破断しないこと。 | | |
| 設計変更の燃料挙動に対する影響とその確認方法 | | |
| 燃料挙動に影響する可能性 | Cr 被膜の高温蒸気による酸化反応が従来の被覆管材料（Zr 合金）と異なること、及び Cr-Zr 中間相の形成により、Cr 被膜が被覆管の脆化度合いに影響する可能性がある。また、Cr 被膜とグリッド材料との化学的相互作用により、急冷時に被覆管に生じる引張荷重に影響する可能性がある。 | |
| 影響レベル*1 | H：Cr 被膜により高温蒸気に対する耐酸化性の向上、及び被覆管全体の脆化の抑制が期待される。<br>M：Cr-Zr 界面での中間相の形成により、被覆管が脆化する可能性がある。<br>M：Cr 被膜とグリッド材料との化学的相互作用により急冷時の引張荷重が増加する可能性がある。 | |
| 知識レベル*2 | L-M：Cr 被膜によるの耐酸化性の向上効果、及び被覆管全体の脆化の抑制効果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。<br>L-M：Cr-Zr 界面での中間相形成の有無、及びこれによる被覆管の脆化への影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。<br>L-M：Cr 被膜とグリッド材料との化学的相互作用の有無、及びこれによる引張荷重への影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 | |
| 確認方法 | 解析 | ・PCT/ECR 評価 |
| | 試験 | ・LOCA 模擬試験（未照射材、試験炉/LTR 照射材） |
| | 条件 | ・LOCA 模擬条件（PCT、保持時間、昇温速度、内圧、軸拘束力） |
| | 方針 | 従来材の破損（折損）しきい値と比較し、従来材と同等かそれ以上であることを確認する。 |
| 引用・参考 | （なし） | |
| 関連 No. | 014 | |

*1 影響レベルの定義：
H：影響が明確
M：影響が有意となる可能性あり
L：影響なし、または定性的に影響が軽微

*2 知識レベルの定義：
H：評価モデル設定が可能
M：影響評価は可能だが、データ拡充が必要
L：評価に必要なデータが限定

図 1 PIRT により重要度高に分類した評価項目の個票（コーティング被覆管の個票検討例）

2022年秋の大会

核燃料部会セッション[標準委員会，標準委員会システム安全専門部会共催]

# 炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について —炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores
- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

## （5）商用炉先行照射（LUA）の導入に向けたワーキンググループ活動

(5) Activity on lead use assemblies (LUA)

*北島 庄一[1]，阿部 弘亨[2]，山内 景介[3]，原田 健一[4]，尾家 隆司[5]，福田 龍[6]，
村上 望[7]，佐藤 大樹[8]，久保 雄一郎[9]，金子 浩久[10]
[1]電力中央研究所，[2]東京大学，[3]東京電力 HD，[4]中部電力，[5]関西電力，[6]三菱重工業，
[7]三菱重工業，[8]三菱原子燃料，[9]原子燃料工業，[10]グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

### 1. 商用炉先行照射に関する標準/指針作成の経緯

炉心燃料分科会では商用炉先行照射の導入に係る標準の作成を進めていたが、炉心燃料に対する基本的要求指針、具体的要求指針等の階層構造を技術ベースで体系的に整理することが先決であると判断して、標準の作成を中断していた。この体系的な整理については、「発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書（AESJ-SC-TR009-1:2021）」に最新の検討結果がまとめられた。

福島第一原子力発電所事故以降、国内の新燃料設計の導入は進んでおらず、世界標準からの遅れを早急に取り戻すことが望まれている。一方、世界中で事故耐性燃料（ATF）の開発が積極的に進められており、近い将来、これらを国内の原子力発電所に導入することも視野に入れる必要がある。このような状況で、幅広い開発レベルの新設計燃料を対象とした商用炉先行照射の活用方策を検討することが望まれている。

また、国内外の試験炉の廃炉が相次いでおり、これまで海外商用炉で実施してきた先行照射も将来的な利用については不透明な部分があり、国内の商用炉先行照射の役割を広げることも考えなければならない。

### 2. 商用炉先行照射に関する標準/指針の骨子

炉心燃料分科会ではワーキンググループ活動を通じ、商用炉先行照射を有効に活用する実施手順を検討し、課題について議論を重ねてきた。標準/指針の完成には至ってないが、現状の検討結果の概要を以下に示す。

#### 2-1. 商用炉先行照射の位置づけ

国内の原子力発電所に新技術を導入して発電所を運転するにあたっては、事前に想定されるリスクを排除することが必要であり、新技術の工学的安全性を確認した後に導入することが重要である。これまでの新設計燃料の導入では、本格的な導入の前に国内の商用炉先行照射（LTR/LUA）を経た事例があるが、LTR/LUA を実施する判断基準や実施プロセスが明確ではないため、基準適合性を示すために本格導入と同様の許認可取得を行った。将来の LTR/LUA 審査に備えて、具体的にどこまでのデータ取得が必要であり、安全設計及び安全評価が必要となるのかを明確にすることが、新設計燃料の速やかな導入による継続的な安全性向上を促進するために必要であると考えている。新設計燃料には、構成部材の材料や構造を一部変更する軽微変更から、機能要求を見直すような大幅変更まで存在する。新設計の内容とその技術的達成度合い、さらには LTR/LUA のリスクの程度によって、LTR/LUA を実施する判断基準や導入プロセスは異なるものとして、技

*Shoichi Kitajima[1], Hiroaki Abe[2], Keisuke Yamauchi[3], Kenichi Harada[4], Takashi Oka[5], Ryo Fukuda[6], Daiki Sato[7], Nozomu Murakami[8], Yuichiro Kubo[9], Hirohisa Kaneko[10]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tokyo Uni., [3]Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated, [4]Chubu Electric Power Co., Inc., [5]Kansai Electric Power Co., Inc., [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, [7]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, [8]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., [9]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [10]Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd

術的な考え方を定めることが望ましいと考えている。

**2-2. 商用炉先行照射で取得するデータ**

新設計燃料の安全性や信頼性を確認するため、一般的に商用炉での使用に先立ち、未照射材による試験や試験炉等での試験が行われる。これらの試験では、商用炉における使用環境（温度、圧力、出力等の照射条件及び構造体系）と完全に一致させることは難しい。このため、原子力発電所の安全性を損なわない範囲で、商用炉環境での照射実績を積み重ねることにより、新設計燃料の安全性・信頼性をより確かなものとする。

商用炉環境での照射により取得することが有効なデータを以下に例示する。

燃料ペレット：結晶構造変化、FP 分布状態、寸法変化、被覆管癒着等の熱・化学的相互作用
被覆管　　：表面腐食、水素吸収の化学的作用、寸法変化、照射後の機械特性
燃料棒　　：FP ガス放出に伴う燃料棒内圧変化、ペレットと被覆管の機械的相互作用による外径変化
燃料集合体　：燃焼集合体の伸び・曲がり・寸法変化、ばね要素等の照射による応力緩和

**2-3. 商用炉先行照射の安全性確認**

商用炉先行照射に先立ち、LTR/LUA の炉内使用条件（炉内装荷体数、装荷位置、装荷期間等）に基づいた安全評価を実施し、確認すべき全ての評価項目に対する判断基準を満足することが必要である。安全評価に当たっては、既認可燃料の仕様から変更のない設計項目に対する合理的な評価、LTR/LUA の仕様、炉内使用条件、照射計画等を踏まえた上での既存データに基づく合理的な範囲における外挿のような実証データに頼らない設計評価等も行うことができる。安全評価における一般的な評価項目は前述の技術レポート記載の展開表 2 に基づいて決定し、LTR/LUA で新たに採用する設計改良内容ごとの着目すべき個別の評価項目の特定に際しては重要度ランクテーブル（PIRT）などを活用できるが、さらに、LTR/LUA において抜本的材料変更等を行う場合には原子力安全を達成するための機能要求（レベル 2）に立ち返った上での評価項目の特定が必要となる。

商用炉先行照射中は、基本的な安全機能維持を確認することが重要となる。運転中の冷却水中放射性物質濃度監視による閉じ込め機能維持の確認、定期検査中の制御棒挿入時間の測定による停止機能維持の確認、運転中の炉心出口冷却材温度分布の測定による冷却形状維持機能の確認等が事例として挙げられる。

**2-4. 商用炉先行照射の継続/中止の判断**

商用炉先行照射中又は照射後に、基本的安全機能の維持に係る異常、燃料集合体/燃料棒の特異な寸法変化、燃料集合体/燃料棒の外観異常の発生等を検知し、安全への影響を鑑み、次サイクル以降の継続照射を判断する。基本的安全機能に異常が生じた場合は、当該燃料は次サイクル以降の継続照射を中断し、原因究明と対策を検討する。一方、その他の先行照射燃料については、安全が確保できると判断される場合は継続照射の選択肢も検討する。定期検査中に寸法変化に異常が確認された場合は、前サイクルからの変動等を考慮して次サイクル末までの予測評価を行い、次サイクル末で予測値が制限値を下回ることなどが十分な信頼性をもって評価されれば、次サイクル以降の継続照射の選択肢もあり得る。

**2-5. 許認可対応**

商用炉先行照射の許認可手続きは、現行の法体系に基づく許認可取得を基本と考えるが、過度の許認可の負担は速やかな新設計燃料の導入を妨げ、結果的に継続的な安全性向上を疎かにする事になりかねない。トピカルレポート（TR）、型式証明（DC）等の制度を十分に活用するなどして、許認可の負担を合理的に軽減することが肝心である。将来的には、米国のような取替炉心ごとの安全性確認及び運転中の安全確認にシフトすることが現実的かつ合理的であるが、法律の一部改訂が必要になると考えられる。

また、これまでは炉心運用高度化の時期に合わせて新設計燃料を開発し、総合的な設置変更許可を取得するのが一般的であった。これからは、炉心運用高度化と切り離した時期に高い安全性を有した新設計燃料を導入することなども選択肢の一つとして考えられ、より一層の許認可の合理化が望まれる。

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room D)

# [2D_PL06] Discussion

*Yoshiyuki Narumiya[1], Hiroaki Abe[2], Ryo Fukuda[3], Shinjiro Yamashita[4], Shoichi Kitajima[5] （1. Standards Committee, 2. UTokyo, 3. MHI, 4. JAEA, 5. CRIEPI）

日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会では、炉心燃料の安全高度化に向けた体系的活動をすすめている。今回の核燃料部会企画セッションでは、炉心燃料分科会活動報告として、分科会活動の全体像、炉心燃料の安全設計に関する技術レポート、事故耐性燃料（ATF）の実用化に向けたワーキンググループ活動、商用炉先行照射（LUA）の導入に向けたワーキンググループ活動などについて説明する。最後に、講演者全員と会場参加者で総合討論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3D_PL] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room D (E1 Bildg.2F No.23)

## [3D_PL01] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

*Vincent Bessiron[1] （1. Framatome Japan）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

海外情報連絡会セッション

# New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

*Vincent BESSIRON[1], Vincent DUFOUR[2], Jean-Pierre GROS[3]
[1]Framatome Japan KK, [2]EDF, [3]Orano Japan KK

## 1. Summary of the presentation

The nuclear energy is a major pillar of France's roadmap to reach the target of -40% of greenhouse emission between 1990 and 2030 and carbon neutrality in 2050. The paper aims at presenting the current situation and the perspectives of nuclear energy in France. It is structured in 5 parts:

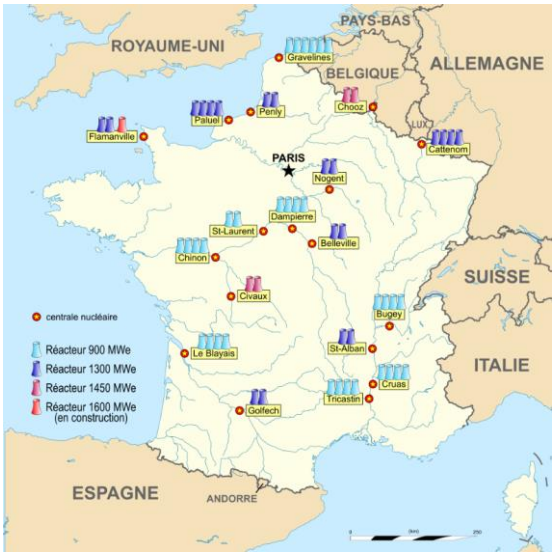
- The first part presents the current situation on the fleet with 56 operating reactors; a presentation of the main actors is given.
- The second part describes the new nuclear program of EPR2s that has been announced by the government.
- The third part deals with axes of innovation with the SMR Nuward, other advanced reactors, Accident Tolerant Fuel, medical radioisotopes etc.
- The fourth part shows how the closed cycle and D&D put the nuclear energy at the forefront of the circular economy in France.
- Finally, the fifth part emphasizes on the renewal of competences.

The conclusion is that the French nuclear industry is mobilized and ready to deploy and achieve the new nuclear program that will be at the core of the decarbonation roadmap for the country.

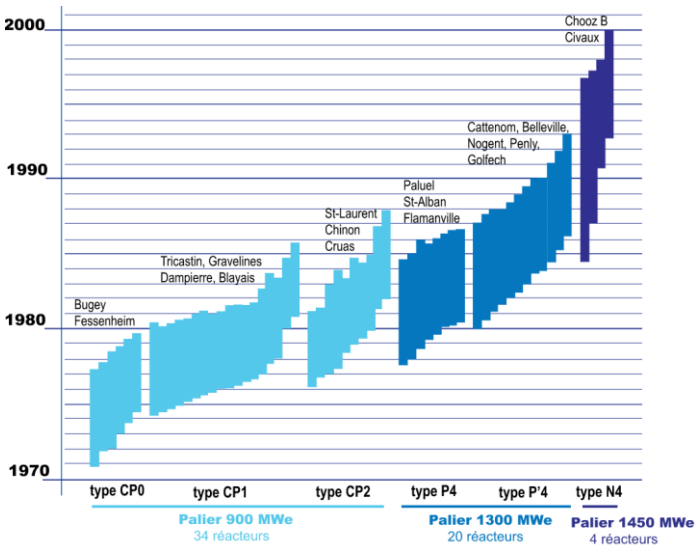
## 2. Current situation the nuclear fleet

France has a fleet of 56 operating PWRs on 18 sites which represents a total installed capacity of 61.4 GWe. The reactors have started operation between 1979 and 2000 with three main reactor types: 900 MWe, 1300 MWe and 1450 MWe. In addition the Flamanville-3 EPR (1650 MWe) is in pre-operation stage.

These reactors provide about 70% of the electricity in France (close to 350 TWh) and the remaining production is ensured mostly by hydropower (20%) and renewables. Thanks to this electricity mix, the electricity in France is largely decarbonized (~ 90%) and the average CO2 intensity is particularly low, around 50 g CO2/kWh.

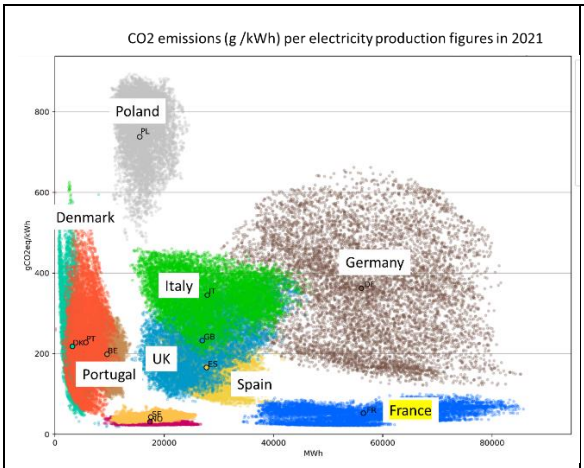



Map of the operating / pre-operating reactors in France

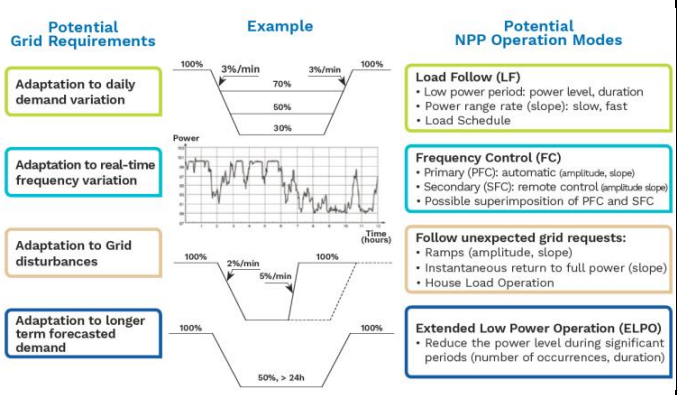



Timeline of the deployment of the French fleet

The challenges associated with the current fleet are the life time extension beyond 40 years and the safety upgrades to account for the lessons learned of the Fukushima accident. In addition to the continuous efforts for the highest level of safety, the whole nuclear industry strives to increase the economics of the fleet with optimized outages, efficient operation and globally optimized costs along the whole fuel cycle. The operating mode of the French reactors in based on the possibility to modulate the power: this is a necessary condition for the coexistence of the nuclear and intermittent renewables.



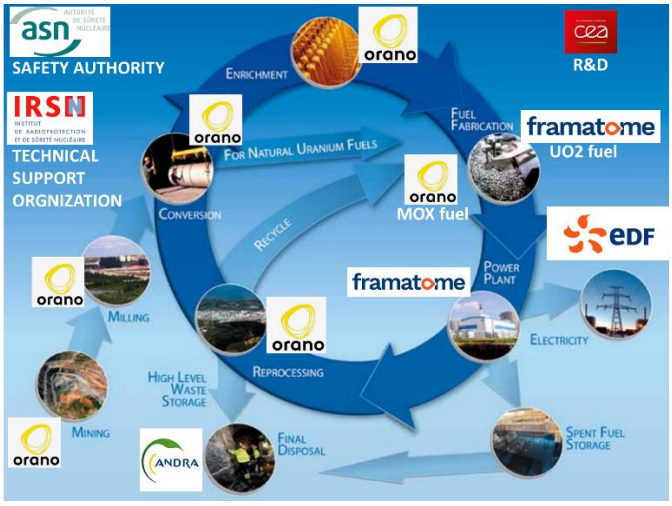

CO2 emissions per kWh in Europe




Example of flexible operations modes

The main French actors are:

EDF (operator), Framatome (designer and manufacturer of the Nuclear Steam Supply System and UO2 fuel), Orano (mining, conversion, enrichment, reprocessing, MOX fuel manufacturing), ASN (Safety authority), IRSN (Technical Support Organization of the ASN), CEA (Research and Development) and ANDRA (waste management).




Main French actors in the nuclear industry

3000 companies
Average of 20% of activity for nuclear
85% of Very Small, Small and Medium Enterprises
220 000 employees
3rd industrial sector in France

Main figures of the nuclear industry in France

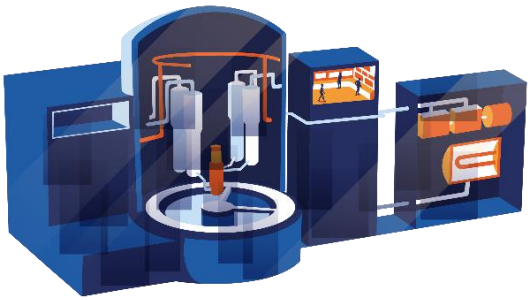
**3. A new program of 6 EPR2s (+8 option) announced by the government**

The reference forecast of electricity demand in 2050 considers an increase of 35% compared to the current period. The French government analyzed several scenarios at this horizon, from 100% renewables to 50% of nuclear. The most optimized scenario, on both CO2 reduction and economics aspects, appeared to continue the massive deployment of renewables and to simultaneously launch a new nuclear program with 6 EPR2s plus 8 in option.

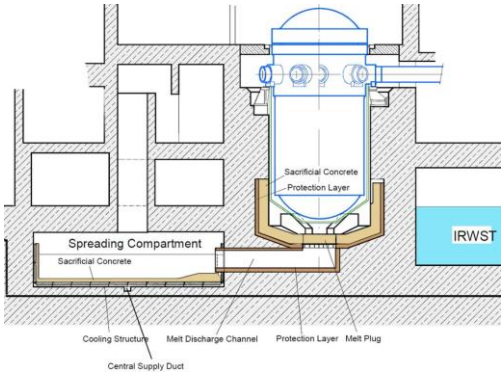
The EPR2 is an optimized version of the EPR which maintains the EPR safety standards among the highest in the world while significantly simplifying its construction.

The government also decided that no operating reactor be decommissioned if it still has the capacity to produce electricity

efficiently, as long as the highest standards of safety are ensured.



EPR2 global layout




Core catcher of Framatome's EPR

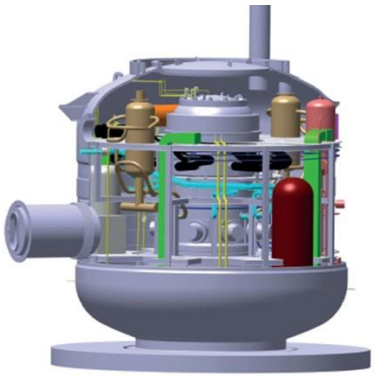
**4. Innovation with SMRs, advanced reactors, fuel and medical radioisotopes**

A consortium gathering EDF, CEA, Technicatome, Naval group and Framatome is developing the Nuward SMR with two twin units of 170 MWe in a single nuclear building. The objective is to build a first twin unit in France and then to export Nuward to replace 300-400 MWe coal plants, to provide energy for remote areas or intensive industrial sites and to supply networks that cannot be connected to high or medium sized reactors. The French government is supporting this project through the "France 2030" program.

In addition, the French nuclear industry develops advanced reactors such as Fast Breeder Reactors, High Temperature Gas Reactors, Molten Salt Reactors etc.

Innovation also concerns nuclear fuel with Framatome's PROtect Accident Tolerant Fuel (ATF) which is now in the latest stage of qualification.

Innovation in the use of nuclear energy for healthcare is developing significantly. These activities for the medical sector provide new and positive look from the public towards nuclear energy.



Nuward SMR

150 MWe Fast Breeder Reactor design

Cr coating on claddings for Accident Tolerant Fuel (PROtect).

framatome Healthcare　oranomed

Innovation for the production of medical radioisotopes

**5. Closed cycle and dismantling: nuclear energy at the forefront of the circular economy**

France has set up a closed fuel cycle policy with recycling the plutonium in the form of MOX fuel in the current PWRs. The plutonium will also be burnt in Fast Breeder Reactors in the future. France is about to resume the use of reprocessed uranium fuel in several reactors.

The vitrified waste conditioning allows to considerably reduce the volume of waste (factor 5).

The CIGEO project for geological repository is advancing as planned with a recent declaration of Public Utility.

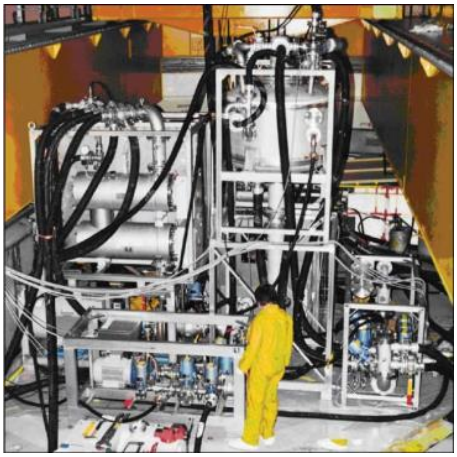
As regards the Decommissioning and Dismantling of reactors, the projects are on-going for first generation Graphite Gas reactors and for the oldest PWR units (Chooz A, Fessenheim). Key factors for the success of D&D projects are the careful identification of generated waste, the decontamination of circuits and specific attention to the overall planning of the D&D steps.

The D&D of the Superphenix Fast Breeder Reactor has considerably progressed as the vessel is now filled with water (all the sodium has been drained and treated).

France has capacities to manage large contaminated components to liberate the material below activity thresholds: this allows to reduce the waste of about 80% (EDF Cyclife).

Manufacturing of MOX fuel (Orano)

Cut of a vitrified waste canister (Orano)



Framatome's Full System Decontamination to be applied for the D&D of Fessenheim NPP

Management of contaminated large components (EDF Cyclife)

**6. Renewing the competencies**

The difficulties encountered in recent nuclear projects after several years without new constructions have highlighted the need to rebuild strong competencies in the nuclear industry, to strengthen the supply chain while better including it in the nuclear projects and to further standardize the processes and the equipment. The EDF Group has set up the Excell plan that addresses these items to ensure the success of the new EPR2 program. The government is supporting the consolidation of competencies through the program "France Relance".

LE PLAN excell
Excellence nucléaire

Plan Excell (EDF)

School of welding (Framatome)

Recycling Campus (Orano)

CSFN COMITÉ STRATÉGIQUE DE LA FILIÈRE NUCLÉAIRE
Gifen
EDF
cea
orano
framatome
ANDRA
NUCLEAR Valley
UIMM LA FABRIQUE DE L'AVENIR
UFE
FRANCE INDUSTRIE
pôle emploi

University of nuclear gathering the industrial actors

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

# [2E_PL] Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

## [2E_PL01] Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

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

## [2E_PL02] Development and Issues of Fast Reactor Core Materials

*Takeji Kaito[1] (1. JAEA)

## [2E_PL03] Development of Highly Microstructure-Controlled Boron Carbide-Based Ceramic Neutron Absorbers for Improving the Safety of Fast Reactors

*Katsumi Yoshida[1] (1. Tokyo Tech)

## [2E_PL04] Development of Advanced Reactors in Hitachi

*Tetsushi Hino[1] (1. JHGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

材料部会セッション

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

# 溶融塩炉の燃材料研究に関する現状と課題

Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

*有田　裕二[1]
[1]福井大学

## 1. はじめに

溶融塩炉は溶融した燃料塩が系を循環する事がその大きな特徴といえる。そのため、照射損傷や核分裂生成ガスの蓄積など燃料の照射挙動自体はさほど燃料の健全性に大きな影響を与えることはなく、構造材料に対する腐食性が原子炉の寿命を決める大きな要因となる。場合によっては燃料は固体で、冷却材として溶融塩を用いるケースもあるが、本稿では溶融塩燃料の特徴と材料に対する懸念事項を概説し、最近の研究事例を紹介しながら今後の材料開発・挙動解明に対する課題を検討する情報を提供する。

## 2. 溶融塩炉の特徴

### 2-1. 燃料

現在想定されている主な燃料塩にはフッ化物塩と塩化物塩がある。1960 年代に運転された唯一の溶融塩炉である MSRE(Molten Salt Reactor Experiment : 米国のオークリッジ国立研究所)で用いられた燃料はフッ化物でありその後計画された増殖炉(MSBR)もフッ化物塩を用いることが予定されていた。そのため、様々な知見が得られており現在の多くの新型溶融塩炉の塩として設定されている。近年では腐食性や燃料溶解度の観点から塩化物塩に対する期待も大きくなっており様々なコンセプトでの利用が検討されている。塩の種類も増殖（トリウムーウラン増殖、ウランープルトニウム増殖）、Pu 燃焼炉、核変換（超ウラン元素燃焼）など目的に応じて様々な種類が検討されている。

### 2-2. 材料

腐食性の強い溶融塩が高温で循環するため、構造材に対するストレスは多大である。フッ化物溶融塩ではフッ素イオンだけでなく、同時に生成する水素(トリチウム)との共存によってフッ化水素やフッ酸と言った腐食性の高い化学種も生成するため、使用する材料はハステロイ-N などのニッケル基合金が主に検討されている。固体燃料の炉では、核分裂生成物(FP)は被覆管で閉じ込め、配管などは溶存酸素や水素、腐食生成物(CP)と照射効果を主に検討すれば良いが、溶融塩炉では配管材料がハロゲンイオンだけでなく Te など材料腐食を進行させる FP さらには硫黄などの放射化生成物による影響を受けるなど様々な課題を考慮する必要がある。それに加えて照射の影響も受けるため、腐食メカニズムの解明および材料開発が溶融塩炉実現のためには重要となる。

### 2-3. 今後の研究に向けて

上記のように過酷な環境に置かれる材料については、腐食のメカニズムを明らかにしその対策を検討した上で照射の効果も加味した腐食試験を実施し、使用に耐えうる材料の開発が進展していくと考えられる。しかしながら、燃料塩自体すら多様な成分が想定される溶融塩炉においては、主要構成元素のみならず微量元素の影響や複合的効果など材料研究の果たす役割は非常に大きい。

---

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

2022年秋の大会

材料部会セッション

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

# 高速炉炉心材料の開発と課題

Development and Issues of Fast Reactor Core Materials

*皆藤 威二[1]，大塚 智史[1]，矢野 康英[1]，丹野 敬嗣[1]
[1]日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

高速炉の実用化に向けて安全性及び経済性の向上が不可欠であり、燃料集合体を構成する被覆管、ラッパ管等の炉心材料には優れた耐照射特性、高温強度及び燃料や冷却材との共存性が求められる。日本原子力研究開発機構（JAEA）が開発を進めるナトリウム（Na）冷却高速炉では、冷却材出口温度の高温化（例えば550℃）に対応するため、通常運転時の被覆管最高温度は約700℃、ラッパ管最高温度は約580℃に達する。また、燃料の高燃焼度化（例えば取出平均燃焼度150GWd/t）に対応するため、被覆管、ラッパ管ともに使用期間約9年という長期間にわたり優れた高温強度を維持するとともに、はじき出し損傷量で250dpaを超える耐照射特性が求められる。

ここでは、JAEAにおける高速炉炉心材料の開発経緯や成果、実用化に向けた課題等について述べる。

## 2. 高速炉炉心材料の開発

高速炉の燃料要素と燃料集合体の構造例を図1に示す。燃料要素は混合酸化物（MOX）燃料等の燃料ペレットを被覆管に装填して上下を端栓で封入したものである。燃料集合体はこれらを六角形状のラッパ管に束ねて収納した構造となっている。

高速炉の燃料集合体の耐用期間は被覆管の健全性、ラッパ管の変形等が主要因となって決定される。すなわち、被覆管には700℃の高温で核分裂生成ガスによる内圧に9年間程度耐え得る高温強度、燃料や冷却材Naとの共存性が要求される。さらに、250dpaという高照射領域まで被覆管及びラッパ管のスエリング、照射クリープ等による変形を制限し、冷却材Naの流路を確保するとともに炉心からの引抜性を確保することが重要である。

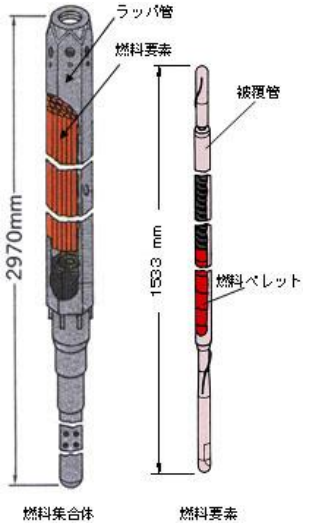



図1　高速炉の燃料集合体構造
（全長は「常陽」の例）

### 2-1. 改良SUS316

高速炉燃料用の被覆管及びラッパ管としては、高温強度や耐食性に優れ、高温構造用材料として多くの実績を有するSUS316が各国で選択され、様々な改良が加えられてきている。JAEAでもSUS316を選択し、耐スエリング特性や高温強度の向上を狙って合金成分や製造条件を最適化したPNC316を開発した[1]。合金成分については、SUS316のJIS規格内で高Ni、低Cr側を選定し、PやJIS規格では規定していないB, Ti, Nb等の微量元素については成分範囲を新たに設定するなどしてFe-16Cr-14Ni-2.5Mo-0.25P-0.04B-0.1Ti-0.1Nbを基本組成として選定した。また、耐照射特性と高温強度の両立を図るため最終冷間加工度を20%に設定した。

このようにして開発したPNC316は「常陽」及び「もんじゅ」の燃料に被覆管やラッパ管として適用され、多くの使用実績を有するだけでなく、様々な照射試験に供され、その性能限界について評価・検討がなされている。図2に「常陽」や米国FFTFで実施した燃料照射試験により得られたPNC316被覆管のスエリングデータを示す。はじき出し損傷量100dpa程度までであればスエリングは3%程度に抑えられており、期待される性能目標に対し十分に小さい値であることがわかる。一方で、それを超えるとスエリングは急激に立ち

上がる傾向がみられ、耐スエリング特性の観点からははじき出し損傷量100dpa程度が確実に使用できる限界と考えられる[2]。

この PNC316 の耐スエリング性を向上させるために、これまでの開発過程で得られた知見、海外におけるオーステナイト鋼の照射実績等を踏まえ、PNC316 をベースに Ni 量を 20%に増やした PNC1520 を開発した[3]。しかし、米国 FFTF での燃料照射試験の結果からは、図 2 に示すように耐スエリング性に有意な改善は見られなかった[4]。

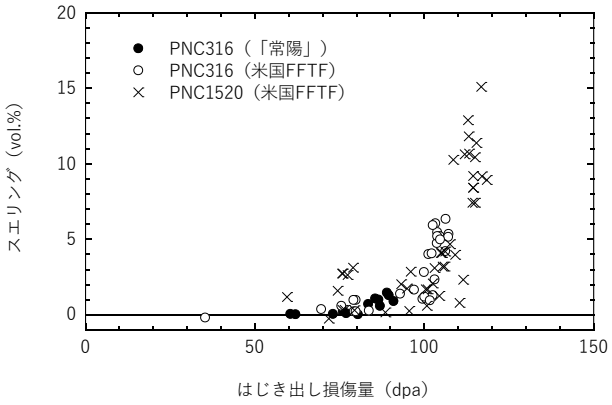



図 2　PNC316、PNC1520 被覆管のスエリング

**2-2. 高強度フェライト鋼**

SUS316 をはじめとするオーステナイト鋼ではスエリングの発生が避けられず、高速炉燃料の高燃焼度化を達成するためにはさらに耐スエリング性に優れた炉心材料の開発が必要である。そこでスエリングが起こりにくい特性を有するフェライト鋼をベースに、フェライト鋼の弱点である高温強度を改善した PNC-FMS を開発した[5]。PNC-FMS の開発では、脱炭抵抗性を高温まで維持し、かつ長時間使用後の衝撃特性の劣化を防止するために、Cr 含有量を 10～12%の範囲に設定した。これに、固溶強化元素である Mo, W、析出強化元素である V, Nb 等の添加量を高温強度と靭性のバランスを考慮して設定し、基本組成として Fe-11Cr-0.5Mo-2W-0.4Ni-0.2V-0.05Nb-0.05N を選定した。また、熱処理条件については、被覆管とラッパ管では使用温度が異なり、優先される強度特性も被覆管ではクリープ破断強度、ラッパ管では短時間強度と異なることから、それぞれに合わせて以下が推奨されている。

・被覆管：焼ならし 1,100℃×10 分＋焼もどし 780℃×1 時間
・ラッパ管：焼ならし 1,050℃×10 分＋焼もどし 700℃×1 時間

なお、PNC316 で実施した最終冷間加工については、フェライト鋼では高温での転位の移動が速く、冷間加工で導入された加工歪みの回復や再結晶が容易に起こりやすいために適用していない。

現在は、高温強度の観点から、PNC-FMS は主に使用温度の低いラッパ管への適用が検討されており、それに必要な SUS316 との異材接合技術等の開発を進めている[6]。

**2-3. 酸化物分散強化型フェライト鋼**

酸化物分散強化（ODS）フェライト鋼は、フェライト鋼の優れた耐スエリング性はそのままに、硬く熱的安定性に優れる酸化物をナノ粒子として母相に分散させることで高温強度を高めた先進的耐熱鋼であり、耐スエリング性と高温強度を高いレベルで両立する被覆管材料として各国で研究開発が行われている。日本では 1980 年代後半から ODS フェライト鋼の研究開発が開始され、同鋼特有の難加工性により各国が研究開発に足踏みしている状況の中でも JAEA は実用化に向けた研究開発を着実に進めてきた。現在は、耐照射特性を重視した Fe-9Cr-2W-0.2Ti-0.35$Y_2O_3$ を基本組成とする 9Cr-ODS 鋼を被覆管の第一候補材として開発を進めている[7-9]。また、9Cr-ODS 鋼の優れた基本特性を維持しつつ耐食性向上を図った 11Cr-ODS 鋼も開発している[10]。

ODS フェライト鋼の優れた高温強度を実現するためには、図 3 に示すように、ナノメータスケールの酸化物粒子を母相中に均一かつ緻密に分散させる必要がある。このため、一般的な鉄鋼材料の製造で用いられている溶解鋳造法は適用できず、粉末冶金法を適用している。具体的には、原料となる合金粉末と $Y_2O_3$ 粉末をアトライタと呼ばれる攪拌型粉砕・分散機を用いて超高純度 Ar ガス雰囲気で機械的に合金化（MA：Mechanical Alloying）する。このようにして製造した MA 粉末を軟鋼製カプセルに充填し、真空脱気した後、1150℃で熱間押出しすることで固化成形する。酸化物粒子の分散状態、つまり ODS フェライト鋼の高温強度はここまでの工程でほぼ決まることから、ODS フェライト鋼を製

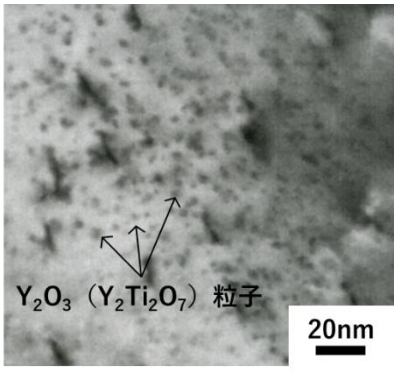



図 3　9Cr-ODS 鋼のナノ組織
（透過型電子顕微鏡観察）

造する上で大変重要な工程である。また、被覆管に適用するためには高い品質安定性が求められるため、これらの工程において粉末の品質や取扱いに関する厳重な管理基準を設定するとともにアトライタの改良を重ねてきた。その結果、鋼中の介在物を極限まで低減した均質性の高い ODS フェライト鋼を安定して製造することに成功した。このようにして製造した ODS フェライト鋼は、図 4 に示すように、高い硬度を有しながらも溶解鋳造法で製造したフェライト鋼と同等の優れた靭性を有する特徴がある。

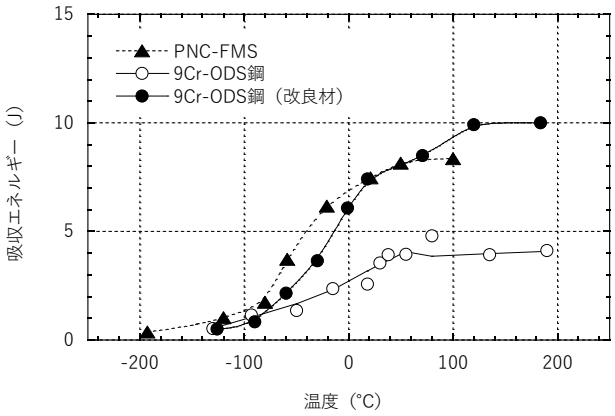



図 4　9Cr-ODS 鋼のシャルピー衝撃特性

ODS フェライト鋼は難加工材であるため被覆管への加工が困難であったが、組織制御技術を独自に開発することにより、強度異方性が小さく、かつ寸法精度の優れた被覆管を冷間圧延により安定して製造することを可能にした。このようにして製造した 9Cr-ODS 鋼被覆管の 700℃におけるクリープ破断強度を図 5 に示す。燃料の使用寿命末期に相当する周応力 100MPa では PNC316 よりも破断時間が長く、PNC-FMS との比較では約 500 倍もの破断寿命を有することがわかる。さらに、最近の研究により、図 6 に示すように、9Cr-ODS 鋼は 1200℃の超高温域まで優れた強度特性を維持し、PNC316 や PNC-FMS に対し約 3 倍の引張強さを持っていることが明らかになった[11]。

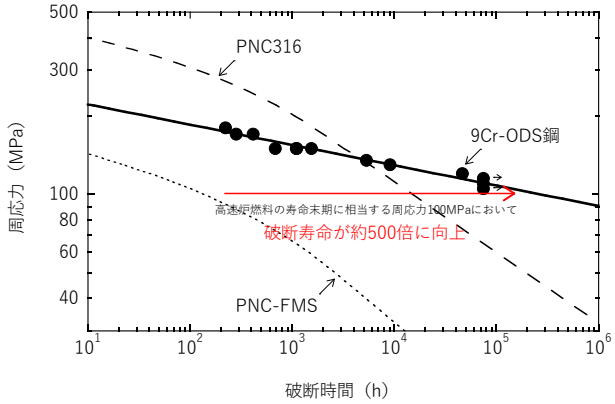



図 5　9Cr-ODS 鋼被覆管のクリープ破断強度
（試験温度 700℃）

ODS フェライト鋼を被覆管として適用するためには、端栓接合技術の確立が必要である。しかし、PNC316 等で適用されている TIG 溶接等の融接法では、溶接金属部に多数の気泡を形成するとともに、酸化物が凝集粗大化して接合強度を著しく低下させるという問題がある。このため、固相接合法の一つである加圧抵抗接合（PRW）法の開発を進めており、基本的な技術はほぼ確立している[12]。

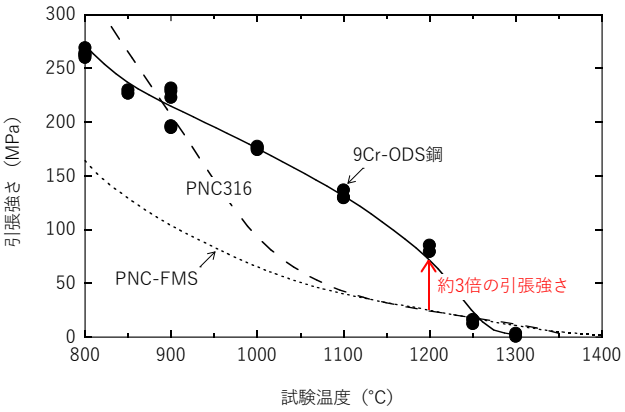



図 6　9Cr-ODS 鋼被覆管の引張強さ

## 3. 実用化に向けた課題

ここまで述べてきた研究開発の成果、現状等を踏まえ、高速炉燃料の被覆管には高燃焼度化及び冷却材出口温度の高温化が可能になる ODS フェライト鋼を適用するが、それが実用化するまでは実績のある PNC316 を使用する計画である。ODS フェライト鋼の実用化に向けては、被覆管及び燃料要素の量産技術の確立及び取得した物性値や強度データに基づく規格・基準類の整備が不可欠である。また、ラッパ管には PNC-FMS を適用する計画であり、SUS316 との異材接合等の加工技術の確立が不可欠である。最終的には、ODS フェライト鋼被覆管及び PNC-FMS ラッパ管ともに、照射試験により許認可に必要なデータを取得するとともに実使用環境下での性能を実証する必要がある。このため、「常陽」の運転再開後速やかに照射試験を実施していく計画である。

**参考文献**

[1] 立石嘉徳、柚原俊一、柴原格、伊藤正彦、野村茂雄、佐藤義則、吉田英一、鹿倉栄、高速炉炉心材料用改良 SUS316 ステンレス鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.30, No.11 (1988)

[2] T. Uwaba, M. Ito, K. Maeda, Diametral strain of fast reactor MOX fuel pins with austenitic stainless steel cladding irradiated to high burnup, J. Nucl. Mater. 416 (2011) 350-357

[3] 鹿倉栄、鵜飼重治、佐藤義則、原田誠、小山真一、伊藤卓志、野村茂雄、柴原格、高速炉炉心材料用改良オーステナイト鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.36, No.5 (1994)

[4] T. Uwaba, M. Ito, T. Mizuno, Irradiation Performance of Fast Reactor MOX Fuel Assemblies Irradiated to High Burnup, J. Nucl. Sci. Technol. 45 (11) (2008) 1183-1192

[5] 鹿倉栄、野村茂雄、鵜飼重治、瀬下一郎、加納洋一、桑島幸夫、伊藤卓志、蔦木浩一、藤田利夫、高速炉炉心材料としての高強度フェライト/マルテンサイト鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.33, No.12 (1991)

[6] Y. Yano, T. Kaito, T. Tanno, S. Ohtsuka, Weldability of dissimilar joint between PNC-FMS and Type 316 steel under electron beam welding, J. Nucl. Sci. Technol. 52 (4) (2015) 568-579

[7] S. Ukai, T. Kaito, S. Ohtsuka, M. Fujiwara, T. Kobayashi, Production and Properties of Nano-scale Oxide Dispersion Strengthened (ODS) 9Cr Martensitic Steel Claddings, ISIJ Int. 43 (12) (2003) 2038-2045

[8] 鵜飼重治、皆藤威二、大塚智史、藤原優行、小林十思美、9Cr-ODS フェライト/マルテンサイト鋼燃料被覆管の開発、まてりあ 第 45 巻 第 1 号 (2006)

[9] S. Ohtsuka, S. Ukai, H. Sakasegawa, M. Fujiwara, T. Kaito, T. Narita, Nano-mesoscopic structural characterization of 9Cr-ODS martensitic steel for improving creep strength, J. Nucl. Mater, 367-370 (2007) 160-165

[10] T. Tanno, M. Takeuchi, S. Ohtsuka, T. Kaito, Corrosion behavior of ODS steels with several chromium contents in hot nitric acid solutions, J. Nucl. Mater. 494 (2017) 219-226

[11] Y. Yano, T. Tanno, H. Oka, S. Ohtsuka, T. Inoue, et al., Ultra-high temperature tensile properties of ODS steel claddings under severe accident conditions, J. Nucl. Mater. 487 (2017) 229-237

[12] M. Seki, K. Hirako, S. Kono, Y. Kihara, T. Kaito, S. Ukai, Pressurized resistance welding technology development in 9Cr-ODS martensitic steels, J. Nucl. Mater. 329–333 (2004) 1534-1538.

---

*Takeji Kaito[1], Satoshi Ohtsuka[1], Yasuhide Yano[1] and Takashi Tanno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年秋の大会

材料部会セッション

# 小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

# 高速炉の安全性向上のための 高次構造制御炭化ホウ素基セラミックス制御材の開発
Development of Highly Microstructure-Controlled Boron Carbide-Based Ceramic Neutron Absorbers for Improving the Safety of Fast Reactors

*吉田 克己[1]，鈴木 達[2]，前田 宏治[3]
[1]東工大，[2]物材機構，[3]原子力機構

## 1. はじめに

高速炉の制御材として用いられている炭化ホウ素（$B_4C$）ペレットは、中性子吸収反応により生じるヘリウムガスの蓄積による体積膨張及び不均一発熱に伴う熱応力により割れが生じ、その結果、機械的相互作用により制御棒被覆管が破損することがある。そのため、高速炉の安全性確保のためには、上記課題を克服した制御材の開発が必須である。本研究では、高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の製造技術を新規に開発し、高性能制御材の開発を行うことで高速炉の安全基盤技術を発展させることを目的とした。また、開発した制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目的とした。本発表では、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で平成 28 年度から令和元年度に実施した「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発」で得られた研究成果について、高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材開発に関する研究成果を紹介する。

## 2. 本研究開発の概要

図 1 に本研究の開発目標である高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の概念図を示す。本研究では、$B_4C$ の粒子径や配向性等の粒子自体の微構造制御と同時に気孔径、気孔形状、気孔配向等を同時に制御する（高次構造制御）ことで、熱的・機械的特性に優れ、中性子吸収時に生成するヘリウムを過剰に蓄積せずに放出し、体積膨張を抑制する、高速炉の安全性の向上を目指した $B_4C$ 基セラミック制御材の開発を目的とした。高次構造制御プロセスとして、鋳込み型面に平行な面内に気孔形成材（造孔材）を配向させるスリップキャスティング法及び 10 テスラ以上の強磁場下で結晶及び造孔材を配向させる強磁場配向プロセスを用い、貫通型気孔を有する高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の創製を目指した。また、カーボンナノチューブ（CNT）の添加・配向制御による $B_4C$ 基セラミック制御材の熱的・機械的特性の向上を図った。開発する制御材の気孔率は、中性子吸収能の観点から従来材と同等（10 %程度）とし、熱伝導率は熱応力緩和の観点から従来材よりも高い値を目標とした。また、耐熱衝撃性に優れ、ヘリウム放出能を有する気孔形態を持つ $B_4C$ 基セラミック制御材の開発を目指した。さらに、高速炉用制御材製造メーカーと共同し、$B_4C$ 基セラミック制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目標と

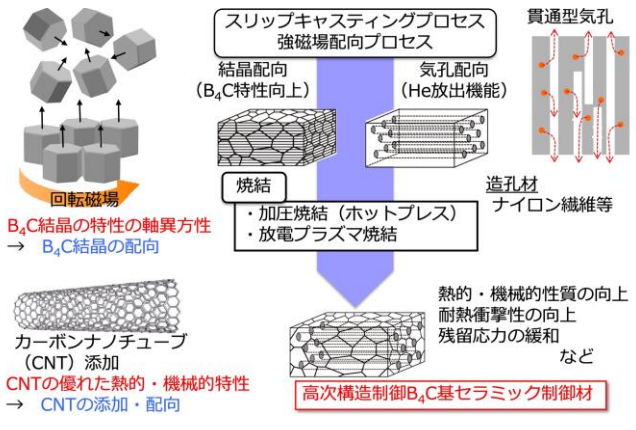



図 1　本研究の高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の概念図

した。

### 3. 高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の開発

#### 3-1. 高次構造制御による $B_4C$ 基セラミック制御材の作製

スリップキャスティング（鋳込み成形）とは、粉体を溶媒中に分散させてサラサラ流れる泥漿（懸濁液）を調製し、この懸濁液を石膏型等の多孔質の鋳型に流し込み、型の吸水性により懸濁液中の液体を除去して固化体を得る手法である。多孔質型による吸水性制御を図ることにより、本研究で目的とする造孔材や CNT の配向も可能である。スリップキャスティングは、特殊な設備や大型な設備は必要なく、コストも低く、複雑形状を成形できる安価な優れた成形方法である。スリップキャスティングは、古くは 1700 年代から利用されはじめ、現在でも工業的に広く利用されている。また、強磁場配向プロセスでは、磁気による粒子の回転には、結晶磁気異方性に起因する磁気トルクを利用する。その結晶が、正方晶、六方晶、また層状構造のように非対称な構造であるならば、結晶軸方向に依存した磁化率に異方性が存在し、その磁気異方性と磁場の相互作用により磁気トルクが発生し、磁化エネルギーを安定にする方向へ粒子が回転する。しかしながら、常磁性・反磁性体の磁化率は小さく、強磁場を用いたとしても磁気トルクは僅少となる。粒子間の相互作用が大きく、粒子間引力が強くなり凝集している場合には、個々の粒子の回転が妨げられ、磁場の効果が十分に得られない。このため個々の粒子が分散して回転しやすい状況にあることが重要である。本研究で用いる $B_4C$ は結晶構造に異方性があるため、強磁場下での配向構造制御が可能である。

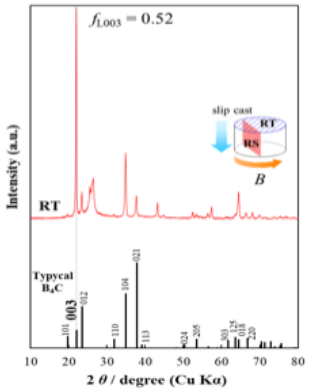



図 2　強磁場配向 $B_4C$ 基セラミック制御材の XRD パターン（$B_4C$ の $c$ 軸配向）

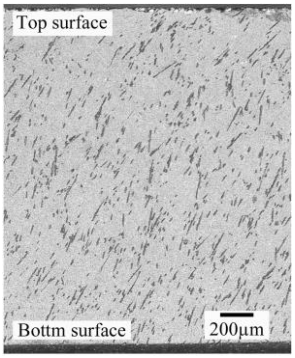



図 3　貫通型配向気孔を有する強磁場配向 $B_4C$ 基セラミック制御材断面の SEM 写真

作製プロセスの最適化を図ることで達成目標値である 5-10 %の気孔率を有する高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材が得られることを明らかにした。また、無磁場スリップキャスティング法では二次元的にランダムに配向した貫通型気孔及び CNT を有する高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材が作製可能であり、強磁場配向プロセスでは $B_4C$ 結晶及び貫通型気孔を同時に制御した $B_4C$ 基セラミック制御材の作製に成功した（図 2、図 3）。

#### 3-2. 高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の特性評価

高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材について、高次構造制御により導入した貫通型気孔の配向角度分布を定量的に算出するとともに、その形成過程についても明らかにした（図 4）。また、強磁場配向プロセスにより $B_4C$ 結晶の $c$ 軸方向及び貫通型気孔が一軸配向していることを確認した（図 2～図 4）。熱的及び機械的特性評価では、CNT 添加、貫通型気孔の導入、$B_4C$ 結晶配向が $B_4C$ 基セラミック制御材の特性に与える影響を明らかにし、CNT 添加及び貫通型気孔の導入によって実機 $B_4C$

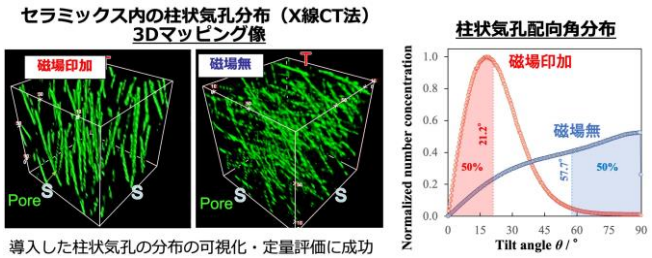



図 4 強磁場配向及び無配向 $B_4C$ 基セラミック制御材内の柱状気孔の 3D マッピング像及び柱状気孔配向角分布

制御材よりも優れた耐熱衝撃性を有する $B_4C$ 基セラミック制御材が得られることを明らかにした（図 5）。高速イオンビーム照射装置を用いたヘリウム照射実験では、照射試料の加熱によるヘリウム放出挙動評価を行い、高次構造制御による貫通型気孔の導入が $B_4C$ 基セラミック制御材の内部に存在するヘリウムガスの放出に有効であることを明らかにした（図 6）。以上の結果から、耐熱衝撃性の向上に加えて、ヘリウムガスが速やかに材料内部から放出されることで $B_4C$ 制御材の割れや欠けを抑制することが可能と考えられ、高速炉制御棒の長寿命化が期待される成果であるといえる。

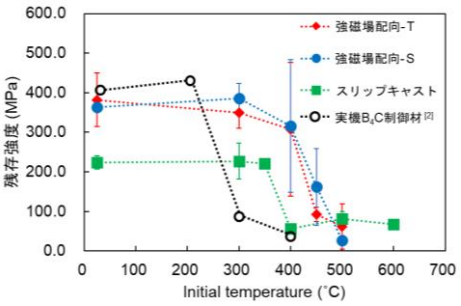



図 5 熱衝撃試験後の残存強度（室温）

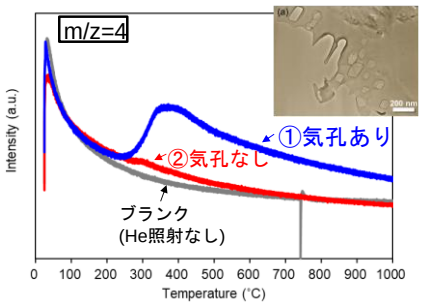



図 6 強磁場配向 $B_4C$ 基セラミック制御材のマスクロマトグラムと粒内のヘリウムバブルの様子（TEM 写真）

## 4. おわりに

本研究では、高速炉の安全性の向上を目指した高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材の開発を目的とし、最適化したプロセスに基づいて作製することで、二次元ランダム配向及び配向制御した貫通気孔及び CNT を有する高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材を得ることに成功した。また、CNT 添加、貫通型気孔の導入、$B_4C$ 結晶配向が $B_4C$ 基セラミック制御材の特性に与える影響を明らかにし、CNT 添加及び貫通型気孔の導入によって実機 $B_4C$ 制御材よりも優れた耐熱衝撃性を有する $B_4C$ 基セラミック制御材が得られることを明らかにした。高速イオンビーム照射装置によりヘリウム照射した試料について加熱によるヘリウム放出挙動を評価し、貫通型気孔の導入が $B_4C$ 基セラミック制御材の内部に存在するヘリウムガスの放出に有効であることを明らかにした。以上の結果から、本研究で開発した高次構造制御 $B_4C$ 基セラミック制御材により、高速炉制御棒の長寿命化が期待される成果であるといえる。非照射材を用いたサーベイ評価はほぼ終了し、その評価はおおむね良好であることから、今後は実際の高速実験炉「常陽」等での高速中性子を用いた照射実験により、その優位性を確認することが重要であると考えられる。

## 謝辞

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で平成 28 年度から令和元年度に実施した「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発」の成果である。

## 参考文献


- S. Azuma, T. Uchikoshi, K. Yoshida, T. S. Suzuki, “Preparation of textured $B_4C$ compact with oriented pore-forming agent by slip casting under strong magnetic field,” *Journal of the Ceramic Society of Japan*, **126** [10], 832-838 (2018).
- R. S.S. Maki, M. Fajar, J. Maletaskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, “Evaluation of thermal shock fracture resistance of $B_4C$/CNT composites with a high-frequency induction-heating furnace,” *Materials Today; Proceedings*, **16**, Part 1, 137-143 (2019).
- M. Fajar, A. Gubarevich, R. S.S. Maki, T. Uchikoshi, T. S. Suzuki, T. Yano, K. Yoshida, “Effect of $Al_2O_3$ addition on texturing in a rotating strong magnetic field and densification of $B_4C$,” *Ceramics International*, **45**[15], 18222-18228 (2019).
- S. Azuma, T. Uchikoshi, K. Yoshida, T. S. Suzuki, “Fabrication of textured $B_4C$ ceramics with oriented tubal pores by strong magnetic field-assisted colloidal processing,” *Journal of the European Ceramic Society*, **41**[4],

2366-2374 (2021).
・ R. S.S. Maki, F. Muhammad, J. Maletaskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, “Effect of CNT addition and its orientation on thermal shock resistance of $B_4C$/CNT composites fabricated by hot-pressing,” *Journal of Asian Ceramic Societies*, Published online 31 Mar 2022.

*Katsumi Yoshida[1], Tohru S. Suzuki[2] and Koji Maeda[3]
[1]Tokyo Tech, [2]NIMS, [3]JAEA

2022年秋の大会

材料部会セッション

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

# 日立の新型炉開発について

Development of Advanced Reactors in Hitachi

*日野 哲士[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

## 1. はじめに

カーボンニュートラルの実現には原子力による電力部門の脱炭素化の推進が不可欠と考えるが、そうした貢献をしていくためにも、原子力が社会に受け入れられる必要がある。安全性と経済性の観点から社会の要請に応えるため、日立ＧＥニュークリア・エナジー（日立 GE）では、現行の建設・運転実績のある大型炉 ABWR（改良型 BWR）からさらに安全性を高めつつ、小型化･簡素化により経済性との両立をめざした高経済性小型軽水炉 BWRX-300 の開発を進めている。また、核燃料サイクルを確立し放射性廃棄物の処分問題に対応していくことも必要であり、日立 GE では実績豊富な軽水冷却技術を用いた軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR）、固有安全性を有する金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の開発も進めている。本稿では、BWRX-300、RBWR および PRISM についてそれぞれ概要とねらい、開発状況を報告する。

## 2. 高経済性小型軽水炉 BWRX-300[1]

### 2-1. BWRX-300 の概要とねらい

安全でクリーンな原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには、資本費を低減するとともに、ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し、資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと、経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立 GE は米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し、高度な安全性を維持した上で経済性を向上した BWRX-300 の日米共同開発を進めている。

BWRX-300 の概要を図 1 に示す。BWRX-300 は、電気出力 300MW 級の小型 BWR である。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。初期型 BWR (BWR-2~6) では再循環ループを原子炉圧力容器の外に設けていたが、ABWR で原子炉直付けの再循環ポンプ（インターナルポンプ）を採用して簡素化したのに続き、SBWR・ESBWR では動的ポンプを削除して自然循環のみで炉心を冷却できる方式とした。BWRX-300 は、このような BWR 開発の歴史の中で 10 番目に開発されたことから、ローマ数字で 10 を意味する“X”を用いて“BWRX”と名付けている。BWRX-300 では、プラントシステムのさらなる簡素化を目的として、隔離弁を原子炉圧力容器に直接接続する革新的な概念（隔離弁一体型原子炉）を採用し、原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の影響を徹底的に低減した。この結果、安全性を高めつつ、非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに、原子炉建屋及び原子炉格納容

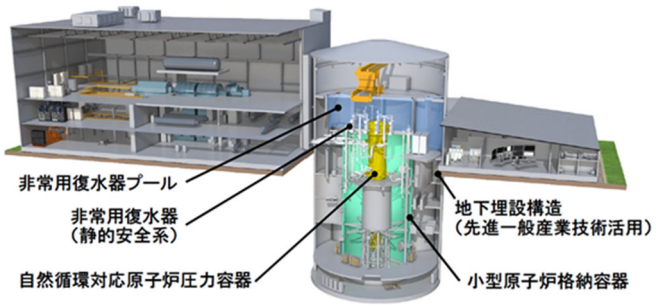



図 1 BWRX-300 の概要

*Tetsushi Hino[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

器を大幅に小型化し、出力あ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、隔離弁一体型原子炉を実現するための、原子炉圧力容器に直接接続される隔離弁等を除き、原子炉系の大部分は実績のある機器で構成され、開発リスク及び許認可リスクを最小化している。

近年の大型炉建設においては、長期間にわたる建設工事が建設費の増加を招き、建設リスク増加の要因の一つとなっている。BWRX-300 では、モジュール化率を向上させた工場完成型一体据付建設手法による建設リスクの低減といった、小型炉特有のメリットを追求するほか、周辺機器や工法には先進的な一般産業技術を積極的に採用し、建設工期や費用の低減を図る。

安全性や社会的受容性の観点での、新たなメリットも検討している。一例として、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な長期冷却などの特長を生かして、事故時の周辺住民避難を緩和または回避できるよう米国において EPZ（Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域）縮小について検討中である。

### 2-2. BWRX-300 の開発状況

BWRX-300 のプラントコンセプトを実現するため、以下の技術開発を行っている。

1) 隔離弁一体型原子炉：
   LOCA の影響を徹底的に低減した原子炉システムの構築、本概念を実現する隔離弁開発、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。
2) 小型炉特有のメリット最大化：
   工場完成型の一体据付建設手法、系統数最適化の検討など。
3) 先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：
   建設工期を短縮する新工法、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。
4) その他原子力技術の応用研究：
   原子炉圧力容器の小型化、 地下埋設式建屋の耐震評価など。

2021 年 12 月には、カナダのオンタリオ州営電力会社 OPG 社（Ontario Power Generation）が、同社のダーリントン原子力発電所に建設する SMR として BWRX-300 を選定したことを発表し、続いてサスカチュワン州の SaskPower 社が同社の新設プロジェクトに同じく BWRX-300 を選定したことを発表した[2][3]。GEH とともに BWRX-300 を共同開発している日立 GE も、これらのプロジェクトをサポートして行く。

## 3. 軽水冷却高速炉 RBWR[4]

### 3-1. RBWR の概要とねらい

日立 GE 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 RBWR の開発を進めてきた。図 2 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。最終的には六角格子燃料により超ウラン元素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、現在は、高速炉サイクルへの移行までに生じうる課題に柔軟に対応すべく、BWR 既設炉にバックフィットでき、早期の実用化が期待できる四角格子燃料の開発に注力している。

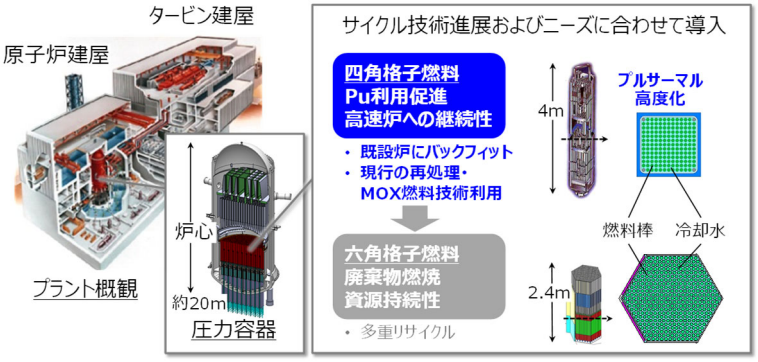



図 2　RBWR の概要

図 3 に四角格子燃料を装荷した RBWR（四角格子 RBWR）のねらいを示す。四角格子 RBWR は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 倍にする。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、使用済ウラン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 燃料の体数を現行 BWR プルサーマルよりも削減できる。さらに、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、四角格子 RBWR は、中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトすることで、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できる。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割合の回復が必要となる可能性がある。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こともねらいである。

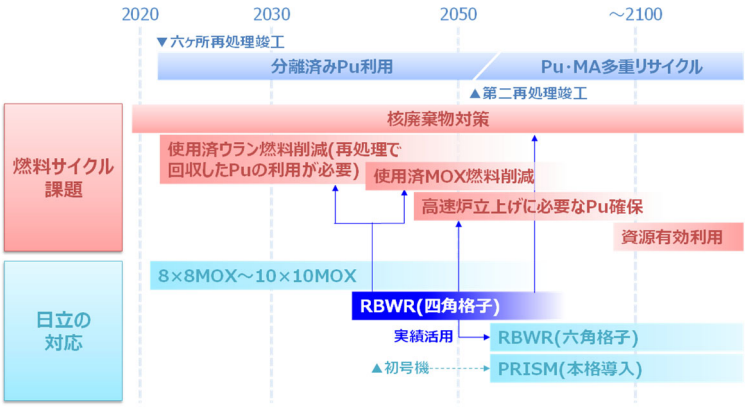



図 3　四角格子 RBWR のねらい

### 3-2. RBWR の開発状況

現在日立 GE が注力する四角格子 RBWR の開発課題について述べる。既設炉にバックフィットする四角格子 RBWR の開発要素は炉心燃料に集約され、主な開発課題は以下となる。

1) 炉心解析妥当性評価
2) 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

図 4 に四角格子 RBWR 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 RBWR 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 RBWR 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を高く保つことができるが、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を進めている。また、熱水力パラメータは、四角格子 RBWR は現行燃料とこれまで六角格子 RBWR を含む低減速軽水炉向けに実施された稠密燃料試験の間の領域となるが、チャンネルボックスの四隅などサブチャンネル流路の非均質性がボイド率分布に及ぼす影響に着目しており、熱水力解析手法の妥当性確認も同様に進めている。

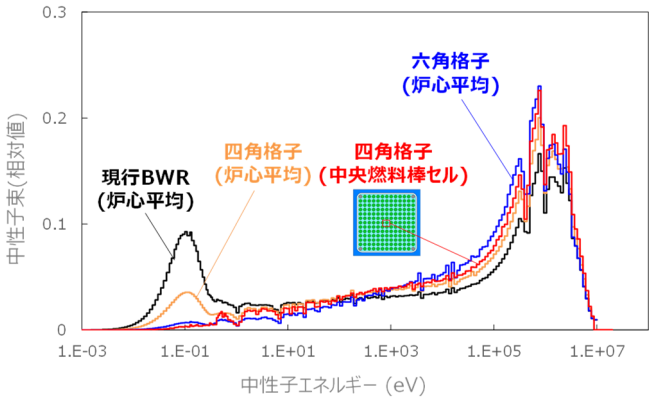



図 4　中性子エネルギースペクトル

四角格子 RBWR の燃料設計に関しては、現状設計例での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としているが、プルトニウム含有率と燃焼度の両方を包絡する既存の照射実績がないため、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。国内外で照射設備が減っていく傾向がある中、既存設備の有効利用と、解析高度化による照射試験の合理化などにより、オープンイノベーションも含めて開発を加速していく。

## 4. 金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM[5]

### 4-1. PRISM の概要とねらい

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はいずれも PRISM の炉概念が採用されており、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、これら革新技術を日本に導入し、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ことをめざして PRISM の開発を進めている。

PRISM の最大の特徴は、冷却材・燃料温度上昇に伴う負の反応度などの金属燃料の特徴に加えて、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）により固有の安全性を高めた点にある。崩壊熱除去系として採用されている RVACS は静的な機器のみで構成され、空気の自然循環により作動する。これにより電源及び運転操作を必要とせず、高い信頼性を有するとともに、初期投資・運転及び保守費用を抑制できる。

また、金属燃料高速炉の特徴として、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できると考えている。さらに、高い増殖比を達成できるポテンシャルを有しつつ、Pu と MA が同時に回収される乾式再処理と組み合わせることで、核不拡散性の向上や高レベル放射性廃棄物の有害度低減といったメリットがある。

### 4-2. PRISM の開発状況

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している。ここで、国内導入に向けた開発で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。

システム、機器の多くは既設実験炉の実績、実証炉開発の技術を活用できる。一方で、金属燃料の高性能化（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の実証が必要であり、今後優先して取り組む課題を以下と整理した。

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）

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。図 5 に日本導入時の PRISM 炉心特性の評価例を示す。炉心 A は国内軽水炉の使用済 $UO_2$ 燃料、炉心 B はプルサーマルの使用済 MOX 燃料、炉心 C はマルチリサイクルを想定して使用済金属燃料を、それぞれ原料とした場合の例である。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。また、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も得ており、Pu バランスの観点で国内導入は可能と考える。今後、MA 燃焼も含め、高レベル放射性廃

棄物の有害度低減および廃棄物減容の効果についても評価する予定である。

項目 2)については、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）を用いた伝熱流動解析による確認を進めている。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た。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た。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。

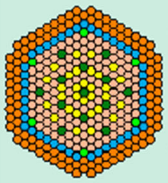
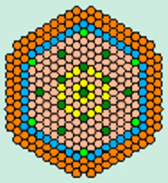
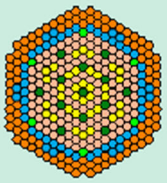
| | 炉心A | 炉心B | 炉心C |
|---|---|---|---|
| 炉心構成 |  |  |  |
| 導入時期 | 導入初期(2040年)～ | 移行期前期(2060年)～ | 移行期後期(2090年)～<br>平衡期～ |
| 燃料体数 | 炉心燃料:120体<br>内部ブランケット:30体<br>径方向ブランケット:45体 | 炉心燃料:132体<br>内部ブランケット:18体<br>径方向ブランケット:45体 | 炉心燃料:114体<br>内部ブランケット:36体<br>径方向ブランケット:54体 |
| 装荷燃料 | ・MOX粉末※由来<br>(※UO2-SFの再処理回収物)<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:パラメータ |

図 5 日本導入時の PRISM 炉心特性例

## 5. まとめ

日立 GE は、初期投資リスク低減、長期的な安定電源確保を実現しつつ、核燃料サイクルを確立し放射性廃棄物へ対応していくため、BWRX-300、RBWR、PRISM の 3 つの新型炉について、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。今後も、原子力政策の反映、ユーザー意見の取り込み等、社会的受容性を高め、クリーンエネルギーへの投資喚起を念頭に技術開発を実施し、3 炉型の早期実用化をめざす。

## 参考文献

[1] 松浦正義、 他 2 名、 「SMR 等革新炉の安全と安全規制について　海外検討 革新炉の安全設計の特徴等について (事例報告：BWRX-300)」、 日本原子力学会誌 ATOMO Σ 63 (8)、 585-589、 2021

[2] “OPG advances clean energy generation project”
URL https://www.opg.com/media_releases/opg-advances-clean-energy-generation-project/

[3] https://www.saskpower.com/about-us/media-information/news-releases/2022/saskpower-selects-the-ge-hitachi-bwrx-300-smr-technology-for-potential-deployment-in-saskatchewan

[4] 日野哲士、 他 2 名、 「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」、 日本原子力学会誌 ATOMO Σ 64 (3)、 149-151、 2022

[5] 中原宏尊、「固有安全性を活用した革新的金燃料小型ナトリウム冷却高速炉」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 64 (4)、 203-205、 2022

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

# [1F_PL] Application of Reduced Order Model in digital technology

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

## [1F_PL01] Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*Soma Watabiki[1], Atsuki Oba[1] (1. KKE)

## [1F_PL02] Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*Yuuichi Asahi[1] (1. JAEA)

## [1F_PL03] Application examples of Reduced Order Model to reactor physics calculation

*Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# デジタル技術における縮約モデル
Application of Reduced Order Model in digital technology

## （1）構造解析における縮約モデルのデータ同化への応用

(1) Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*綿引 壮真[1]，大峡 充己[1]
[1]構造計画研究所

### 1. はじめに

近年、多くの分野でデジタルツイン、CPS、BIM などのデジタル空間と現実世界の情報を融合する試みが加速している。一方で、デジタル空間と現実世界の間に存在するギャップを埋める方法論は未だ確立していないことから、これらのシステムを重要な意思決定に適用するにはまだ多くの課題がある。また、センシング技術の発展により多くの観測情報がリアルタイムに得られるようになってきているが、観測可能な情報には物理的・経済的な限界がある。さらに、将来の状態を予測するためには何かしらの予測モデルが必要となる。近年では、データから直接予測モデルを構成する機械学習技術が盛んに用いられるようになってきている。しかし、現象をブラックボックスとしてモデル化する機械学習技術は、物理的解釈や信頼性の担保、適切な学習データセットの準備などまだ多くの課題がある。データ同化は、力学などの物理法則に基づく数値シミュレーションに対し観測データを融合することで、高精度に現象やパラメータを推定・予測する技術である。物理法則に基づくシミュレーションをベースとしているため、推定結果に対する物理的な解釈が可能であり、観測データは必ずしも時空間的に密である必要はないという点で機械学習に対して優位である。このデータ同化技術は特に数値気象予報分野で発展してきた方法論であるが、気象以外のさまざまな分野のシミュレーションに対しても適用することが可能であり、近年では工学分野への適用にも広がりを見せている。しかし、計算機環境に制約のある現場で比較的規模の大きなモデルに対してリアルタイムにデータ同化を適用するには計算コストの高さが課題となり、コストの高い数値シミュレーションを代替するような縮約モデル(Reduced Order Model, ROM)を用いた計算コストの削減に需要が高まっている。本講演では、特に構造解析分野におけるデータ駆動型手法に基づく縮約モデルのデータ同化技術への応用に関する取り組みを紹介する。

### 2. リアルタイムデータ同化システム

#### 2-1. データ同化アルゴリズム

データ同化とは、数値シミュレーションにおける初期・境界条件、モデルパラメータなどの不確かな要素を、観測値を用いて修正する数理統計手法である。データ同化のアルゴリズムは、逐次型と非逐次型に大別することができる。逐次型アルゴリズムは、ある観測データを逐次的に取り込み、その都度シミュレーションのパラメータを更新する。逐次型アルゴリズムとしては、Ensemble Kalman Filter (EnKF) [1)]や Particle Filter (PF)がその代表例として挙げられる。非逐次型アルゴリズムは、ある有限時間区間の観測データをまとめて取り込み、その区間の観測データを良く再現するような初期状態を推定する。非逐次型アルゴリズムは、四次元変分法や Ensemble Smoother (ES) [2)]、Ensemble Smoother with Multiple Data Assimilation (ES-MDA) [3)]が代表例として挙げられる。本講演では、逐次的に状態を推定することができ、シミュレーションモデルとして商用ソフトウェアなどの汎用コードを非侵襲で利用することができる EnKF に着目する。

#### 2-2. データ駆動型縮約モデリング

データ駆動型縮約モデリングは、方程式を陽に用いることなくシミュレーションの入力と結果等のデータセットから直接、入出力の間にある関係性を縮約したモデルを作成する技術である。本講演では、特に固有直交分解 (Proper Orthogonal Decomposition, POD) を用いた縮約モデルを利用した例を紹介する。POD では、モデルパラメータを変更したいくつかのシミュレーション結果を各列に並べた行列を特異値分解することでモード分解し、支配的な空間構造を抽出することで次元を縮約する [4)]。さらに、放射状基底関数 (Radial Basis

Function, RBF) 補間を用いて、入力と各モード係数をシームレスに対応させる補間関数を作成することで、入力値に対して高速に結果を出力する POD-RBF による縮約モデルを構築することができる [5]。

### 2-3. デジタル画像相関法

デジタル画像相関法 (Digital Image Correlation, DIC) は画像解析を用いて物体の変位やひずみを非接触で計測する技術である [6]。計測対象箇所にパターン追跡のための模様を塗料やシールなどを用いて付与しておき、カメラで撮影した画像を画像解析することでパターンの変化を物理量に変換する。対象に応じてカメラやレンズ、照明を変更することで、移動体や振動する物体、大変形や破壊などの多様な現象を計測することができる。また、速度や加速度、ひずみ速度や主ひずみなど、一つの計測システムから同期した複数の物理量を同時に面的に取得することができる。DIC を利用することで、データ同化に多くの計測データを取り込むことができることから、データ同化システムの構成自由度や推定精度を向上させることができる

### 2-4. データ同化システムの例

構造解析の縮約モデルを用いたリアルタイムデータ同化システムの例を図 1 に示す。対象物の計測箇所に画像計測のためのパターンを塗布し、カメラで撮影した画像を DIC で分析することで、表面の変位およびひずみを逐次取得する。図の例ではフォースゲージで入力荷重を取得可能な状況を示しているが、目的に応じて様々なセンサデータを組み合わせて利用できる。事前にパラメータ・入力を変化させた複数の解析結果を用いて POD-RBF による ROM を事前に構築しておき、この ROM と観測データをデータ同化に利用することで、リアルタイムに構造解析モデルのパラメータ推定と、この推定結果のパラメータを用いた予測が可能である。図 1 のシステムでは、データ同化アルゴリズムとして逐次型の EnKF、ROM の構築には POD-RBF を利用し、構造解析のデータセット作成には並列非線形 FEM 構造解析プログラム FrontISTR [7]を利用した。

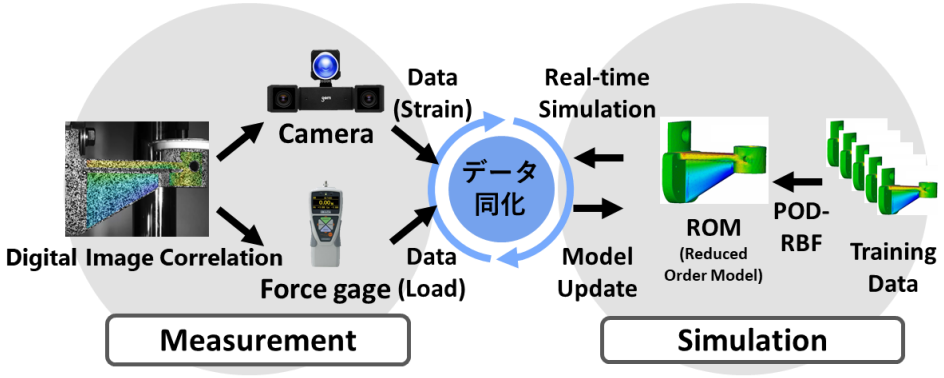



図 1 構造解析モデルの縮約モデルを用いたリアルタイムデータ同化システムの例

### 参考文献

1) Evensen, G., *The Ensemble Kalman Filter: Theoretical Formulation and Practical Implementation*., Ocean Dynamics 53 (4), pp. 343-367., (2003).

2) van Leeuwen, P. J., Evensen, G., *Data assimilation and inverse methods in terms of a probabilistic formulation*., Monthly Weather Review 124, pp. 2898-2913., (1996).

3) Emerick, A.A., Reynolds, A.C., *Ensemble smoother with multiple data assimilation*, Comput. Geosci Computers & Geosciences 55 (June): pp. 3-15., (2012).

4) Sirovich, L., *Turbulence and the Dynamics of Coherent Structures. I - Coherent Structures*, Quarterly of Applied Mathematics, Vol. 45, No. 3, pp. 561-571, (1987).

5) Ostrowski, Z., R. A. Białecki, and A. J. Kassab., *Solving Inverse Heat Conduction Problems Using Trained POD-RBF Network Inverse Method*., Inverse Problems in Science & Engineering 16 (1), pp. 39-54, (2008).

6) Sutton, M. A., J. J. Orteu, and H. Schreier., *Image Correlation for Shape, Motion and Deformation Measurements: Basic Concepts, Theory and Applications*, Springer, (2009).

7) 一般社団法人 FrontISTR Commons, “FrontISTR”, 2022 July 13, [Japanese], https://www.frontistr.com/, (cited 2022 August 4).

*Soma Watahiki[1] and Atsuki Oba[2]

[1] Kozo Keikaku Engineering Inc.

2022年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# デジタル技術における縮約モデル
Application of Reduced Order Model in digital technology

## （2）大規模核融合プラズマ乱流シミュレーションデータの主成分分析

(2) Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*朝比　祐一[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

磁場閉じ込め核融合装置の炉心プラズマの閉じ込め性能は乱流輸送によって支配される。高温の炉心プラズマは無衝突性を有するため、非 Maxwell 的な速度分布を示す。そのため、乱流輸送の予測には、第一原理的シミュレーションであるジャイロ運動論的シミュレーションが実験、理論解析問わず幅広く利用される。計算は空間 3 次元、速度 2 次元、時間 1 次元の合計 6 次元空間内で行われ、膨大なシミュレーションデータが生成される 。従来研究では、3 次元空間の流体モーメントなどにおけるパターン形成と乱流輸送との関連性が議論されて来たが、高速粒子研究などからは位相空間内で形成されるパターンと突発的な輸送現象との関連性が示唆されている。しかし 5 次元乱流シミュレーションにおいては、データの大規模性かつ高次元性ゆえどのようなパターンが輸送へ寄与しているか調べるのは困難であった。

本研究では、主成分分析(PCA)による次元削減によって頻出する位相空間内構造の抽出を行った。図 1 は、PCA によって空間 3 次元（径方向$r$、ポロイダル方向$\theta$、トロイダル方向$\varphi$)、速度 2 次元 $(v_\parallel, w)$それぞれ磁力線平行方向、垂直方向速度と対応)、時間 1 次元の合計 6 次元の揺動分布関数時系列データから抽出した位相空間$(\varphi, v_\parallel, w)$3 次元の基底の$w=0$ 断面を 16 主成分まで示す。成分 1，2，13，14，15 などは$\varphi$ 方向に有限の波数を持ち、$v_\parallel$方向に対称なバルーニングモードと呼ばれる成分であるとわかった。これらと対応する空間係数(空間 2 次元、時間 1 次元)は、磁場強度分布やバルーニングモードなどプラズマ物理でよく知られた構造と対応していることが明らかとなった。本手法では、可視化困難であった 5 次元の時系列データが、各主成分について 3 次元位相空間構造と 3 次元時空間（空間 2 次元、時間 1 次元）構造が同時に得られていることに注意されたい。

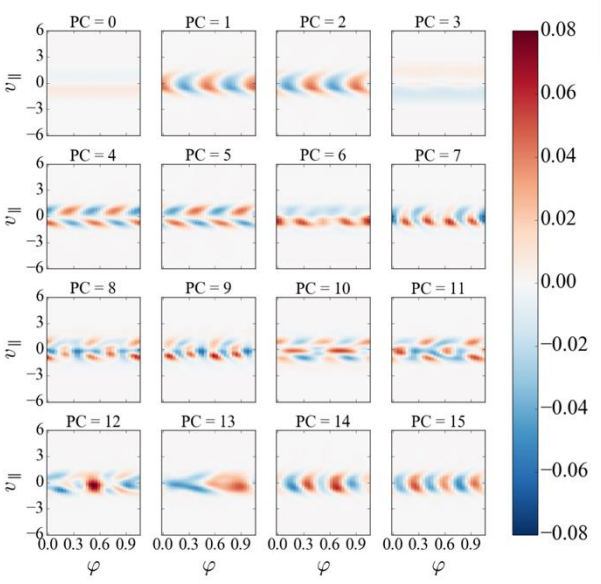



図 1：3 次元位相空間基底の$w=0$ 断面。横軸はトロイダル方向$\varphi$、縦軸は磁力線平行速度方向$v_\parallel$となる。図上の数字は何番目の主成分かを示す。

講演では、この手法により $10^{12}$ 程度から $3\times10^{9}$ 程度まで自由度を削減しつつ、データの分散を 83%程度表現できることを示す。また、圧縮したデータから主成分ごとの熱輸送を計算し、どの主成分（つまり位相空間構造）が突発的な熱輸送へ寄与しているかを示す。

*Yuuichi Asahi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# デジタル技術における縮約モデル
Application of Reduced Order Model in digital technology

## （3）炉物理計算に対する ROM の適用例

(3) Application Examples of Reduced Order Model to Reactor Physics Calculation

*遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

### 1. 緒言

炉物理分野では、ボルツマン輸送方程式に基づくことで体系内を飛び交う中性子の集団的な挙動をモデル化し、中性子実効増倍率$k_{\mathrm{eff}}$や体系内の中性子束(核分裂反応率)の空間分布といった炉心特性を数値計算により予測する。炉物理分野における中性子輸送計算手法のうち、最も正確度の高い数値解法として「連続エネルギーモンテカルロ計算」が挙げられる。ただし、モンテカルロ計算は乱数を利用した確率論的な手法であるため、統計精度が良い数値解を得るためには、極めて多数の中性子を追跡するような高コストな計算を実施せねばならない。また、例えば、実機原子炉の数値解析を燃料ペレット単位で詳細に計算しようと試みた場合、扱うべき情報量のビッグデータ化に加え、対象領域が微細になるほど統計精度が悪化する(領域を通過/領域内で衝突する中性子の頻度が減少する)といった課題にも直面することになる。すなわち、現状の計算機性能をもってしても、実機原子炉を対象とした「連続エネルギーモンテカルロ計算」を用いた詳細な数値解析は、極めて挑戦的な計算とならざるを得ない。

さらに、炉物理計算の分野においては、(i)炉心に装荷する燃料集合体配置の最適化問題、(ii)感度解析(入力パラメータの変化が数値解析結果に与える影響の評価)、(iii)不確かさの定量評価(入力パラメータの不確かさ等に起因した数値解析結果の不確かさ評価)、(iv)データ同化(積分実験データ等の測定結果を融合させた、入力パラメータや数値解析結果の改善)といった取り組みもなされている。これらを実施する際には、高コストな数値解析を多数回実施することは実用的ではないため、低計算コストで実用的に許容される計算精度の数値解析手法の開発・実用化が強く望まれる。

炉物理分野では、その時点で利用可能な計算機性能に応じて、比較的精度良く高速に中性子輸送計算を実施するために、決定論的な数値解析手法(空間メッシュや中性子エネルギー・飛行方向を離散化、あるいは関数展開して数値解を得る手法)において、様々な工夫がなされてきた。このような過去に編み出されてきた工夫は、炉物理計算コードの開発を通じて研究者が培ってきた「工学的知見に基づいた縮約モデル(ROM)」と呼んでもよいかもしれない。本発表では、これまでに開発されてきた炉物理計算特有の「工学的知見に基づいた ROM」について概説を行う。さらに、近年、炉物理計算分野において研究開発が取り組まれている ROM として、我々の研究グループにおける研究事例について紹介を行う。

### 2. 工学的知見に基づいた ROM

炉物理計算で解くべきボルツマン輸送方程式は、位置$\vec{r}$、中性子エネルギー$E$、中性子飛行方向$\vec{\Omega}$、時刻$t$を変数とした角度中性子束$\psi(\vec{r},E,\vec{\Omega},t)$に関する微積分型方程式である。炉物理計算の特徴として、(a)空間的な非均質性(燃料棒、燃料集合体、炉心)、(b)対象とする中性子エネルギー範囲の広さ($\sim 10^{-5} < E < \sim 10^{6}$ eV)、(c)微視的核反応断面積の入射中性子エネルギー依存性(共鳴断面積、それによる中性子束エネルギースペクトル$\phi(E)$の歪み)、(d)角度中性子束の方向依存性(多峰性、不連続点)、(e)即発中性子寿命と遅発中性子先行核の平均寿命の時間スケールの違い、といった点が挙げられる。従って、各変数それぞれを極めて詳細に離散化(差分化)するような決定論的手法を考えた場合には、計算コストが高すぎて実用的な手法とはならない。このような難問を克服するため、偉大なる先人達は炉物理計算の特徴を巧みに捉え、以下で挙げるような「工学的知見に基づいた ROM」を編み出してきた[1]。

**多段階計算**：最終的に解きたい 3 次元炉心計算を特に工夫なく詳細に離散化した場合、その計算コストは極めて高くなる。そこで、炉心の幾何形状(燃料棒を格子状に並べた燃料集合体、複数の燃料集合体を配置した炉心)に注目し、①燃料棒単位の 1 次元 or2 次元セル計算→②2 次元集合体計算→③3 次元炉心計算といった形で、詳細条件で離散化しやすい小規模体系から、粗い条件で離散化した大規模体系へと、段階的に計算を実施する方法論が編み出された。ここで①→②、②→③の計算に移るにあたって「反応率保存」の原理に基づいて、空間均質化およびエネルギー群縮約した実効的な核反応断面積を評価することで、粗く離散化した空間メッシュ・エネルギー群でも精度良い解が得られるように工夫している。なお、②集合体計算において、③3 次元炉心計算で現れ得る様々な条件下のベース条件下での核種燃焼計算・ブランチ計算(減速材温度の変化・燃料温度の変化・制御棒有無など)を実施しておき、得られた結果に基づいて「炉心解析用の集合体断面積テーブル」を作成しておく。この断面積テーブルは、3 次元炉心計算において各燃料集合体の状態変化を忠実に計算する代わりに、低コストの定数テーブルで再現を試みようとするアプローチであり、炉物理分野における工学的な ROM の一例となっている。

**等価原理に基づく共鳴計算**：①セル計算では、「等価原理」と呼ばれる方法に基づくことで、非均質体系における燃料棒内の中性子束エネルギースペクトル$\phi(E)$を真面目に解く代わりに、その計算と等価な条件となるよう「背景断面積$\sigma_{\mathrm{b}}$」を与えた簡易式(例：$\phi(E) \propto \left(\sigma_{\mathrm{t},r}(E)+\sigma_{\mathrm{b}}\right)^{-1}E^{-1}$)によって、断面積の共鳴核反応による$\phi(E)$の形状を極めて効率良く推定する方法論が編み出されている。これは計算機性能が低かった時代において、燃料棒内の核種組成や燃料棒セル配置の非均質性が$\phi(E)$に及ぼす効果を「背景断面積$\sigma_{\mathrm{b}}$」というパラメータを介して縮約したモデルであり、偉大な先人達が考案した「共鳴計算に対する工学的な ROM」の先駆けであると言えるだろう。

**拡散近似、$SP_3$ 近似**：③3 次元炉心計算において、角度中性子束の飛行方向依存性を考慮した「輸送計算」により数値解を得るには高い計算コストを要する。そこで炉物理計算分野では「拡散近似」が極めて効果的に活用されてきた。拡散近似は、中性子輸送方程式において角度中性子束$\psi(\vec{\Omega})=\psi(\theta,\varphi)$を直交関数(球面調和関数$Y_{lm}(\theta,\varphi)$)で展開し、$l=1$次までの成分までを考慮した ROM($P_1$ 方程式、$\psi(\vec{\Omega}) \approx \left(\phi+3\vec{J}\cdot\vec{\Omega}\right)/4\pi$)に基づいて導出することができる。直交関数展開に基づいた ROM の場合、展開次数$l,m$を多くすることで更なる計算精度向上が見込めるものの、計算コストは高くならざるを得ない。そこで炉物理計算分野では、計算精度と計算コストの両立を図った高度な ROM として、$l=3$次までの角度中性子束展開係数のうち一部のみを考慮した Simplified $P_3$($SP_3$)近似といった巧妙な方法も編み出されており、3 次元 pin-by-pin 炉心計算コードにおいて活用されている。

**近代ノード法：**③3 次元炉心計算では、計算コストを低減しつつ、粗い空間メッシュ(ノード)分割でも離散化誤差を低減できるような数値計算手法として、近代ノード法と呼ばれる一種の ROM が開発され活用されている。近代ノード法では、例えば、粗い空間メッシュ内における中性子束空間分布$\psi(\vec{r})$を空間変数に関する多項式や解析式(例：三角関数、指数関数)の足し合わせで巧みに表現することで、離散化誤差の低減を図っている。加えて、拡散近似に基づいた中性子流計算において、集合体不連続因子と呼ばれる画期的なパラメータを導入することで、多段階計算(②2 次元集合体計算→③3 次元炉心計算)による近似誤差を減らす工夫も編み出されている

**一点炉動特性方程式：**③3 次元炉心計算において、臨界状態($k_{\mathrm{eff}}=1$)の炉心核特性は、$k_{\mathrm{eff}}$固有値方程式の基本モード成分に対応した固有値・固有関数の数値解を求めることにより推定できる。一方、過渡変化時における炉心動特性についても、詳細な 3 次元炉心計算により予測できなくはないが、さらに多くの計算コストが必要となる。そこで炉物理計算分野では、臨界状態近傍の炉心動特性を高速に推定する手法として、「一点炉動特性方程式」と呼ばれる ROM が活用されている。一点炉動特性方程式では、「中性子束の相対的な空間分布やエネルギー分布が、$k_{\mathrm{eff}}$固有値方程式の基本モード形状(過渡変化前の臨界時)と同じである」とみなし、中性子束の大きさ(∝基本モード成分の展開係数)のみが変化する、といった ROM により炉内中性子束分布の時間変化をモデル化している。

**一次摂動論に基づいた感度係数評価：**入力パラメータの不確かさに起因した不確かさ定量評価やデータ同化による計算精度改善を効率良く実施するためには、感度係数評価(多数ある入力パラメータのうち、

どの入力パラメータが計算結果にどれだけ大きな影響を及ぼすのか評価すること)が重要となる。炉物理計算における入力パラメータとして、微視的核反応断面積などの「核データ」が重要な役割を果たしているが、エネルギー群数~$10^2$で分割して感度解析を行うことを考えると、膨大な数の核データを 1 つずつに微小変化させて感度係数評価を行う手法(直接摂動法)はあまりに非効率である。そこで炉物理計算分野では、一次摂動論に基づくことで、例えば、$k_{\mathrm{eff}}$の感度係数評価の場合であれば、未摂動条件における$k_{\mathrm{eff}}$固有値計算および、その随伴固有値計算を 2 回だけ実施し、核データの変化に対して$k_{\mathrm{eff}}$が線形に変化すると近似した ROM により、核データに対する感度係数を極めて効率良く評価している。

**3. 近年の炉物理計算に対する ROM 適用例**

過去の炉物理計算分野では、工学的知見に基づいた ROM が活用されており、現在においても効率的かつ有効なアプローチである。計算精度の更なる向上を目指す場合には、ROM により近似誤差を低減できるよう、より詳細な計算手法の開発・採用を目指すこととなる。ただし、計算手法の詳細化は必然的に計算コストの増加を招くため、扱う情報量や計算時間の増加を抑制しつつも高精度な数値解を得られるような打開策が強く望まれる。

近年の炉物理計算分野では、主に他分野(例：流体解析分野)で研究開発がなされている ROM(例：固有直交分解)を、炉物理計算手法として応用する取り組みもなされている。ROM を応用する計算対象に応じて詳細なアルゴリズムは変わることになるが、筆者なりに整理すると、基底展開に基づく ROM 適用の大まかな流れは以下のとおりとなる。

(1) 解くべき対象について、過去に実施した類似の計算条件$i$で得られた結果(例：中性子束分布ベクトル$\vec{\phi}_i \in \mathbb{R}^{N\times 1}$)を集約するか、あるいは比較的低コストの数値計算手法を用いて様々な条件$i$で予め計算を実施することで、snapshot データ行列$\boldsymbol{\Phi} = \left[\vec{\phi}_1 \quad \vec{\phi}_2 \quad \cdots \quad \vec{\phi}_I\right] \in \mathbb{R}^{N\times I}$を準備する。

(2) 解析的な直交関数系(例：三角関数、ルジャンドル多項式、球面調和関数)の代わりに、snapshot データ行列$\boldsymbol{\Phi}$に対するデータ駆動型アプローチにより、解くべき対象の問題を効率良く展開可能な正規直交基底ベクトル$\vec{u}_k$を求める($k = 1,2,\cdots$)。例えば、行列$\boldsymbol{\Phi}$を特異値分解(SVD)および低ランク近似することで($\boldsymbol{\Phi} = \mathbf{U}\boldsymbol{\Sigma}\mathbf{V}^{\mathrm{T}} \approx \mathbf{U}_r\boldsymbol{\Sigma}_r\mathbf{V}_r^{\mathrm{T}}$)、正規直交ベクトル$\vec{u}_k$を$r$列並べた行列$\mathbf{U}_r$を求める。

(3) 解くべき対象の元々の情報量$N$よりも$r$が十分小さければ、別の条件$j$における結果$\vec{\phi}_j$は、$r$個の展開係数$\vec{\varphi}_j \in \mathbb{R}^{r\times 1}$を用いて、$\vec{\phi}_j \approx \mathbf{U}_r\vec{\varphi}_j$と少ないデータ数で再構成できる。

(4) (3)で述べた基底展開に基づくことで、入力パラメータに対して展開係数$\vec{\varphi}$を関数化/モデル化するか、あるいは、入力パラメータの変化に応じて、縮約された展開係数$\vec{\varphi}$に関する方程式を解くことにより、別の条件$j$における展開係数の数値解$\vec{\varphi}_j$を効率良く求め、$\vec{\phi}_j$を再構成する。

一例として、我々の研究グループにおいて取り組んできた ROM 研究事例について以下で紹介する。

**炉定数テーブルの圧縮：**pin-by-pin 炉心計算で用いるような燃料棒単位の炉定数(多群微視的断面積など)テーブルに対して、SVD を適用することで基底を求め、その展開係数を状態変数(燃焼度、温度など)に対してモデル化する。これにより、炉定数テーブルのデータ量および再構成コストを削減する[2]。

**共鳴計算**：燃料棒内における中性子束エネルギースペクトル$\phi(E)$について、超詳細エネルギー群の中性子輸送方程式の数値解を厳密に解く代わりに、各エネルギー$g$群単位でエネルギーに関する基底$u_{g,k}(E)$で展開し、その展開係数に関する方程式を解くことで、求めたい$\phi(E)$を効率良く再構成する[3], [4]。

**炉心計算(固有値計算・動特性計算)**：中性子束の空間分布および時間変化$\phi(\vec{r},t)$について、詳細空間メッシュ分割の炉心計算を実施する代わりに、空間変数に関する基底$u_k(\vec{r})$で展開し、その展開係数に関する$k_{\mathrm{eff}}$固有値計算や時間微分方程式を解くことで、低計算コストで精度良く$\phi(\vec{r},t)$を再構成する[5], [6]。さらに、燃料棒単位で非均質な炉心計算を効率良く解く数値解法として、Global/Local 反復解法(詳細空間メッシュ分割の集合体計算(Local 計算)と、粗い空間メッシュの炉心計算(Global 計算)を解が収束するまで繰り返す方法)に対する ROM の応用について、現在研究を進めている[7]。

**感度係数評価:** 詳細エネルギー群で分割された$g$群の微視的断面積に対する任意核特性($k_{\mathrm{eff}}$, 反応度係数, 相対出力, 燃焼後の各核種重量など)の感度係数$S(E)$について、膨大な入力パラメータの数だけ直接摂動法を実施する代わりに、$S(E)$をエネルギーに関する基底$u_k(E)$の和で展開した ROM で表現し、その展開係数、すなわち「基底$u_k(E)$方向の感度係数」を少数回の forward 計算により効率良く推定する[8]。

**参考文献**

[1] D. G. Cacuci (Ed.), *Handbook of Nuclear Engineering*, Springer US, Boston, MA (2010).

[2] M. Yamamoto et al., "Compression of Cross-Section Data Size for High-Resolution Core Analysis Using Dimensionality Reduction Technique," *Nucl. Sci. Eng.*, **195**(1), pp.33–49 (2021).

[3] R. Kondo et al., "A New Resonance Calculation Method Using Energy Expansion Based on a Reduced Order Model," *Nucl. Sci. Eng.*, **195**(7), pp.694–716 (2021).

[4] R. Kondo et al., "Improvements in Computational Efficiency for Resonance Calculation Using Energy Spectrum Expansion Method," *Nucl. Sci. Eng.*, **196**(7), pp.769–791 (2022).

[5] K. Tsujita et al., "Fast Reproduction of Time-Dependent Diffusion Calculations Using the Reduced Order Model Based on the Proper Orthogonal and Singular Value Decompositions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**(2), pp. 173–183 (2021).

[6] K. Tsujita et al., "Efficient Reduced Order Model Based on the Proper Orthogonal Decomposition for Time-Dependent MOC Calculations," *J. Nucl. Sci. Techonol.*, DOI:10.1080/00223131.2022.2097963 [to be published].

[7] M. Ito et al. "Neutron Diffusion Calculation in Heterogeneous Geometry Based on Local/Global Iteration Using Proper Orthogonal Decomposition," *Proc. PHYSOR2022*, Pittsburgh, PA, May 15–20, 2022.

[8] R. Katano et al., "Sensitivity Coefficient Evaluation of an Accelerator-Driven System Using ROM-Lasso Method," *Nucl. Sci. Eng.*, DOI:10.1080/00295639.2022.2067447 (2022).

---

*Tomohiro Endo[1]

[1]Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

# [2F_PL] Value of advanced reactor development based on social trends

Chair: Takaaki Sakai (Tokai Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

## [2F_PL01] Values and issues in developing advanced reactors that can contribute to the solution of energy security and radioactive waste issues

*Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

## [2F_PL02] Contribution to carbon neutrality by advanced reactors that can coexist with renewable energy

*Shuji Ohno[1] (1. JAEA)

## [2F_PL03] Foreign country trends and international cooperation on advanced reactor development

*Takuya Seshimo[1] (1. JANUS)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

新型炉部会セッション

# 社会動向を踏まえた新型炉開発の価値
Value of Advanced Reactor Development Based on Social Trends

## (1) エネルギー安全保障･廃棄物問題解決等へ貢献できる新型炉開発の価値と課題

(1) Values and issues in developing advanced reactors that can contribute to the solution of energy security and radioactive waste issues

*高木 直行[1]

[1]東京都市大学

### 1. エネルギーを取り巻く状況

世界がクリーンエネルギートランジションの潮流にある中、国際エネルギー機関（IEA）は、あらゆる国が国民の生活や社会経済活動を維持していくために必要十分な量のエネルギーを合理的な価格で継続的・安定的に確保するエネルギー安全保障を地球環境保全と両立していく上で、低炭素電源の多様性確保や鉱物資源のサプライチェーンのレジリエンス強化等の原則を提示している。同時に、これらを推進する上では、各国の事情に応じた多様なアプローチがあり、それを相互に認め協力し合うことを勧告している。また 2022 年 2 月に勃発したロシアによるウクライナ侵攻は、世界規模でエネルギー安定供給への不安や物価高をもたらし、資源調達やエネルギーシステムの在り方について、全体的見直しを迫る状況となっている[1)]。

そうした中、日本政府は温室効果ガスの排出量削減について、2021 年 4 月の米国主催気候サミットにおいて、2050 年に排出を全体としてゼロにする「カーボンニュートラル」方針と整合的でありかつ野心的な目標として、2030 年度に温室効果ガスを 2013 年度から 46%削減することを目指すこと、さらに 50%の高みに向け挑戦を続けることを表明している。この高い目標の実現に向けては、温室効果ガス排出の 8 割以上を占めるエネルギー分野の取り組みが重要であり、中でも電力部門においては、水素・アンモニアを使った発電や、分離・回収・貯留した $CO_2$ を化学原料の生産や藻を育成しバイオ燃料として利用する CCUS (Carbon dioxide Capture, Utilization and Storage)などの可能性を追求するとともに、再生可能エネルギー（再エネ）や原子力などの実用段階にある脱炭素技術を活用し、着実に脱炭素化を図っていく方針が示されている[2)]。2022 年 6 月下旬には、東京電力管内での電力需給ひっ迫が懸念されたことを受け、岸田総理大臣は冬期に同様な事態が生じる事を避けるため、萩生田経済産業大臣に対し、最大 9 基の原発の稼働を進め日本全体の電力消費量のおよそ 1 割に相当する電力を確保することを指示した。ウクライナ侵攻もあり、エネルギー危機への不安はより現実味を帯びている。

このような背景を受けて、経済産業省資源エネルギー庁は 2022 年 4 月、原子力発電の新たな社会的価値を再定義し、我が国の炉型開発に係る道筋を示すため、総合エネルギー調査会電力・ガス事業分科会 原子力小委員会の下に「革新炉ワーキンググループ」（以下、革新炉 WG）を設置した。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ることに加え、欧米では、既設炉への財政支援等のみならず、革新炉についても大規模予算支援の下にイノベーションが加速していることがその背景にある。この革新炉 WG は 7、8 回の開催を通じて、海外の動向も踏まえながら、原子力イノベーションによる再エネとの共存、水素社会への貢献といった新たな社会デザインを提示するとともに、革新炉を含めた原子力全体のサプライチェーンの維持・強化につなげていくためのロードマップをまとめ、2022 年秋頃にこれを原子力小委員会へ提示することを目的としている。

本稿では、1)近未来の温室効果ガス排出削減の具体的目標に対し、原子力が実効的に貢献するための短中期的計画の在り方、2)我が国のエネルギー安全保障を確保する上での革新炉を含む原子力開発の方向性、3)放射性廃棄物の環境負荷に対する革新炉のポテンシャルについて論じたい。

---

*Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City University

## 2. 原子力の短中期的計画の在り方

2022 年 2 月に開催された第 24 回原子力小委員会資料によれば、エネルギー起源の $CO_2$ を 2030 年時点で 45%削減するための電源構成は、化石火力を 41%に抑え、非化石を 59%とする必要がある。非化石の電源は、再エネが 36～38%、原子力が 20～22%(の組み合わせにより合計 59%)であり、野心的な省エネを想定した 2030 年時点の日本の一次エネルギー供給量(9,340 億 kWh)をこの構成比で供給する計画である。この場合、原子力発電の稼働率を 80%とすると、2030 年時点で必要な原子力発電容量は約 27～30GWe と見積もられる。

図 1 に国内原子力発電所の設備容量推移予想を示す。2012 年の原子炉等規制法改正により、発電用原子炉の運転期間が明示され、使用前検査に合格した日から起算して 40 年運転、1 回に限り 20 年を超えない期間延長できるとされている。運転期間が 40 年のままの場合、2030 年時点での原子力容量は 27GWe であり、$CO_2$ 45%削減目標達成は辛うじて可能そうだが、それは直ぐさま寿命を迎えた炉の退役により達成不可能となる。2050 年の正味ゼロ目標については、例え全基を 60 年運転としても 2030 年時点での容量維持が出来ず、削減目標の達成が見通せない。

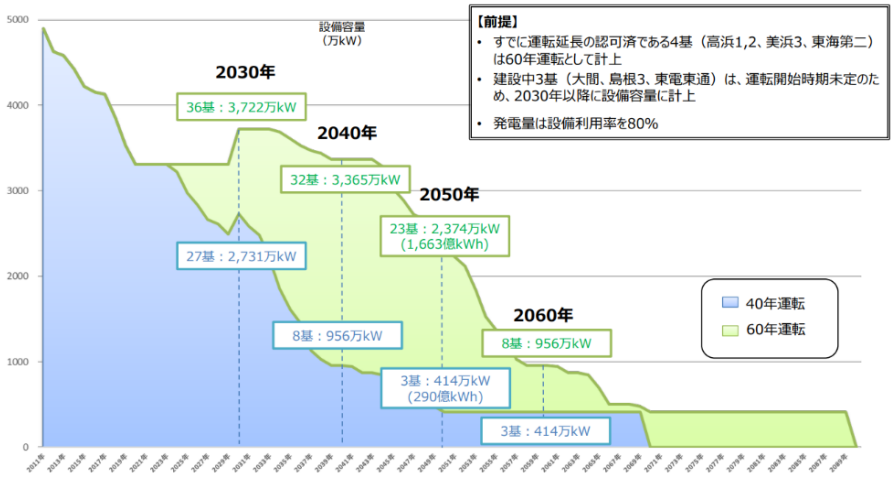



**図1 国内原子力発電所の将来の設備容量の見通し** [1)]

それでは革新炉、新型炉を導入することで削減達成は可能だろうか。図 1 の 40 年運転ケース、60 年運転ケースで若干の違いはあるものの、設備容量の減少速度はおおよそ 1GWe/年であり、これは即ち、2030 年時点の容量を維持するだけでも約 1GWe/年の新規原子炉建設が必要であることを意味する。しかもそれは、40 年運転ケースの場合、2030 年以降早々には開始されねばならない。2050 年の正味ゼロ目標達成に至っては、2030 年以降の電力需要伸びや再エネシェアの増加度合いに依存するものの、1GWe/年を上回るペースでの新設炉導入が必要となる。

革新炉 WG で議論の対象とする炉型は、WG のその名称から、SMR や高温ガス炉が想起されることが多い様だが、2030 年運開、1GWe/年以上のペースでの増設を 20 年以上継続、という必要要件を考えると、それらの炉型が適合しにくいことが容易に推察される。例えば米の NuScale 炉 (NuScale Power Module™: NPM) の発電容量は、2018 年にモジュールあたり 50MWe から 60MWe へ、2020 年末にはさらに 77MWe へと増強され、12 モジュールを連結した NuScale 発電所としての設備容量は 924MWe とされているが、仮にこの炉で日本の 2030 年時点の原子力設備容量を 2050 年まで維持するとしたら 260 モジュールもの導入が必要となる。小型かつ自然循環炉は炉心高さ H/直径 D の比が大きめ(≒1.3)であり、定性的に中性子漏洩が大きいことに加え、燃料には HALEU（high-assay low-enriched uranium）でなく濃縮度 5%以下の LEU が想定されているため、取出平均燃焼度は初期型の軽水炉と同等レベルと予想され、天然ウラン消費(次章参照)や使用済み燃料の発生量は大型軽水炉より大きくなる。さらに新型炉の場合、新たな規制基準や体制の整備にも時間を要するであろう。米国が国内向けや輸出目的でこれらを開発する意義と、日本のニーズには隔たりがある。

従って、2030 年に 46%減、2050 年に正味ゼロとする目標に対しては、出力の小さい新型炉よりも、技術が確立し実績豊富、かつ新規制基準に対応し震災以前に比べ飛躍的に安全性を改善した大型軽水炉の導入が現実的とみるのが自然であろう。もちろん、その大型軽水炉であっても、新規建設が途絶えて久しい日本において上記のスピードで建設導入するには、綻び始めた原子力サプライチェーンの維持・補強が喫緊の課題だ。需要が生まれさえすれば、チェーンの復帰は思いのほか容易、とみるのは楽観的過ぎかも知れないが、日本では 1970 年に始まった軽水炉導入以降、約 40 年で 50GWe の設備を建設した実績がある。東京電力福島第一原子力発電所事故で染みついた軽水炉への不信は、新たに積み上げる実績で払拭するしかない。

### 3. エネルギー安全保障に貢献する新型炉

1972 年にローマクラブが発表した報告書「成長の限界」は、資源、エネルギー、地球汚染、食料生産、人口の総合的相関を示し、地球環境問題対策の重要性を世界へ啓発する役割を果たした。その後、1992 年のリオ宣言、1997 年京都議定書、2015 年パリ協定等を経て、今や気候変動への取り組みの重要性と必要性は各国の共通認識となり、経済活動の方向性をも左右している。この様に地球温暖化への対策が声高に叫ばれる一方で、S+3E の一つの E である Energy Security への意識はやや薄れ優先度が低下した、ということはないだろうか。そもそもエネルギー安全保障とは地政学的に捉えられる各国固有の政策を要する問題であり、世界各国が足並み揃えて実施する環境対策とは質が異なるが、こと資源小国日本にとって、その重要性はいささかも変わっていないはずである。ウクライナ侵攻を目の当たりにした全世界は改めてこれを再認識している。

世界人口推移について、国連の最新の報告書は、2022 年 11 月に 80 億人、2058 年には 100 億人に到達、2080 年代には約 104 億人でピークとなり、2100 年までその水準が維持されるとしている。この人口増加と生活の質向上は相乗効果で世界エネルギー消費量を増大させるため、今後高効率化と省エネを極めても消費量の抑制は容易ではない。加えてこのエネルギーの大半を非化石源で供給することが現代の要請である。

IEA が昨年示した「2050 年ネットゼロシナリオ」で想定する 1 次エネルギー供給量は、2020 年以降 2050 年までほぼ同水準の 550～600EJ/年とされ、2050 年時点で化石シェアを 20%まで下げ、残りを再エネと原子力で賄うことでネットゼロを達成可能としている [3]。この時点での原子力の設備容量は、現在の 2 倍に近い 800GWe にもなっており、これは IAEA「2021 年版予測」の高位ケースと同等である。IAEA の低位ケースでも現在レベルの原子力設備容量を 2050 年まで維持する必要がある。いずれにしても、原子炉を動かすためのウラン資源の消費は継続するということである。

ではここで基本に立ち返り、ウラン資源量の観点から、こうした規模の原子力発電の持続可能期間に目を向けてみる。図２に概算結果を示す。経済的に採掘可能(<100 US$/lb$U_3O_8$))なウランの既知資源量は 807 万 ton とされており、このウラン量は、4.5%濃縮度の燃料を用い燃焼度 42GWd/t を達成する 1GWe 大型軽水炉、400 基（現在規模、IAEA の低位ケース）を約 100 年間維持する量に相当する。400GWe 分全てが SMR と仮定した場合、燃焼度がやや低いこと、濃縮度の高い HALEU を用いること、熱効率がやや低いことから持続できる期間はほぼ半減する。高温ガス炉(HTGR)では、高い燃焼度や熱効率が得られるものの、濃縮度の高い燃料(14%程度)を用いることから、持続期間はやはり短くなる。設備容量 800GWe（IEA ネットゼロ、IAEA 高位ケース）を想定すると、それぞれの期間は半減し、これを究極資源量(1529 万 ton)で考えるとおよそ倍の年数（図２とほぼ同じ）に延長される。

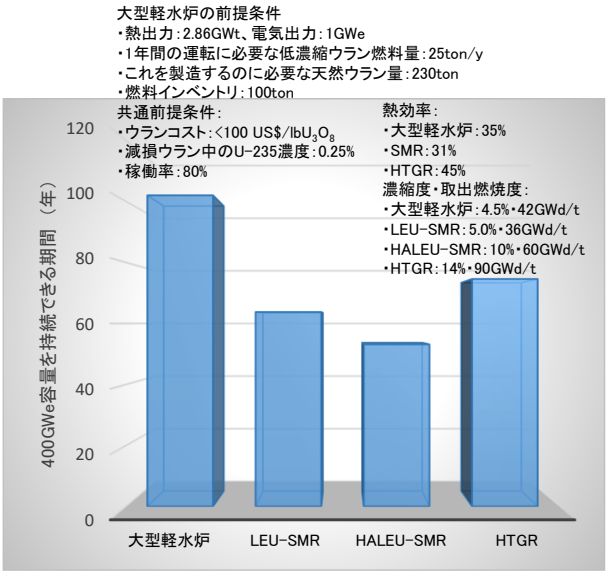



**図2　既知ウラン量で 400GWe 分の発電設備容量を持続できる年数比較**

そもそもワンススルーを前提とした軽水炉のウラン資源利用率（濃縮工程廃品ウラン濃縮度 0.25%を想定）は、図３の通り 0.5～0.6%程度である。なお、天然ウランで稼働する CANDU 炉の燃焼度は軽水炉の 1/5 程度と低いながら濃縮不要故に資源利用率は 1%弱と軽水炉に勝る。一方、近年注目される小型軽水炉や高温ガス炉は、経済性へ直結する燃焼度向上を優先し、資源利用率は 0.3%程度に留まる。ここで現在の我が国のウラン購入契約量は、長期契約、短期契約及び製品購入、開発輸入分全てを含め約 35 万 ton であり、大型軽水炉ワンススルーを継続する場合、2070 年頃にはこの量を上回る可能性があり、これを回避するには 2045 年頃からの高速増殖炉導入が必要との予測例がある [4]。大型軽水炉以外の革新炉導入は、天然ウランの消費速度を早め、高速炉導入時期に影響することに留意する必要がある。

増殖比が 1 を越える高速炉の資源利用率は、炉心部とブランケット部の平均燃焼度、再処理毎の回収ロス、そして MA リサイクルの有無に依存し 60%～99%となる。すなわち、ワンススルー大型軽水炉と閉サイクル

型高速増殖炉の資源利用率には 120～200 倍(=60/0.5～99/0.5)の違いがあり、熱効率の違いも考慮するとその差はさらに大きくなる。

世界が目指す脱炭素に向かいつつ、天然ウラン累積消費を適量レベルで安定化させ、ウラン価格の高騰を回避するには、着実な高速炉サイクルへの移行が必要である。

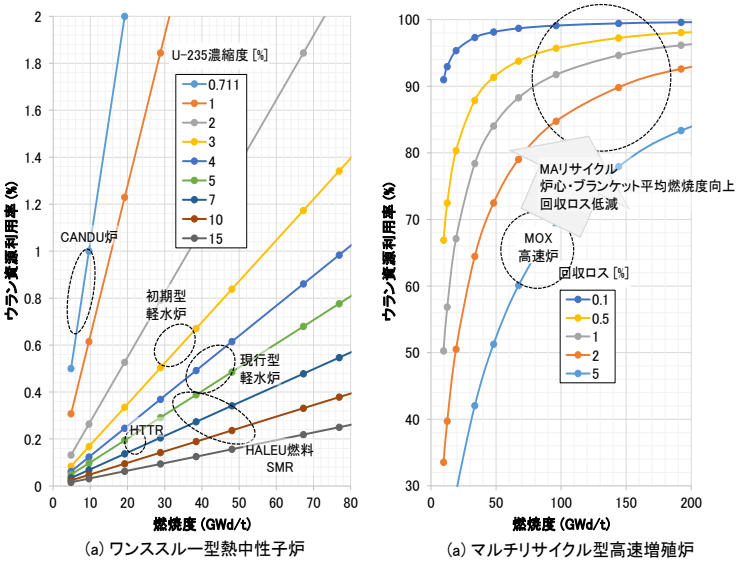



**図3 熱中性子炉と高速増殖炉のウラン資源利用率の比**

## 4. 放射性廃棄物問題に貢献する新型炉

原子炉の運転に伴い発生する使用済み燃料は、再処理により U と Pu を回収した後、高レベル廃液をガラス固化して深地層処分することが我が国の基本方針だが、分離核変換技術の適用により、放射性廃棄物の有害度継続期間の短縮、発生するガラス固化体数の低減、処分場面積の削減等ができる可能性がある。この技術開発の歴史は長く、日本での研究開発計画としては、1987 年の原子力開発利用長期計画を受け翌 1988 年に開始された群分離・消滅処理技術研究開発長期計画（通称オメガ計画）がある。また日本原子力学会では 1991 年から消滅処理研究専門委員会が設置され、長らくバックエンド問題を緩和する技術やその在り方が研究されてきた。

放射性廃棄物の何をどうすることが最終処分の負担軽減になるか。これは単純な様で複雑な問題である。その考察には、放射能、放射性毒性、存続時間、発熱量、廃棄物体積、処分施設の安全性能等の技術的指標に加えて、放射能を有する廃棄物でありかつ超長期にわたる問題故の、社会的受容性や世代間倫理といった社会的視点も必要であり、現在でも核変換やバックエンドの専門家の間で多様な考え方がある。例えば、①MA リサイクルにより放射性毒性がウランレベル以下となる期間を短縮しても、地層処分場の安全評価結果には何ら変わりが無い、②MA の主成分である Np-237 の毒性はそもそも低く、さらなる低減は不要である、③Cs, Sr, Am 等の発熱性核種を回収しガラス固化体の発熱量を低減することで廃棄体の処分ピッチを短縮でき処分場面積を縮小できる、④ガラス固化体に封じ込む事が出来ずかつ岩盤へ吸着されず地中移行し易い長寿命核種 I-129、C-14、Cl36 等が重要な核変換対象核種である、④移行性の I-129 ですら、安全評価によるリスク（線量当量）は 10 $\mu$ Sv/年以下であり、さらに低減しても処分安全の向上にはつながらない、⑤自然を相手とする超長期の問題故、予測シナリオや安全評価には限界があり、廃棄物のポテンシャルリスクの極力低減やその存続期間短縮の絶え無き追求は原子力業界の責務である、などが挙げられる。

いずれにせよ明確なのは、長寿命核種を核変換で短寿命化・安定化するには中性子を消費するため、臨界炉でこれを実施するには十分な中性子が必要なことである。図 4 にみる通り、Pu 燃料高速炉は核分裂あたりの発生中性子数が多いため、臨界維持に 1 個、消費された核分裂性核種を U-238 から補うために 1 個、その他漏れや構造材や冷却材への吸収を考慮してもなお余剰（0.2 個）の中性子が存在し、これを長寿命核種の核変換に利用できる。一方熱中性子炉では臨界維持と燃料の部分的維持しかできず、MA や LLFP を消滅するために十分な中性子をもたない。また重元素の内あらゆる親核種は、熱中性子に対する捕獲と核分裂の断面積比 $\sigma_\gamma/\sigma_f$ が大きいため、熱炉では核分裂で消滅するより中性子を捕獲しより重い核種へと高次化する傾向が強い。もちろん、消費する燃料（核分裂性核種）量に制限が無いとすれば、熱炉でも MA や LLFP の核変換は可能だが、これは天然ウラン消費を早め、前章の資源論につながることとなる。

なお、将来の原子力が軽水炉やガス炉等の熱中性子炉と高速炉の複数炉型で構成されることを仮定すると、燃料や消滅対象廃棄物を相互にやり取りする協働系として、燃料維持と廃棄物燃焼を両立できる可能性がある。高速炉の持つ燃料増殖性能は、十分な発電設備容量に到達した時点でやがて不要となり、熱炉向けの燃料生産や、熱炉で発生した廃棄物の核変換に振り向けることができる。軽水炉、ガス炉、高速炉を資源や廃棄物の視点で相互に関連づけた導入シナリオの検討が必要である。

## 5. おわりに

我が国の炭酸ガス排出量を 2030 年に 46%減、2050 年に正味ゼロとする政府目標の達成には、再エネの最大限の導入を図っても、原子力発電の活用は不可欠である。しかもそれには規模とスピードが必要なため、出力が小さく、開発途上にあり、許認可体制も整っていない革新炉の寄与は限定的とならざるを得ない。主役となる大型軽水炉には、既設炉の再稼働と寿命延長、そして革新軽水炉の導入が期待され、そのためには大きな初期投資に対する政府支援、建設期間短縮によるファイナンスリスクの回避、綻び始めているサプライチェーン維持強化のための迅速なプロジェクト開始が求められる。

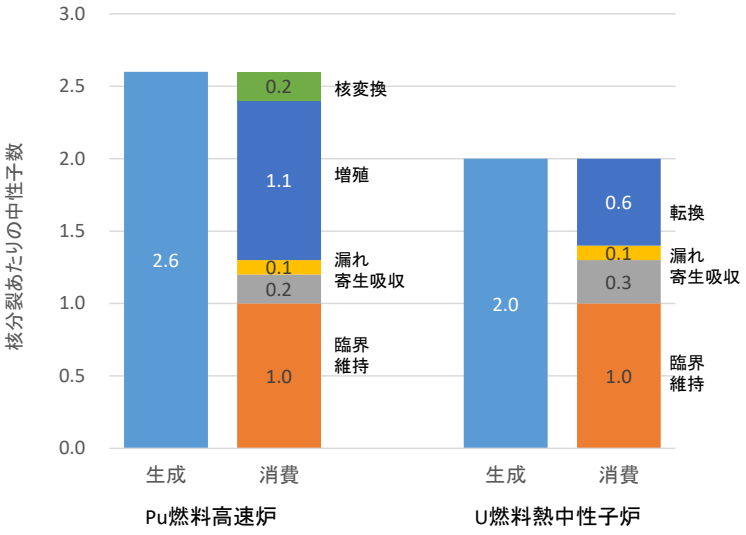



図4 高速炉と熱中性子炉における中性子の収支

資源消費型の熱中性子炉＋ワンススルー体系では、2050 年の炭酸ガス削減目標に必要な発電容量を維持することは、日本が確保・消費可能なウラン資源量制約の観点から、21 世紀中盤以降困難となる。長期的な低炭素社会の維持に核分裂炉の貢献が期待される限り、資源利用率を飛躍的に改善する高速炉＋リサイクル体系への移行（部分導入）が必須であり、特に、濃縮度の高い燃料を用いる SMR や高温ガス炉が一定のシェアを持つようになると、高速炉導入時期を早める必要すら生じる可能性がある。加えて、放射性廃棄物の有害度低減や毒性存続期間の短縮等、核変換の実施が必須の社会要請となった場合、それを実施するための中性子収支の観点から、さらに高速炉＋リサイクル体系の重要性は増してくると考えられる。

革新炉 WG では、安全性向上を前提としつつ付加する原子力の新たな価値として、変動性の再エネと共存するための「負荷追従性」、エネルギーの長期安定供給に寄与する「資源有効利用」、冷却材の高出口温度を活用した「水素製造」、放射性廃棄物の「減容・短寿命化」等について良く議論されたが、最後にもう一つの新たな価値について述べ本稿を閉じたい。それは原子炉による医用 RI の製造である。重粒子や BNCT によるがん治療は放射線を外部から照射するため、健全細胞への一定の放射線照射は不可避だが、近年発展しつつある標的 α 線療法では Ra-223 や Ac-225 等の短寿命 α 核種を注射で内用し、腫瘍内部からの照射となるため効果的である。原子炉や加速器設備に出向く必要もなく患者の負担は少ない。そもそも原子炉は、原理的にビーム束高、照射体積大、除熱能力大そしてエネルギー収支に優れる特徴があり、核分裂連鎖反応を司る中性子は、全てが有効活用されている訳ではなく、一定量は構造材への吸収や炉外への漏洩で消費されている。こうした中性子を有用な放射性同位体(RI)の生成に積極的に活用することを、これからの革新炉の設計段階から想定しておけば、発電の傍らで RI 製造を行うことは技術的に可能である。エネルギー分野に比べ医用 RI 分野の経済効果は日本では小さいものの、米国では 20 年以上も前から肩を並べる規模にある。IAEA は未だ核医学の恩恵に供せず癌により 1 千万人規模の犠牲を払う途上国へ核診断・治療を普及させるための”Rays of Hope”プロジェクトを 2022 年から開始している。供給が需要を生むはずだ。真の意味の「革新」を考えたい。

参考文献

1. 中島 学「ウクライナ情勢とエネルギー・トランジションについて」JOGMEC 石油・天然ガス資源情報 (2022 年 7 月)
2. 「今後の原子力政策について」第 24 回原子力小委員会資料 (2022 年 2 月)
3. 「IEA（国際エネルギー機関）による 2050 年ネットゼロに向けたロードマップの解説」公益財団法人地球環境戦略研究機関（IGES）気候変動ウェビナーシリーズ(2021 年 7 月)
4. 森 行秀、小野 清、大滝 明、高速炉戦略ロードマップ検討会報告 (2)長期的視点からの検討 : 高速炉開発の意義、2018 年日本原子力学会秋の大会新型炉部会セッション -2H_PL02-

2022年秋の大会

新型炉部会セッション

# 社会動向を踏まえた新型炉開発の価値
Value of Advanced Reactor Development Based on Social Trends

## (2) 再生可能エネルギーと共存できる新型炉によるカーボンニュートラルへの貢献

(2) Contribution to carbon neutrality by advanced reactors that can coexist with renewable energy

*大野 修司[1], 山野 秀将[1]
[1]日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

2020 年 10 月、総理大臣所信表明演説にて、日本政府は「2050 年までに温室効果ガスの排出を全体としてゼロにする」方針を宣言し、「省エネルギーを徹底し、再生可能エネルギー（再エネ）を最大限導入するとともに、安全最優先で原子力政策を進めることで、安定的なエネルギー供給を確立」すると表明した。そして、2021 年 4 月、地球温暖化対策推進本部の会議にて、2030 年に向けた温室効果ガスの削減目標について、「2013 年度から 46%削減することを目指し、さらに、50%の高みに向けて、挑戦を続けていく」と表明した。これは、2013 年度から 26%削減するとした 2015 年パリ協定後に国連に提出した目標を大幅に引き上げることになり、我が国が世界の脱炭素化をリードしていきたいという狙いがある。

この表明を受けて、2021 年 10 月、第 6 次エネルギー基本計画において、2030 年度の電源構成は再エネを 36～38%程度、原子力を 20～22%程度を見込んでおり、残りを天然ガスや石炭といった火力とする計画である。火力発電については、太陽光発電や風力発電のもつ再エネの変動性を補う調整力として活用しつつ、2050 年カーボンニュートラルに向けて火力発電の比率をできる限り引き下げる方針である。原子力については、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉を始め、安全性等に優れた炉の追求など、将来に向けた原子力利用の安全性・信頼性・効率性を抜本的に高める新技術等の開発や人材育成を進める」と記述され、具体的には、「革新的な原子炉開発を進める米国や欧州の取組も踏まえつつ、国は長期的な開発ビジョンを掲げ、民間は創意工夫や知恵を活かしながら、多様な技術間競争と国内外の市場による選択を行うなど、戦略的柔軟性を確保して進める」としている。

国外に目を転じれば、欧州委員会は、2022 年 7 月、原子力と天然ガスによる発電を一定の条件のもとで脱炭素に役立つ持続可能なエネルギーとして「EU タクソノミー」と呼ばれる新たな基準に含めることを承認し、脱炭素に向けて投資を促すことを狙っている。また、欧米諸国では、再エネと共存できる新型炉概念を創出するなど新型炉開発が活発になってきている。

我が国においても、2050 年カーボンニュートラルに向けて持続可能な脱炭素社会を実現するためには、電力部門において再エネと原子力発電のゼロ・エミッション技術を最大限活用していくことが急務であり、加えて、産業・民生・運輸といった非電力部門において省エネルギー化や電化を進め、エネルギーシステムのイノベーションを図っていく必要がある。本講演では、変動性再エネの導入拡大に伴う調整力の重要性を述べたのち、再エネと共存できる新型炉システムについて国内外の開発動向を紹介する。

### 2. 調整力の重要性

太陽光や風力など変動性再エネは発電量が季節や天候に左右され、需要と供給のバランスが崩れると、大規模な停電などが発生するおそれがある。最近でも供給力不足により電力予備率が 3%を切りそうになるという厳しい状況がよく報道されている。また、電力消費地から遠い北海道や九州が再エネの適地であり、導入拡大が進んでいるが、電力供給の不安定を避けるため九州では出力制御が行われている。そこで、地域間の電力需給バランスを解消するため、地域間連系線を増強する計画があるが、それだけでは解決できない。再

*Shuji Ohno[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

エネを大量導入し主力電源化していくためには、不安定な発電量をカバーすることのできる別の電源、つまり適切な「調整力」の確保が不可欠である。

図 1 は、2017 年 4 月 30 日の九州地方の電力の需要と供給を示したものである[1]。太陽光発電によって、昼間には最大で需要全体の約 7 割を賄うことができているが、電力の需要は、真夏の昼～夕方や真冬の朝夕の時間帯にピークを迎えるため、揚水動力や火力発電によって的確に対応している。しかし、今後、再エネが大量に導入されると、こうした時間帯に電力不足に陥るおそれがある。一方、暖房や冷房の需要が少ない春や秋、それも工場が休みになっていることの多い休日などは、電力需要は年間のピーク時の半分程度になる。しかも春の昼間というのは、天候に恵まれれば、太陽光発電が年間でもっとも発電する時期である。日本の卸電力市場（JEPX）の取引量は、小売全面自由化当初（2016 年 4 月）では総需要の約 2%であったのに対し、2021 年には 40%を超えるほどの水準になっており、太陽光発電が最も発電する時期の昼間には 0.01 円/kWh になることが頻繁になっている。

このような昼間の時間帯に売電せず、電気を貯めておき、夕方のような必要な時に放電することができる蓄電池は最も期待される調整力である。ただし、蓄電池は、最近下落傾向にあるもののコスト面に課題がある。今後、大容量蓄電池の開発が期待されるが、デジタル化や電気自動車の普及拡大によって需要が高まっており、蓄電池だけで調整力を期待するのは限界がある。また、蓄電池にはレアメタルを使用しており、そのほとんどを輸入している我が国はその安定調達にリスクがあることも留意が必要である。これらを踏まえて、再エネ主力電源化に向けて、蓄電池以外の調整力を確保していくことが肝要である。

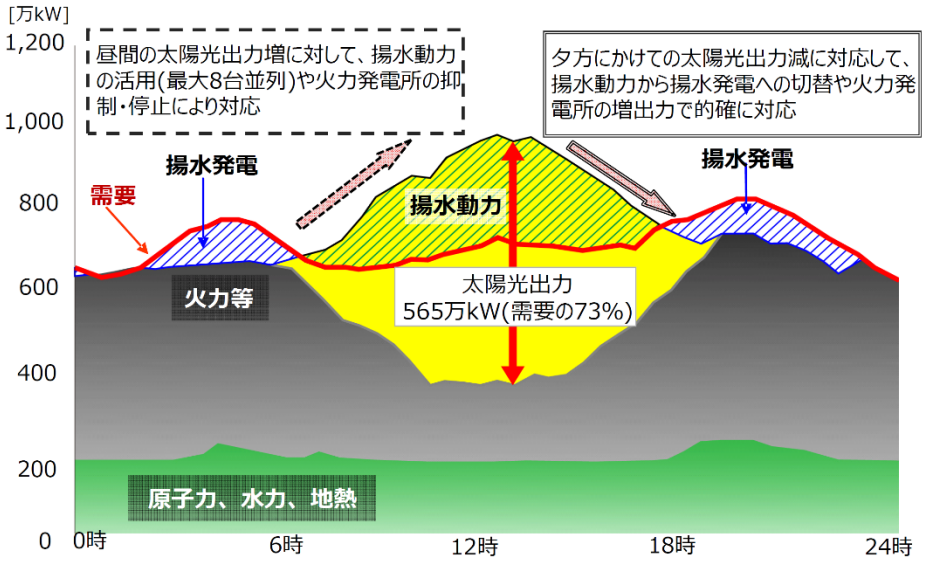



図 1　2017 年 4 月 30 日の九州の電力需給実績
（出所：資源エネルギー庁 https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/qa_syuturyokuseigyo.html）

将来、変動性再エネ割合が 40%を想定すると、不足電力が 1 日に最大 35～90GWh 規模で発生することが試算されている[2]。すなわち、90GWh 規模の蓄電容量を確保する必要がある。リチウムイオン電池を用いた大容量蓄電池システムは、国内では 0.7GWh の設備導入が計画されている。蓄電池の今後の導入拡大を期待するにしても、大容量蓄電池及び一般水力の揚水化拡大だけでは不足電力を補うことはできない。様々な技術によって調整力を確保することが重要である。

## 3. 再エネと共存できる新型炉システム

### 3-1. 負荷追従能力

原子力発電は火力発電に比べて発電コストにおける燃料費の比率が小さい。そのため、我が国では、原子力発電はベースロード電源として火力発電のように負荷追従運転をしてこなかった。しかし、技術的には日

間や週間の長期的な電力需給の補完や１次や２次調整力の提供による電力系統の安定性確保を目的とした負荷追従性能を有する。実際に、電源構成に占める原子力発電の割合の高い仏国、電源構成に対して出力変動する再生可能エネルギーの割合が高い独国ではすでに原子力発電が日常的に負荷追従運転を実施している。負荷追従における技術的課題は国外では解決済みであり、国内導入も問題ないとみられる。また、欧米では負荷追従運転が事業者から設計要求されており、新型炉システムも設計対応によって将来には負荷追従運転性能を有する必要がある。

### 3-2. 熱供給範囲

原子力プラントは一般に発電向けであるが、世界的には、70 基もの原子炉が様々な熱利用分野（コジェネレーション）において利用されている[3]。熱利用範囲は、5～240 MWth/基で、原子炉の熱利用割合は全体量に比べて僅か(<1%)であって、その利用は地域暖房、蒸気供給及び海水淡水化に限定されている。

軽水炉及び第 4 世代原子炉の供給温度域は以下のとおりである。

- ✓ 軽水炉 (BWR, PWR, SMR), 280-300℃
- ✓ ナトリウム冷却高速炉 (SFR), 500–550℃
- ✓ 鉛冷却高速炉 (LFR), 480–570℃
- ✓ 超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR), 510–625℃
- ✓ 溶融塩炉 (MSR), 700–800℃
- ✓ ガス冷却高速炉 (GFR) 約 850℃
- ✓ 高温ガス炉 (HTGR), 750–950℃

軽水炉に比べて、上記の第 4 世代原子炉で代表される新型炉は供給温度域が高く、熱エネルギーの利用価値が高い。

### 3-3. 調整力として期待される原子炉システムに関する議論

マサチューセッツ工科大学と東工大を始めとする日米共同研究の 2017 年報告書[4]では、熱貯蔵設備の建設コストが蓄電設備の建設コストよりもはるかに安価であるとの試算結果に基づき、原子炉と熱貯蔵装置を接続させ、原子炉の定格出力運転を維持したまま、再エネの出力変動に伴う要求に応じて電力提供を可能とする以下のシステムが提案された。

- ✓ 蒸気発電サイクルを用いた原子力発電プラントと熱貯蔵設備（スチームアキュームレータ、顕熱蓄熱型、氷蓄熱型、充填層型、高温岩体型）から構成されるシステム
- ✓ 耐火煉瓦抵抗加熱式エネルギー貯蔵設備について、安価な余剰電力を用いて耐火煉瓦を高温に熱し、必要に応じて高温の耐火煉瓦に空気を吹き込むことで貯蔵熱を回収し、発電に利用するシステム
- ✓ 炉心の蓄熱容量を活用した高温ガス炉ガスタービン発電システム
- ✓ 高温炉とブレイトンサイクル発電設備、耐火煉瓦抵抗加熱式エネルギー貯蔵設備から構成されるシステム

2018 年 10 月、IAEA では、Technical Meeting on Nuclear–Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogeneration を開催し、各国における原子力－再エネ共存システムについて紹介され、開発資金や戦略、計画管理、技術的な課題が議論された[5]。これを契機に、世界中で原子力－再エネ共存システムの検討が進むことが期待される。

我が国では、日本機械学会動力エネルギーシステム部門「原子力・再生可能エネルギー調和型エネルギーシステム研究会」（2019 年 4 月～2021 年 3 月）が、「2050 年温室効果ガス排出実質ゼロを達成するための意見書(2021 年 3 月 9 日)」を公表し、蓄エネルギー技術の確立と調整力に富んだクリーンな安定電源の確立を提言している。ゼロ・エミッション安定電源である原子力発電のより積極的な活用も重要であると述べ、原子力・再生可能エネルギー調和型エネルギーシステムの有用性を主張している[3]。

## 4. 国内外の新型炉開発動向

### 4-1. 蓄熱設備を有する新型炉

米国では、テラパワー社と GE 日立ニュークリア・エナジー社が電気出力 345MWe の小型モジュラー型ナトリウム冷却高速炉 PRISM と蒸気タービン発電設備、溶融塩蓄熱設備を接続し、原子炉出力一定のまま、再エネの出力変動に伴う要求に応じて変動した電力を提供するシステムを共同で開発している[6]。

我が国では、JAEA が中心となってナトリウム冷却高速炉を開発してきた。最近では、溶融塩蓄熱を組み合わせて蒸気発生器におけるナトリウムー水反応の可能性を排除するとともに、浮体免震設備により耐震性を向上させ、安全性と経済性を有した小型炉概念を検討している[7]。蓄熱設備により原子炉出力 100%のまま電気出力を変動可能にし、夕方に売電量を増やすことで収益性を向上できる。溶融塩蓄熱設備は海外の太陽熱発電で実用化済みであり、ナトリウムと溶融塩の熱交換設備のみが機器開発の課題である。

蓄熱型高温ガス炉は、東芝エネルギーシステムズ（株）と富士電機（株）が開発を進めている[8]。JAEA の試験研究炉 HTTR の実績を踏まえて、技術開発課題を極力少なくして、実用化済みの蒸気タービンを採用して早期実用化を目指したものである。

蓄熱型溶融塩炉は、カナダ Terrestrial Energy 社がフッ化物溶融塩を液体燃料として使用し、二次系溶融塩ループを用いて、蓄熱技術により発電量の調整や多様な熱利用が可能である[9]。英国 Moltex Energy 社も蓄熱型溶融塩炉の開発を進めている[10]。

### 4-2. 水素製造設備を有する新型炉

第 6 次エネルギー基本計画では、水素を新たな資源として位置付け、社会実装を加速することとしている。発電部門ではガス火力へ水素混焼や水素専焼を推進し、運輸部門では燃料電池自動車の普及と水素ステーションの整備を推進する方針である。産業部門や民生部門でも活用範囲を広げ、水素利用を拡大させる方針である。諸外国でも、2020 年頃に水素の国家戦略が策定されるなどして世界中で取組みが本格化している[11]。

原子炉を用いた水素製造技術には、以下に示す様々な手法があり、電気に加えて水素も併給できる[12]。

- ✓ 原子炉で発電した電気を用いた低温電気分解法
- ✓ 原子炉で発電した電気と供給した 750-850℃の熱を用いた高温水蒸気電解法
- ✓ 原子炉で供給した 850-950℃の熱を用いた化石燃料やバイオマスの化学改質
- ✓ 原子炉で発電した電気と供給した 850-950℃の熱を用いた熱化学水分解法やハイブリッド水分解法

例として、米国では、NuScale 社が、小型モジュラー型軽水炉と蒸気タービン発電設備、高温水蒸気電解法による水素製造施設等の熱利用施設を接続し、電力系統や熱利用施設の要求に応じて、原子炉出力や蒸気タービン発電設備への供給蒸気量を調整することで電力系統における再生可能エネルギーの出力変動を補完可能なシステムを開発している[13]。

我が国では、JAEA が中心となって高温ガス炉を開発してきた。HTTR により安全性実証試験を実施するとともに、連続水素製造試験装置によって実用機器の信頼性と性能の確証を行っている（2019 年には最大 30L/h で 150 時間の連続水素製造に成功）。HTTR と接続させて水素製造技術を実証するため、2022 年から三菱重工業（株）と共に実証試験を進めている。

中国では、100L/h の製造規模を目指したパイロットプロジェクトに成功しており、600MW 級高温ガス炉での水素製造技術の確立を視野に入れている[14]。

高速炉でも水素製造は可能であり[15]、原子力による水素製造が期待されている[16]。

## 5. おわりに

「グリーン成長戦略」では、「2050 年の電力需要は、産業・運輸・業務・家庭部門の電化によって、一定程度の増加を要する」と認識されており、「2050 年にカーボンニュートラルを実現する上では、電化の進展により約３～４割電力需要が増加することが見込まれる」とも記述され、変動性再エネ大量導入に対応する調整力はますます重要になると想定される。さらに、「電化で対応できない熱需要には、水素などの脱炭素燃料」

を活用することも想定されている。負荷追従能力を有する原子力は柔軟性に富んでおり、2050 年カーボンニュートラルに向けて必要不可欠な技術である。

日本政府はグリーントランスフォーメーション（GX）を推進し、温室効果ガスを発生させないグリーンエネルギーに転換することで、産業構造や社会経済を変革し、成長に繋げようとしている。再エネと共存できる新型炉はカーボンニュートラルに貢献できる技術であり、政府によって技術開発が後押しされ、早期実用化と社会実装が進むことを期待する。

**参考文献**

[1] https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/qa_syuturyokuseigyo.html
[2] https://www.jsme.or.jp/pes/Research/A-TS08-12/Y2021-2.pdf
[3] https://www.jsme.or.jp/pes/Research/A-TS08-12/210906.pdf
[4] https://energy.mit.edu/wp-content/uploads/2017/12/MIT-Japan-Study-Future-of-Nuclear-Power-in-a-Low-Carbon-World-The-Need-for-Dispatchable-Energy.pdf
[5] https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1885web.pdf
[6] https://www.terrapower.com/our-work/natriumpower/
[7] https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material0601.pdf
[8] http://www.aesj.or.jp/division/ard/documents/AESJ-2021A-ARD-2.pdf
[9] https://www.terrestrialenergy.com/technology/molten-salt-reactor/
[10] https://www.moltexenergy.com/enables-renewables/
[11] https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/001_06_00.pdf
[12] Yan, X., R. Hino, (2011), Nuclear Hydrogen Production Handbook, ISBN 978-143981083-5, CRC Press, USA
[13] https://www.nuscalepower.com/environment/clean-hydrogen-production
[14] https://energyiceberg.com/ten-chinese-green-hydrogen-companies/#CNNC_Nuclear_Giants_Power-to-Gas
[15] https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-07-01.html
[16] https://www.jstage.jst.go.jp/article/hess/28/2/28_29/_pdf/-char/en

2022年秋の大会

新型炉部会セッション

# 社会動向を踏まえた新型炉開発の価値

Value of advanced reactor development based on social trends

## (3) 新型炉開発の海外動向・国際連携

(3) Foreign country trends and international cooperation on advanced reactor development

*瀬下 拓也[1]

[1]日本エヌ・ユー・エス株式会社

### 1. はじめに

カーボンニュートラル実現などの外部環境変化により、原子力エネルギーが果たす役割は変化していく。従来の軽水炉で果たせない役割は新型炉が担っていく必要があり、各国で新型炉開発の動きが活発である。経済産業省資源エネルギー庁は、2022 年 4 月、原子力発電の新たな社会的価値を再定義し、我が国の炉型開発に係る道筋を示すため、総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会の下に「革新炉ワーキンググループ」を設置した[1)]。その第 1 回会合では、カーボンニュートラル実現に向けた社会全体の変革に対し、革新炉による貢献の可能性について、以下の観点で整理された。

- 安全性向上
- 電力部門の脱炭素化
- 産業部門の脱炭素化
- 電力ネットワーク
- レジリエンス
- 安定供給、経済安全保障
- 廃棄物問題
- 非エネ分野

特に、安定供給、経済安全保障については、エネルギー・サプライチェーンの地政学リスクが近年注目されている。新型炉開発は、技術自給率の維持・改善による地政学リスクの低減に貢献でき、また、国際連携プロジェクトにも貢献できると期待される。

本講演では、海外主要国における新型炉開発の動向や国際連携について紹介し、今後の展望を述べることとしたい。

### 2. 海外主要国における新型炉開発の動向

海外主要国における主な開発・建設プロジェクトを表 1 に示す。セッション当日は、これらを含め最新の動向を紹介するが、2-1～2-6 では主要なポイントを示す。

下記のように、小型炉やマイクロ炉の開発が多く進められているが、これにより様々な市場、様々な顧客に対応できることが期待される。最近の検討では、以下の適用先が言及されている[2)]。

**短期**

- 既設サイトでの増設、リプレース（大型炉、小型炉）
- 石炭、ガス、石油火力発電所のリプレース（小型炉）
- 軍事基地、軍事用可搬電源（マイクロ炉及び小型炉）
- データセンター（全て）
- 遠隔地での利用（マイクロ炉及び小型炉）
- 直接契約（マイクロ炉及び小型炉）

**中期**

- 送電網に接続されていない産業用サイト（マイクロ炉及び小型炉）

- 産業熱利用、コジェネ（全て）
- 軍事以外の可搬電源（マイクロ炉及び小型炉）

**発電以外**

- 産業熱利用
- 地域暖房
- 淡水化
- 水素製造
- 合成燃料製造

表 1　各国における主要な開発・建設プロジェクト

| 国名 | 主なプロジェクト | スケジュール | 開発者 | 名称 | 炉型 |
|---|---|---|---|---|---|
| 米国 | CFPP | 2029 年運転開始 | NuScale Power | VOYGR | iPWR |
| | ARDP① | 2027 年運転開始 | X-Energy | Xe-100 | 高温ガス炉 |
| | | | TerraPower | Natrium | ナトリウム冷却高速炉 |
| | ARDP② | 2030～2032 年頃に実証 | Kairos Power | ヘルメス試験炉 | 溶融塩炉 |
| | | | Westinghouse | eVinci | ヒートパイプ型超小型炉 |
| | | | BWXT Advanced Technologies | BANR | 高温ガス炉 |
| | | | Holtec Government Services | SMR-160 | PWR |
| | | | Southern Company Services | MCRE | 溶融塩炉 |
| | ARDP③ | 2030 年代半ばの実用化 | Advanced Reactor Concepts | ARC-100 | ナトリウム冷却高速炉 |
| | | | General Atomics | FMR | ヘリウム冷却式高速炉 |
| | | | MIT | MIGHTR | 高温ガス炉 |
| | プロジェクト Pele | 2024 年試験開始 | X-Energy | Xe-Mobile | 高温ガス炉 |
| | | | BWXT Advanced Technologies | BANR | 高温ガス炉 |
| カナダ | CNL | 2026 年までに建設 | USNC | MMR | 高温ガス炉 |
| | OPG | 2028 年までに建設 | GEH | BWRX-300 | BWR |
| | SaskPower | 2032 年までに 1 基建設 | GEH | BWRX-300（4 基） | BWR |
| | NB Power | 2030 年頃建設 | Moltex Energy | SSR-W | 溶融塩炉 |
| | | | Advanced Reactor Concepts | ARC-100 | ナトリウム冷却高速炉 |
| 英国 | LCN | 2029 年までに建設 | Rolls-Royce | UK-SMR | PWR |
| | AMR RD&D | 2030 年代初頭までに建設 | 未定 | 未定 | 高温ガス炉 |
| 仏国 | NUWARD 開発 | 2030 年までに開発完了 | EDF 他 | NUWARD | PWR |
| 中国 | ACP100 建設 | 2021 年に建設開始 | CNNC | ACP100 | PWR |
| | ACPR50S 建設 | 2016 年に建設開始 | CGN | ACRP50S | PWR |
| | CFR600 建設 | 2017 年に建設開始 | CNNC | CFR600 | ナトリウム冷却高速炉 |
| | HTR-PM 建設 | 2021 年に臨界達成 | 清華大学 | HTR-PM | 高温ガス炉 |
| ロシア | RITM200M 建設 | 2023 年までに建設 | Afrikantov OKBM | RITM200M | PWR |
| | RITM200N 建設 | 2024 年までに建設 | Afrikantov OKBM | RITM200N | PWR |
| | BREST-300 建設 | 2026 年運転開始 | NIKIET | BREST-300 | 鉛冷却高速炉 |

**2-1. 米国**

- NuScale は 2026 年までに初号機プロジェクトの建設・運転認可を取得し、2029 年に運転開始予定である。DOE は開発支援を目的とした補助金を交付している。NuScale 炉（VOYGR）は、複数の方法を用

いて（モジュールを個別に起動・停止、制御棒調整、タービンバイパス制御）、様々な時間単位での負荷追従運転が可能であるほか、水素製造も検討されている。

- TerraPower の高速炉 Natrium は、高速炉の高温と蓄熱性能に優れる溶融塩タンクを組み合わせ、負荷追従が可能である。溶融塩タンクによる蓄熱システムは、出力変動する再エネの補完として既に実用化されている。
- 2018 年に制定された「原子力エネルギー技術革新対応法（NEICA）」に基づき、米国エネルギー省（DOE）はアイダホ国立研究所（INL）内に国立原子炉イノベーションセンター（NRIC）を設置した。これは、2015 年から実施されている、民間イノベーション支援（GAIN）の成功を背景とした取組みであり、様々な炉型の試験や実証を行う場として機能している。DOE はまた、2021 年から革新的原子炉実証プログラム（ARDP）を開始している。技術熟度、実用化時期に応じて軽重をつけ、3 種類のプランで多様な炉型の実証・開発を支援している。
- 本年 6 月、原子力エネルギー協会（NEI）会長の Maria Korsnick 氏は、今後 25 年で SMR 300 基を建設し、原子力設備を倍にする（電源比率 20→40%）、米国外への輸出収益は 1.9 兆ドルを見込む、とのビジョンを示した [3)]。
- 現状は既設炉での取組みになるが、DOE は 2020 年より原子力水素の技術開発を支援している。低温電気分解による水素製造の実証（Energy Harbor 社・INL）、高温水蒸気電解の実証（Xcel Energy 社・INL）等が進められている。

### 2-2. カナダ

- カナダ原子力研究所（CNL）は 2018 年、CNL が管理する Chalk River 研究所に SMR を立地する立地評価プロセスを開始した。これに 4 社が応じているが、Global First Power Limited Partnership（Ontario Power Generation（OPG）及び Ultrasafe Nuclear Corporation（USNC）のカナダ子会社である USNC-Power が出資）による MMR（5MWe の高温ガス炉）建設計画が最も進んでいる。
- OPG 及び SaskPower は、各々BWRX-300 の建設プロジェクトを進めている。前者は、2028 年の運転開始を目指している。
- カナダ天然資源省（NRCan）の原子力部門は、原子力開発の政策を立案している。2020 年 12 月には、SMR ロードマップの実現に向けた進捗状況と継続的な取組みを概説した「カナダ SMR アクションプラン」を発表した。この政策は、カナダ原子力公社（AECL）によって推進されるが、研究開発は CNL が担っており、AECL はプロジェクトファシリテーターに徹している。

### 2-3. 英国

- Rolls-Royce SMR 社は UK-SMR を開発しており、英国産低コスト SMR の開発を支援する低コスト原子力（LCN）プログラムによる開発助成金を受け、設計の詳細化を進めている。
- 英国政府は 2021 年 7 月、先進的モジュール式原子炉（AMR）の研究開発及び実証（RD&D）を開始し、対象として高温ガス炉を選択した。第一段階として、実証の規模、種類、コスト及び実施方法の可能性を検証する 6 プロジェクトに資金提供を行う。
- 英国政府は、本年 4 月に「エネルギー安全保障戦略」を公表し、2050 年までに原子力による発電割合を現状の 15%から 25%に拡大し、24GW の導入を目指すとした。新しい政府機関として「Great British Nuclear」を立ち上げ、新設プロジェクトの投資準備や建設期間中の支援を行う。

### 2-4. 仏国

- EDF 社、TechnicAtome 社、Naval Group 社及び原子力・代替エネルギー庁（CEA）のコンソーシアムは、NUWARD という SMR を開発している。政府はこの開発に 5 億ユーロの支援を行うとしており、2030 年から実証プラントの建設を開始する予定である。
- 本年 2 月、マクロン大統領は演説の中で、2050 年までに 6 基の EPR2 を建設し、さらに 8 基の EPR2 建

設に向けた検討を開始する意向を表明した。国営企業が EPR、EPR2 の建設で産業基盤を維持しつつ、将来に向けた革新炉開発も推進している。

**2-5. 中国**

- 中国核工業集団（CNNC）は、仏国の PWR 技術をベースに開発した ACP1000 の小型版である ACP100 の開発を 2010 年頃から行っている。
- CNNC は、2018 年から原子力発電の余剰電力を使用して水素製造を行う Power to Gas（P2G）を検討しており、高温ガス炉は原子力 P2G のオプションの一つである。CNNC は精華大学・宝鋼集団と協力し、鉄鋼業での利用に向けた高温ガス炉ベースのグリーン水素プロジェクトに着手している。

**2-6. ロシア**

- 砕氷船で既に使用されている KLT-40S や RITM-200 等小型 PWR の改良版として、VBER-300 や RITM-200M が開発されている。RITM-200M はチュクチ自治管区で 2023 年までに建設する計画であり、その陸上版である RITM-200N はサハ共和国内で 2024 年までに建設する予定である。
- ロシアは高速炉の商用展開により核燃料サイクルを閉じることを目指しており、実証炉 BN-600 や BN-800 が既に建設されている。鉛高速炉の原型炉 BREST- 300 は現在建設中で 2026 年に運開予定である。

**3. 国際連携**

従来、我が国原子力産業の中枢部品・部材のサプライヤは、国内での豊富な実績を活かし、海外プロジェクトにも多数参画してきた。新型炉に関しては、現状、主に以下の国際連携がある。

- SMR：NuScale、BWRX-300 等に関する日米協力
- 高速炉：安全性・経済性を向上する研究開発の日仏協力、Natrium 炉に関する日米協力
- 高温ガス炉：AMR RD&D 等に関する日英協力

ただし、上記は海外プロジェクトへの参画が主であり、国内の新型炉プロジェクトは具体化していない。国内におけるエンジニアリング・機器製造能力を維持するためにも、海外プロジェクトへの効果的な参加が提言されている（革新サプライヤチャレンジ）[1]。これは、新型炉向けの機器や部素材の設計・開発・実用化に挑戦する国内サプライヤでチームを組成し、海外の実機プロジェクトへの参画を官民で支援する仕組みを設けるものである。

また、新型炉の円滑な導入に向け、国際レベルでの標準化及び規制条件の調整が重要である。主な国際機関や多国間の検討を以下に示す。

- 第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）：高速炉の安全性に関わる研究及び安全要件の検討は日本がリードしている。
- IAEA の SMR Regulators' Forum 及び Nuclear Harmonization and Standardization Initiative（NHSI）
- OECD/NEA の Working Group on the Safety of Advanced Reactors（WGSAR）
- WNA の CORDEL（Cooperation in Reactor Design Evaluation and Licensing）ワーキンググループ
- EU の ELSMOR（towards European Licensing of Small MOdular Reactors）プロジェクト
- NRC（米国）とカナダ（CNSC）の新型炉審査協力
- EU の 3 か国による NUWARD の共同審査

新型炉の多くは、従来の軽水炉に比べて単純、小型のため、より安全と期待されている。また、モジュール炉は数をこなして製造コストを下げて行くビジネスモデルであり、導入国毎に設計が変わる運用では負担が増加する。そのため、各国における審査の効率化や共通化は、新型炉の導入を促進していく上で重要な課題である。

## 4. おわりに

米国、英国、仏国、フィンランド等の西側諸国で進められた大型軽水炉建設プロジェクトは、スケジュール超過、コスト超過が相次ぎ、競争力を身に着けたロシア、中国の台頭を許した。昨今における新型炉開発の高まりは、西側諸国にとって、外部環境の変化に応じて原子炉のあり方を再定義し、新商品を開発し、国際的なリーダーシップを取り戻す試みと言える。日本企業にとっても多くの可能性があり、国際社会から期待されているところも多い。一方、新型炉の実用化においてはサプライチェーン、規制、使用済燃料・廃棄物などが障壁になりうると認識されている。これらは一国で解決できるものではなく、国際連携が以前に増して重要となっている。

## 参考文献

1) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/index.html
2) Breakthrough Institute, "Advancing Nuclear Energy," (2022) https://thebreakthrough.org/articles/advancing-nuclear-energy-report
3) NEI, "Maria Korsnick's Remarks at the State of the Industry," (2022) https://www.nei.org/news/2022/maria-korsnicks-state-of-the-nuclear-industry

---

*Takuya Seshimo[1]

[1]Japan NUS, Co., Ltd.

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

# [3F_PL] Reflection of Fukushima nuclear accident

2021 Award Commemorative lecture of Social &Env.Div

Chair: Shiji Tsuchida (Kansai Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[3F_PL01] What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

*Kazuto Suzuki[1] (1. UTokyo)

[3F_PL02] Covering Fukushima Daiichi Accidents

*Yasuhiro Kondo[1] (1. NHK)

[3F_PL03] Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

*Tsutomu Sata[1] (1. ATOMOS Editer-in-Chief)

[3F_PL04] Panel discussion

[3F_PL05] Q&A session

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

社会・環境部会セッション

# 福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;
2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div.

## （1）福島原発事故 10 年検証委員会で明らかにしたこと

(1) What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

*鈴木　一人
東京大学

福島原発事故は、その規模の大きさと最大で 16 万人の住民避難という被害を生み出し、10 年経った現在でも完全に事故が収束した状態ではないという点で未曽有の事故であり、それ故に政府、国会、原子力学会、東京電力などが事故調査に乗り出し、筆者も関わった日本再建イニシアティブ（現アジア・パシフィック・イニシアティブ）も「独立検証委員会」（いわゆる民間事故調）を立ち上げ、報告書を発表した。

日本において、こうした国家規模の危機が起きた際に、事故調査会が立ち上がり、報告書を発表して教訓を世に知らしめ、政府や当事者に改善を求めるというのが一般的である。また、そうした報告書を出すことで事故調の役割は終わり、解散するというのも一般的である。そのため、報告書を出し、一通り教訓を学んで改善計画を進めることで、問題が解決したかのような意識になるのが「いつものパターン」となる。果たしてそれで問題は解決するのであろうか。

### 1. 10 年検証委員会で取り上げたテーマ

本委員会では、2012 年に民間事故調が発表した報告書だけでなく、他の事故調の報告書も踏まえ、それぞれが提起した問題についてどのような変化があったのかをいくつかの分野に分けて検討した。

- 原子力安全規制
- 東京電力の政治学
- 放射線災害のリスク・コミュニケーション
- 官邸の危機管理体制
- 原子力緊急事態に対応するロジスティックス
- ファーストリスポンダーと米軍の支援リスポンダー
- 原災復興フロンティア

### 2. 新たな「安全神話」の形成

#### 2-1. 「宿題型」規制の弊害

本報告書では、日本における原子力安全規制を「宿題型」規制と位置づけ、米国の原子力規制委員会（NRC）の安全規制である 10CFR を「効果型」と呼んで、両者の規制に対する考え方の違いを分析した。「宿題型」規制とは、規制当局が「宿題」を設定し、事業者がその「宿題」をこなして基準に達することで合格をもらい、そのことをもって「安全である」ということが保証されるという考え方である。「効果型」とは、「事故が発生した際に、住民に被害がないよう」な目標を設定し、その目標を達成する方法は事業者に委ねられているという規制のやり方を指す。

この「宿題型」と「効果型」の規制思想の違いは、「安全神話」を考える上で決定的に重要である。「宿題型」規制は、いかに「世界一厳しい」規制であったとしても、その基本的な考え方は、「想定しうる限り」の事象を想定し、その事象に対して対応出来るだけの規制要求を設定するというところにある。事業者は規制要求を満たすことが目的となり、その目的を達成することで「安全」が達成されたと認識し、人々に「安心」

を提供する。

しかし、この「宿題型」規制にはいくつもの問題が内包されている。第一に、「宿題型」規制で「絶対安全」を目指すとなると、極めて非現実的な規制要求を設定することになり、事業者に大きな負担を強いるだけでなく、事業者の経営に大きな制約を設けることになる。原子力安全規制の究極の目的が安定して安全な原子力利用であるとするならば、いかに事業者が事業を継続し、持続可能な原子力利用を可能にするかを考えるべきであるが、多大なコストをかける「宿題型」規制はサステイナブルなものとは言えないだろう。

第二に、「宿題型」規制は規制当局と事業者の対話を制約し、規制当局から事業者に対して一方的な規制要求を突きつける形態となっている。現在の規制当局と事業者の対話は全て「フル・オープン」の形で公開されている。しかし、フル・オープンの場で事業者が自らの経営上の理由から規制の見直しや効率的な規制への変更を求めることは、極めて難しい。福島第一原発事故以降、事業者は国民の信任を十分得ているとは言えない状況で、規制当局と事業者が対等な立場で意見を交換することは、まずもって考えられない。そうなると「宿題型」規制は、規制当局からの一方的な要求を引き受け、経営資源を削りながら基準達成を目的とし、それ以上の安全向上に向かうインセンティブを失わせる。さらに、国会事故調では「規制の虜（Regulatory Capture）」の概念を使って、規制当局と事業者の関係が深くなれば規制当局が事業者側に取り込まれていたことが指摘されたため、福島原発事故後の規制当局と事業者の接点は可能な限り少なく、規制当局は可能な限り独立した存在でなければならないとされた。

第三に、「宿題型」規制は必然的に「想定外」のリスクに対応できないという問題が起こる。「宿題型」規制は、「宿題」を出す側が、あらゆる事象に目を配り、全ての事故のシナリオを想定して「宿題」に組み込むことで「安全」を達成する、それによって人々に「安心」を提供することを前提としている。言い換えれば「宿題」を出す側が見落としている問題があれば、「安全」は達成されず、人々が「安心」することも出来ない。しかし、「宿題型」規制を継続することは、どこかで規制委員会が全ての問題をカバーし、「安全」を達成しているという神話を作り、人々が「安心」を得ようとしているという「新たな『安全神話』」を作り出していることに他ならない。

### 2-2. 追求すべきは「効果型」規制

「宿題型」規制は事業者にとってコンプライアンス問題、すなわち言われたことをこなし、問題を起こさないことを目標とする対応をもたらす。しかし、本来の安全規制とは、事業者も規制当局も常に「より高い安全」を目指し、その「備え」をし、そこからの「学び」を血肉化するところにあるべきである。

そのためには「効果型」規制を導入すべきである。「効果型」規制とは、規制当局が規制の目標を設定し、その目標をいかに達成するかは事業者が独自に工夫して実施するというものである。規制当局はその方法に関して検査し、それが確かに安全を高めるものであるかどうかを確認して許可を与えるという形で展開される。ある事業者が行った工夫は、他の事業者にもベストプラクティスとして共有され、それによってすべての事業者が同様に工夫をし、さらに安全を高めていくという形の規制である。

## 3. 「国策民営の罠」にはまったままの原子力

民間事故調では福島第一原発事故前の原子力政策が、いわゆる「国策民営」といわれる事業体制で進められてきたことの問題点を指摘した。これは、政府が掲げる原子力平和利用推進の「国策」を、民間企業が原子力発電事業を「民営」で担う体制のことである。しかし、原子力事故が起こった場合、政策を推進した政府が責任を取るのか、それとも民間企業である事業者が無限の責任を持つことになるのか、が曖昧なまま原子力政策は進められてきた

この曖昧さは、福島第一原発事故のあとの賠償および廃炉を巡る問題で改めて問題となった。東京電力は一方で賠償・廃炉にかかる「見えない（バランスシートには記載されない）」負債を抱え、毎年 4000 億円以上の収益を上げることを目指さざるを得ないが、他方で電力自由化に対応した競争的な環境で収益を上げなければならない。しかも、原発の再稼働に関しては、自らの経営判断だけでは決定することが出来ず、巨大な経営資源であるにもかかわらず、国や立地自治体との交渉が必要となる状況にある。電力自由化により経

営が自由化され、「普通の企業」としての経営や企業文化が育つことが期待されつつ、賠償と廃炉の問題を抱え、規制当局と立地自治体の政治的な判断に経営を委ねざるを得ない状況は、「国策民営」時代の枠組みから脱却出来ない東京電力の宿命となっている。

**4. ファーストリスポンダーと「究極の問いかけ」**

本報告書では、第六章で取り上げたファーストリスポンダーの役割、中でも運転者が手に負えないような状況になり、生命を賭してでも原発事故の進行を止め、住民と国家を守らなければならない「最悪の事態」のケースについても考えなければならないと指摘した。何らかの「想定外」の事態が起き、事故の一義的な責任を持つ事業者が手に負えなくなった場合、民間企業である事業者は、その職員や下請けの人員に対して、命を賭して事故を止めることを命じることはできない。では、その時、いったい、誰がその対処に当たるのか、誰が責任を持つのか、という「究極の問いかけ」に対して、政府も国民も答えを得ていない。これに関しては、再稼働を巡る議論の中でもほとんど扱われてこなかった。

この「究極の問いかけ」に出来合いの答えはない。しかし、重大事故が進展し、そこで止めなければ国家と国民の安全が失われる時に、誰かが生命を賭して作業しなければならないとすれば、それはサイトのことを隅々まで理解している運転者と、「事に臨んでは危険を顧みず、身をもって責務の完遂に努め、もって国民の負託に応える」と服務の宣誓をしている自衛隊が何らかの形で協力することが想定される。最後に判断するのは政治の役割だが、少なくともそうした事態がありうることを想定し、事業者と自衛隊はその時に備えて計画を立て、訓練をしておかなければ、いざ政治が決断した際になんの「備え」もなく、極めて危険な任務を遂行しなければならなくなる。

**5. 「大きな安全」と「小さな安心」の両立**

本報告書では、この 10 年の「学び」は事故の「近因」を除去することには熱心だったが、その「遠因」を克服することには臆病であったと結論付けた。

この「遠因」を克服できない背景は、「安全」であることよりも「安心」を求め、「安全」のために必要なことをするのではなく、「安心」を得るために「安全」にとって不必要なことや、場合によっては矛盾することを行うことにある。その社会心理的動態を 2012 年の民間事故調の報告書では「小さな安心を優先して、大きな安全を犠牲にする」と形容したが、改めてこの 10 年で一番、変わらなかったのは社会全体の「大きな安全」を確立するための覚悟を持たず、「小さな安心」を追求した姿であった。

この「宿題型」の社会から脱し、終わりのない「安全」を追求し続けるには、「効果型」規制を導入し、規制当局と事業者が対等な立場で共通する目標を対話の中から見いだし、その目標を達成するために自ら考え、よりよいものを探求する原子力安全規制にしていかなければならない。そして、その「安全」を達成するために、事業者は旧来型の地域独占・総括原価方式のメンタリティから、電力自由化にあわせた新たな企業文化を作り上げ、「安全」を高めることで顧客に「安心」を提供する事業に転換していかなければならない。そしてその対話には国民や世界との対話も含まれなければならない。それらを支えるものとして、原子力安全ガバナンスと、緊急時には、「究極の問いかけ」から逃げることなく事故に立ち向かうガバナンスの仕組みを確立しなければならない。

そうすることで初めて、「大きな安全」と「小さな安心」は両立し、調和することができるだろう。

*Kazuto Suzuki
University of Tokyo

2022年秋の大会

社会・環境部会セッション

# 福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;
2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div.

## （２）福島第一原発事故を取材して

(２) Covering Fukushima Daiichi Accidents

*近堂　靖洋
日本放送協会

NHK メルトダウン取材班は、２０１１年３月１１日に起きた福島第一原発事故の取材を続ける記者やディレクターからなる取材チームである。取材班は、未曽有の事故がどのように進展したのか。現場はどのように事故対応にあたったのかを主眼に、検証取材を続け、NHK スペシャル・メルトダウンシリーズを制作・放映してきた。また、事故から１０年の節目で、これまでの取材結果をまとめた書籍「福島第一原発事故の『真実』」（講談社）を上梓した。事故から１０年以上にわたって継続取材から見えてきた事故の深層や教訓について述べたい。

### 1. 新たな事実や知見によって変わり続ける事故像

福島第一原発事故を巡っては、事故直後に報じていた事故像が、歳月が経つと、かなり違っていたと痛感させられることが少なくない。１号機の消防注水騒動もその一つである。事故直後、吉田昌郎所長らは、１号機の原子炉を冷却するため消防車による注水を続けていたが、３月１２日夕方、海水注入の是非などを巡って官邸から疑義が出たことから東京電力本店が吉田所長に注入の中止を指示した。この時、吉田所長は、指示に従うふりをしながら、実際には一度も注水を中断しなかった。この顛末が明らかになると、吉田所長の判断は、冷却を続けて原子炉溶融の悪化を防いだ英断だとして、社会的に高い評価を受け、本店や官邸は、現場を混乱させた悪しき介入と批判された。ところが、事故から５年が経った２０１６年９月の日本原子力学会で、IRID・国際廃炉研究機構は、１号機の原子炉への注水は、３月２３日まで冷却に寄与する注水は、ほぼゼロだったとする解析結果を発表した。この発表に先立つ２０１４年８月には、東京電力の事故をめぐる未解明事項２回目の検証で、１号機の消防注水は、原子炉に通じる注水ラインの１０か所で水漏れをしていたという見解が公表されている。取材班が専門家とシミュレーションを行った結果でも１号機の消防注水は原子炉に通じる配管の様々な個所から漏洩して、注水ルートを変えた３月２３日まで冷却にほぼ寄与しなかったという解析結果を得ている。１号機の消防注水を巡って、政府事故調査委員会や国会事故調査委員会は、本店や官邸の介入の経緯の解明や検証に力を入れ、消防注水の有効性については、ほとんど議論していなかった。福島第一原発事故では、新たな事実や知見によって、それまで考えられていた事故像が変わっていく。事故像の変化に応じて、新たな視点での検証を粘り強く続けていく必要があると強く感じている。

### 2. １号機の非常用の冷却装置「イソコン」を巡る教訓

吉田所長が政府の事故調査委員会の聞き取りに答えた証言の全文記録、いわゆる吉田調書によると、吉田所長は、１号機の非常用の冷却装置・イソコンが３月１１日深夜まで動いていると考えて、事故対応していた。しかし、実際は、津波による電源喪失時に、イソコンは停止していた。調書の中で、吉田所長は、イソコンによって１号機が冷却されていると思い込み、事故対応の指揮にあたっていたことを「大反省」と悔いている。吉田所長らが、イソコンが動いていると思い込んだ大きな理由の一つは、電源喪失した後の１１日午後４時台に目視確認した社員からの「イソコンの排気口から蒸気がもやもやと出ている」という報告だった。しかし、イソコンが動いていれば、蒸気は轟音を立てて勢いよく放出さ

れているはずで、もやもやとした蒸気の状態は、イソコンが止まった後を示すものだった。なぜ、イソコンの蒸気の状態を詳しく知る者がいなかったのか。取材に対して、東京電力は、１９７１年に１号機が稼働して以降、イソコンが起動した記録はなく、実際にイソコンが動いたのが、この時初めてだったことを理由の一つにあげている。これに対して、取材班が、イソコンが配備されたアメリカのナイン・マイル・ポイント原発やミルストン原発を現地取材したところ、いずれも５年に１度、イソコンを実際に動かす「実動作試験」を行っていた。取材に対して、ミルストン原発の担当者は、実動作試験は、実地訓練の意味もあると語った。NRC・アメリカ原子力規制委員会などに対する取材で、アメリカでは、原発の運転の許可申請に伴う技術仕様書に、イソコンを５年に１度に実動作試験するよう明記されていることがわかった。取材班は２０１７年に原子力規制委員会に「イソコンを巡る経験を踏まえ、日本でも実動作試験を検討する考えはあるか」と文書で質問したところ、原子力規制委員会は「実動作試験の実施にあたっては慎重な検討が必要」としたうえで、アメリカでは実動作試験が行われていることに触れて「リスクも踏まえながら実動作試験について調査・検討したい」と回答した。その後、規制委員会は保安規定の検査制度の改定を経て、２０２０年の新たな検査制度の運用開始から、一部の原発について、非常用の機器に対する実動作試験を取り入れることを議論している。一連の動きは、長期間の検証で浮かび上がった教訓が、規制に反映されようとしているケースと考えている。

### 3. 吉田所長に過度に依存した指揮命令

福島第一原発事故の現場対応の指揮命令は、吉田所長に過度に集中していたのではないかというのが率直な取材実感である。取材班が東京電力のテレビ会議の音声記録について、記録が残っている３月１２日から３１日までの２０日間（※東京電力は、１１日は録音記録がなく、１２日と１５日もほとんど録音記録が残っていなかったと説明）を分析したところ、会話の総数は、３万４４３２回で、最も多かったのは、吉田所長の５５５９回（１６・１％）次いで、武黒一郎フェローの３６７８回（１０・７％）３番目は小森明生常務の１１９７回（３・５％）だった。また１３日から２０日の間で音声記録が残っている６２時間を分析したところ、吉田所長の発話が、まとまった形でない時間は、５時間にとどまり、吉田所長が不眠不休で対応していたことが裏付けられた。テレビ会議の映像には、３月２０日に会議途中で、吉田所長が「めまいがする」と発言し、２人の社員に抱きかかえられるようにして、医務室に向かう姿も記録されている。取材班とともに分析にあたった災害対応の専門家は「吉田所長も東電本店も当初、事故対応が短期間で終わると考えていたのではないか」と推測し、「吉田所長が全てを把握して対応にあたる指揮命令系統をとっているうちに、代わるリーダーをたてられなくなってしまったのではないか」と指摘している。そのうえで、一般に災害では短期的な緊急対応は、最長でも７２時間が限度で、７２時間を超えると、リーダーをはじめ、交代を含めて、態勢を変えることを考えなくてはいけないと指摘している。

また、免震棟では、食料が補給される３月１５日まで、食事は１日２回、クラッカー２０枚と缶詰１個程度、水はペットボトル２リットルに制限されていた。これだと、摂取できるカロリーは、１日９００キロカロリーしかなく、成人男子に必要な１日２０００キロカロリーの半分以下だった。このように、福島第一原発事故の対応は、指揮命令系統や補給面でも緊急時に備える態勢が不十分だったことは否めない。危機に対する備えをどう準備するかという視点で不断に教訓をくみ取っていく必要があると考える。

### ４．廃炉作業で浮かび上がる新たな事実　事故像のさらなる解明へ

現在、福島第一原発では廃炉作業が進められている。廃炉作業の最難関は、推定８８０トンある核燃料デブリを取り出すことである。そのためには、原子炉を溶け落ち、格納容器に広がっているデブリの形状や成分の詳細を調査する必要がある。調査は緒についてところだが、事故から１１年を経て、放射能の厚いベールに包まれていた原発内部の状況が少しずつ見えてきている。その過程で、これまで考えられていた事故像が変わる可能性も出てきている。例えば、２号機について、吉田所長は「このまま水

が入らないと核燃料が格納容器を突き破り、東日本一帯が壊滅すると思った」と語っていたが、これまでの調査で、２号機の原子炉内部のデブリには、制御棒やチャンネルボックスが溶け残っている可能性が浮かび上がってきた。そうであれば、２号機の原子炉内部は、場所によって１５００℃程度しか達しておらず、１号機や３号機に比べて、メルトダウンが進まず、高温に達していなかったのではないかという専門家の指摘も出てきている。これが事実だとすれば、事故直後、吉田所長が最大の危機と振り返っていた２号機の事故像の変更を迫られることになる。さらに、２号機の原子炉内部で起きていたメカニズムを丹念に再現・検証することによって、新たな教訓が浮かび上がってくる可能性もある。今後、各号機の原子炉や格納容器の内部調査やデブリの調査が本格的に行われていく。その過程で新たな事実や知見を見つけ出し、まだ途上である福島第一原発事故の全体像を解き明かし、未来につながる教訓を掘り起こす必要があると考えている。

---

*Yasuhiro Kondo
Japan Broadcasting Corporation

2022年秋の大会

社会・環境部会セッション

# 福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;
2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div.

## (3) アカデミアの視点から福島原発事故を内省する

(3) Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

*佐田　務
学会誌編集長

原子力学会誌では 2021 年 1 月号から 6 月号までの半年間、東電福島原発（1F）事故をふまえた上で、原子力について多角的な視野から分析した特集を掲載した。ここではそれらのうち、原子力学会や原子力業界が受け止めなければならない指摘を中心に、私見をまじえてとりまとめた。なお本稿は部会からの報告であり、受賞講演ではない。

### 1. 学の連携は限定的—異分野の知の相互触発と新たな知を創発

科学技術をめぐる知は、高度化するために専門化し、細分化される。原子力分野でも同様だ。それらの知が完全に統合されることはない。そこからこぼれ落ちた部分が弱点として残り、時を経てそれが事故の遠因として顕在化することがある。１F 事故後にいくつかの事故調報告は、原子力の安全をめぐる学の連携や協働によって知の統合をめざす必要性を指摘した。例えば原子力学会事故調査委員会は 2014 年に「原子力安全に関する他のアカデミアを含めた俯瞰的な討論と協働のための『場』を構築するとともに、主導的な役割を果たさなければならない」と述べた。けれども原子力学会での取り組みは、自然科学系だけの学協会の集まりである ANFURD（福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会）の設立と運営など、いまだに限定的な取り組みにとどまっている。社会科学を含めた異分野の知や相互触発、さらには多くの研究分野にまたがる「社会的目的の共有」や「知の統合プラットフォーム」の構築にはほど遠いのが現状だ。

学会誌での１F 事故特集では原発が立地する自治体、有識者、主要学会、民間第二事故調から、この事故とその後についてさまざまな分析や論をいただいた。これによって前述の「俯瞰的な討論と協働」への端緒を開くことや、「知の統合からこぼれ落ちた部分が事故の遠因として顕在化する」ことをわずかでも軽減することに寄与することをめざした。

### 2. 能動的な「中央」と受動的な「地方」－「客体」にとどまる地方の悲哀

原子力施設が立地する首長からは、立地点ならではの切実な思いが見てとれた。国のエネルギー政策に翻弄される声や規制委による対応への不満、電力会社に対する原発安全対策の強化を、という自治体首長の言説の背景には、原子力に関わる大もとに位置する行政庁や規制委や電力会社などの「主体的で能動的な存在である中央」に対し、立地点の自治体や地域住民などは「客体で受動的な存在でしかない地方」という側面が強く、そこには切なさや無力感を感じさせた。

また、中央に位置する政府に対しては受動的な存在である地方が、ひとたび再稼働の是非を迫られる局面になると、自治体は「主体的で能動的な存在」となる。その結果として、どちらの選択をとったとしても、その選択に反対する人たちからの非難にさらされる。さらに、そこでの自治体の権限は部分的でしかない。そこには原子力政策への関与における地方の悲哀を感じる。

原子力政策決定過程における自治体の位置づけや役割は、どのようなものが理想的なのだろうか。

### 3. 有識者の視点と論考

有識者からいただいた論は多岐にわたった。論点やテーマだけを項目として紹介する。

・原子力コミュニティの意識、備えるべき対応を怠っていた不明と怠慢に対する反省
・緊急時におけるモニタリングと、被ばく医療ネットワーク
・組織レジリエンス、レジリエンスエンジニアリングベースの安全学
・科学コミュニケーションの失敗
・安全規制の不合理性や、規制委の「独善」
・福島の問題の単純化と風化
・哲学的・倫理的視点から見た福島の人を傷つける事例
・原子力市場における国際商戦の絵図の変化
・エネルギーコストの変化と 1F 廃炉費用
・原子力をめぐる意思決定を市民に委ねるべき
・戦略や司令塔がない原子力政策
・リスクや経済性、廃棄物を考えれば、脱原発をめざすべき
・検査制度の本格的運用をふまえた上で継続的な安全性向上を
・EPZ が不要なほどに安全な炉の開発を
・PRA の活用
・原子力技術の劣後の防止
・廃炉と復興に関する研究開発と人材育成
・自由な発想と全体を見通す目をもったリーダーの育成
・若手の原子力人材育成
・東北大震災と 1F 事故は、欲望のままに進む社会への警告ではなかったか

## 4. 学協会による多様なパースペクティブ

学協会からもさまざまな視点からの論をいただいた。主な視点や論点を紹介する。

### 4－1. 困難を極めた事故後の医療

１F 事故直後の医療は困難を極めた。支援物質は届かず、職員は患者への対応に忙殺され、症状が悪化する人にも対応できなかった。救急医療体制が極めて脆弱だった背景には、安全神話を信じ続けた想像力の欠如があった。この事故は医師や救急医学の限界と脆弱性を示した。多様な職種や専門家との協調と連携が必要不可欠であり、われわれはまだ、福島事故から十分に学びきれていない。

放射線の話はいったん事故が起こると思いこみと危機感をあおるだけの情報に振り回され、科学的エビデンスを知らないままにとる選択や行動がかえってリスクを増大させる。

震災関連死者は２千人ほどにものぼった。その原因究明と教訓抽出と反映は果たして十分だろうか。

### 4－2. 救援者へのケア、SPEEDI、そしてレジリエンス

原発事故を含む大規模な複合災害について、直接救援活動を行う消防職員や自衛隊員だけでなく、自身が被災者となる可能性もある自治体職員のケアも必要である。

SPEEDI が当初の目的に即した使われ方をなされなかった。しかし、放射性物質の放出条件が不明の場合でも，3 次元的な予測情報を提供することができ、不確実性に配慮して適切に利用することは可能である。

1F 事故当時、多くの計測機器が誤動作を起こした。これに対応したレジジエントなシステムが必要だ。また、システム全体を見極めるシステミック思考や、生物の適応力に代表されるような「しなやかなシステムズアプローチ」が有効である。

### 4－3. 賠償金の格差がコミュニティの再構築を困難に

原発避難者の生活場所移転により人間関係の再構築を余儀なくされることや、賠償金の格差がコミュニティの再構築を困難にした。

福島イノベーション・コースト構想は被災地の生業との産業連関とは非常に薄いものでしかない。

### 4－4. 原発との向き合い方への再考

原発のようにそのリスクが顕在化した場合の影響度が著しく高く、かつそれが破綻した場合に代替手段がない場合には、社会への影響を考慮した総合的なリスク概念が必要である。市民や事業者、行政など多くのステークホルダーを交えた意思決定プロセスの共有化を図るべきだ。

日本のエネルギー政策は、1F 事故がまるで発生しなかったようにそれを扱っている。放射能汚染が継続している事実から目をそらすべきではない。原発の賛否は異なる立場のメンバーを含めて熟議をすべきではないか。

### 4－5. 原発問題の背景にある社会の構造や変動

東日本大震災や原発事故はどのような社会構造や社会機構を背景にして起こってきたのか、それがどのような問題の連鎖を経ながら社会的な影響をもたらしたのか、その災害事象が社会の構造をどのように変化させ長いスパンでの社会変動を誘発させていくのか。

国民は原子力の便益だけでなくコストやリスクを理解した上で電気を使ってきただろうか、さまざまな関係性を捨象した社会は暮らしやすい社会であろうか。

この事故は人類共有の教材であり、事故の進展状況や住民の退避対応を含めて科学的・技術的な検証が必要だ。それは本当に、十分になされているだろうか。

## 5. 小括

「想定外の事故」は防ぐことはできない。それは文字通り、「想定外」だからだ。けれども最善の人智を尽くせば、「想定外の事故」が起こる可能性は極限まで小さくすることはできる。１F 事故前、そして事故後の私たちの取り組みは、最善をめざしたものだったか。めざしたものであり続けているだろうか。

１F 事故の原因究明や、事故からの教訓抽出とその反映は相応の成果をあげてきた。ただ、この事故が問いかけたものは、単に原発の安全性や利用のあり方にはとどまらなかったのではないか。

この世の中は、私たちが何を望み社会がどうあってほしいという十分かつ真剣な検討がなされないままに、経済と技術が結びついた所産物の集積体へと静かに変容しつつあるように思える。その背後には、無限に膨張する人々の欲求を充足し触発することをめざす市場の姿が見える。

１F 事故は、そんなありようを内省する機会を与えたのではなかったろうか。

＊本稿は佐田務「福島原発事故とその後を総括する－学会誌特集の論点整理」（原子力学会誌 2021 年 10 月号）と「編集後記」（同 2021 年３月号）の内容を加筆修正したものである。

*Tsutomu SATA
ATOMOS Editor-in-Chief

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room F)

## [3F_PL04] Panel discussion

In this session entitled "Reflection of Fukushima nuclear accident ", three speakers who compiled the following reports will give lectures. The reports are "10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident" ,"The Truth of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident " (by NHK Meltdown Interview Group) ,and "Fukushima Nuclear Accident Special Feature" of AESJ.Based on the reports, three speakers will introduce the causes that could not prevent this accident, the erification of the nuclear safety countermeasures taken after the accident, the extraction of the issues that became apparent after accident, and the perspectives of analysis for the future. Through these, we aim to provide opportunities to learn and practice what we should do about nuclear safety.

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room F)

## [3F_PL05] Q&A session

In this session entitled "Reflection of Fukushima nuclear accident ", three speakers who compiled the following reports will give lectures. The reports are "10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident" ,"The Truth of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident " (by NHK Meltdown Interview Group) ,and "Fukushima Nuclear Accident Special Feature" of AESJ.Based on the reports, three speakers will introduce the causes that could not prevent this accident, the erification of the nuclear safety countermeasures taken after the accident, the extraction of the issues that became apparent after accident, and the perspectives of analysis for the future. Through these, we aim to provide opportunities to learn and practice what we should do about nuclear safety.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

# [2G_PL] Reactor Physics Engineers be Ambitious! - Suggestion of Venture Start-up

Chair: Satoshi Wada (TOSHIBA ESS)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

## [2G_PL01] Why nuclear venture with Reactor physics?

*Masatoshi Yamasaki[1] (1. Studsvik Japan)

## [2G_PL02] Challenge to technology fusion on Kyoto Fusioneering

*Masato Tabuchi[1] (1. Kyoto Fusioneering)

## [2G_PL03] My custom-made nuclear career: from a PhD in reactor physics to founding an owner-operator of SMRs in Estonia

*Merja Pukari[1] (1. Fermi Energia)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

炉物理部会セッション

# 炉物理発、ベンチャー起業のすすめ

Reactor Physics Engineers be Ambitious! - Suggestion of Venture Start-up

## （1）炉物理から原子力ベンチャーを考える～概要とベンチャーのサポート紹介～

(1) Why nuclear venture with Reactor physics? -background and outline-

*山崎　正俊[1]

[1]スタズビック・ジャパン

### 1. はじめに

世界の原子力業界ではいま、レガシー企業の枠を超えベンチャー企業主導による小型モジュラー炉等の新型炉開発が盛んに進められている。ところが、日本国内では原子力分野におけるベンチャー企業の動きは活発とは言えず、原子力・炉物理分野の研究開発に閉そく感が生じている。

国内のベンチャー企業に関しては、2019-2020 年調査で大学発ベンチャーが約 300 社増加するなど、多くの大学でベンチャー創出に力が入れられている。そのため、学生・若手エンジニアのみならずベテラン・シニアエンジニアのセカンドキャリアとしてベンチャー参画も身近な選択肢となりつつある。

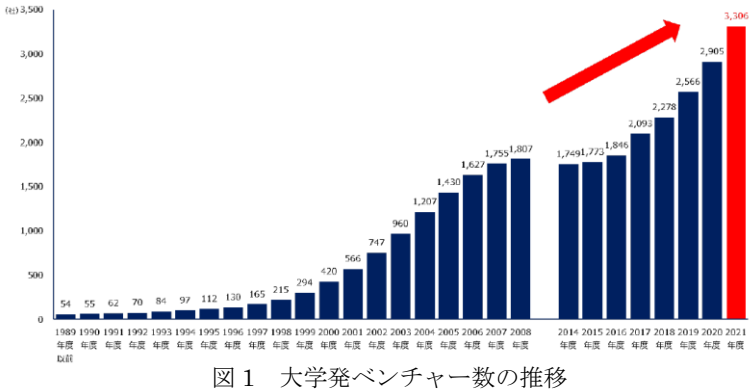



図 1　大学発ベンチャー数の推移

本セッションでは、国内の原子力業界の閉そく感を打破するカンフル剤となるべく、原子力業界の核となる炉物理分野からベンチャーについて考える。まず講演(1)では、本セッションの導入として、いま原子力ベンチャーを議論する意義と国内におけるベンチャーを支援するしくみについて紹介する。続く講演(2)、(3)では国内外で実際にベンチャーとして活躍している方から、その経験を紹介していただく。

### 2. どうして私がベンチャーを勧めるのか？

それはずばり「それが、これから未来の働き方に直結するから」である。

図 2　真にやるべきこと”VOICE”

様々な研究者、成功者が語る「未来の働き方」のキーワードは、「自立した個人たちの協働」、「継続的学習」、「自身の強みへのフォーカス」である。ひとつの企業で定年まで勤め続ける終身雇用制は既に崩壊し、有名企業といえども失職のリスクは付きまとうようになった。そこで求められるのは企業に依存することなく、個人として自立し、組織内外の他の個人と協力しながら仕事を完遂する能力である。そのためには日々変化する環境に対応するため柔軟かつ継続的に学習し続けることと、自分自身を知り、自分が真にやるべきこと“VOICE”を見つけ、自分だけのストーリーを語れることが必要となる。

原子力業界は「複数のプロフェッショナル」を目指すためにうってつけのフィールドである。原子炉工学（核、熱水力、機械、水化学、照射、構造、土木）、情報科学（数値計算、ロボット、AI、ブロックチェーン）、技術者実務（プロジェクトマネジメント、品質保証、知財戦略、法令順守、核セキュリティ）、人文知識（哲学、社会学、経済学、地政学、国際政治学、企画力、政策立案、説明力、交渉力、異文化マネジメント）など、その気になれば何でも学ぶことが出来る。

必ずしも会社を興すことだけがベンチャーではない。上記のような様々なことを学び、スキルを身につけ、自分だけのストーリーを語るため、組織の内外、大小を問わず冒険的事業に取り組むことが、これから求められる働き方の本質なのである。

### 3. ベンチャーを支援するしくみ

とはいうものの、では何から始めればいいのか途方に暮れる方も多いだろう。そこで後半ではベンチャーを支援する様々な仕組みについて紹介する。

国連の持続的開発目標(SDGs)が浸透し、脱炭素の目標のもと、世界中で環境、社会、企業統治に優れた企業に選択的に投資すること（ESG 投資）が盛んとなっている。このため、新たな投資先として化石燃料事業ではなく、より環境持続性に寄与する事業へ資金が集まっている。

日本においても新たな成長戦略の一環としてベンチャー育成の重要性が認識され、様々な大学、企業、地域などでベンチャーを支援するしくみが構築されている。

発表では、JAEA、東大、京大、阪大、京阪神地域における取り組みを例示し、起業意識の育成、資金調達、知財管理、経営戦略、企業とのマッチングなど様々な助言、支援が得られる仕組みが整っていることを紹介する。

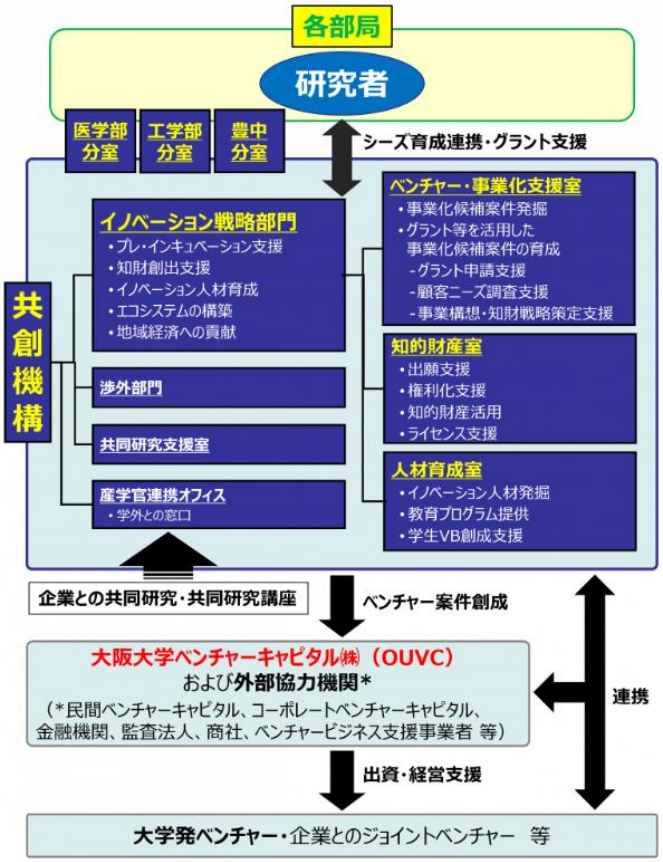



図 3　大阪大学における産官学連携のしくみ

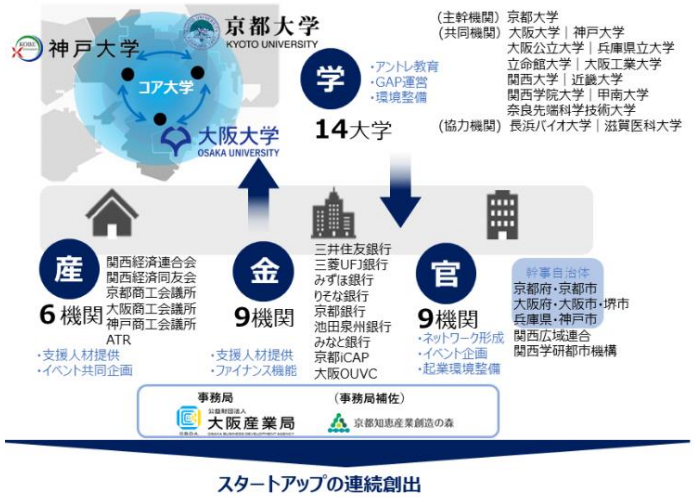



図 4　京阪神スタートアップの取り組み

### 参考文献

1) 経済産業省 Web サイト：大学発ベンチャー実態調査の結果より https://www.meti.go.jp/press/2022/05/20220517001/20220517001.html
2) フランクリン・コヴィー・ジャパン「7 つの習慣 ビジョナリー・キャリア」より
3) 大阪大学共創機構 Web サイト：ベンチャー創成支援より https://www.ccb.osaka-u.ac.jp/service/venture_shien/
4) 大阪スタートアップ支援ポータルサイト：京阪神スタートアップ　アカデミア・コアリションより https://www.innovation-osaka.jp/ja/startup-ecosystem/score-gap/

*Masatoshi Yamasaki[1]
[1]Studavik Japan

2022年秋の大会

炉物理部会セッション

# 炉物理発、ベンチャー起業のすすめ
Reactor Physics Engineers be Ambitious! – Suggestion of Venture Start-up

## （2）ベンチャーでの活動状況と技術融合に向けた取り組みの紹介

(2) Challenge to Technology Fusion on Kyoto Fusioneering.

*田渕 将人[1]
[1]京都フュージョニアリング

### 1. はじめに

本セッションにおけるキーワードである「炉物理」、「ベンチャー」と関連し、講演(2)ではこれまで炉物理に携わってきた技術者である登壇者が、自身のベンチャーへの転身の事例を取り上げ、その体験を基にベンチャーでの活動状況や炉物理との関わりについて紹介する。

### 2. ベンチャーへの転身

本題に入る前に、ベンチャーに転身するまでの経緯を説明する。登壇者は、大学 4 年時に炉物理の研究室に配属となったのち、卒論では炉雑音解析、修論では中性子輸送計算手法の高度化について研究を行い、炉物理の基礎を学んだ。その後、民間企業にて主に PWR の炉心設計業務に従事するとともに、核計算コードの開発業務に従事した。核計算コード開発においては、社会人博士としての研究活動も実施し、中性子輸送計算手法の高度化の研究を通して学位を取得した。大学 4 年時から炉物理一筋で約 19 年間を過ごし、炉物理の発展を肌で感じてきた状況ではあったが、炉物理の枠にとらわれずに原子力・エネルギー業界全体の発展に貢献したいとの思いから、少しずつ他分野への転身を視野に入れるようになった。これは決して炉物理を見限ってのことではなく、炉物理技術の他分野への展開（さらにはその逆）を狙ったものであり、炉物理との関連性がある分野が選択肢となった。しかしながら、決して若手とは呼べない年齢の技術者にとって他分野への転身は現実的にハードルが高く、身の振り方を決めかねている状況であった。そのような中で、核融合ベンチャーである京都フュージョニアリング（以降、KF と呼ぶ。）を知る機会があり、経営陣を中心に KF メンバーと対話を進めていくこととなった。核融合分野が選択肢に挙がったのは、自身の専門分野である中性子輸送計算関連技術であれば、トリチウム増殖、遮蔽、放射化などの核融合分野の技術課題に活用できる可能性があるとの思いからである。その後、KF との対話を重ねるにつれて、新しいことへの挑戦の気持ちと KF のビジョン・熱意への共感が次第に強くなり、セカンドキャリアとして核融合分野の技術者になることを決断するに至った。振り返ってみれば、自身の決断だけでなく、他分野からのキャリアチェンジを受け入れられる KF の柔軟な姿勢もこの転身が成立する重要な要素であったと捉えている。一方で、正直な気持ちとして、他分野ましてやベンチャーの環境になじむことができるのか、社会に貢献できる成果を出すことができるのか、との観点で強い不安はあった。実際に入社してみると、これまでと大幅に異なる環境に困惑するとともに、自身の強みを活かす機会が予想以上に少ない状況であり、ある程度不安は的中した。しかしながら、何とか自身の立ち位置を確立するため必死にもがく日々を過ごした結果、入社後半年以上経過した今では、目まぐるしく変化する状況に慣れたと同時に、社会に貢献できる成果も出せていると評価している。やはり、環境を大幅に変えるというのは無傷では済まないが、大きな成長の機会であるとともに、刺激的な毎日が約束されるものと実感した。

### 3. ベンチャーでの活動状況

炉物理との直接的な関連性は低いが、ベンチャーに関する事例として KF を取り巻く環境とそこでの活動状況を通してベンチャーの組織・人の置かれている状況を紹介する。これまで核融合分野では、世界的に公的機関が主導で技術開発が進められてきたが、1990 年代から欧米を中心にベンチャーが起業し始め、少しず

つベンチャーによる資金調達が増加していった。ついに 2021 年には、米国での核融合に対する投資額は、民間企業の資金調達額が公的機関の資金を初めて上回るどころか、公的機関の約 4 倍の資金を調達するに至っている（図 1 参照）。米国に限らず世界的に見ても、民間企業の資金調達額は 2020 年までの累計が約 2000 億円であったのに対し、2021 年の単年で新たに約 3000 億円という驚異的な伸び方である（表 1 参照）。これは、(1) ESG 投資・ダイベストメント（石炭・石油からの資金引き上げ）先としての核融合への投資の増加、(2) 高温超伝導線材・球状トカマク等の実用化に向けた技術革新、などが主な要因である。

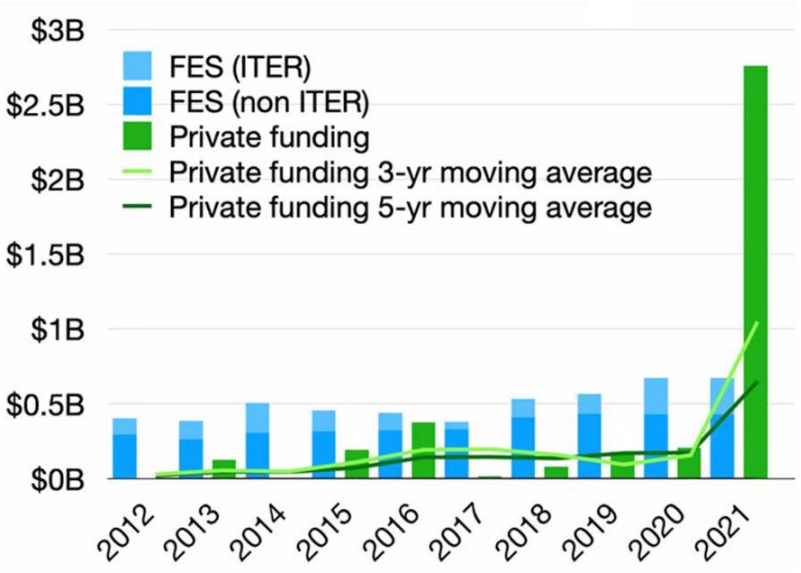



図 1　米国における核融合に対する投資額の状況 [1)]

表 1　核融合ベンチャーによる資金調達状況 [2)]

| Company | Location | Launch date | Concept | Investment (US$) as of March 2020 |
|---|---|---|---|---|
| TAE Technologies | Orange County, CA, United States | 1998 | Field Reversed Configuration (FRC) | ~770M |
| General Fusion | Vancouver, BC, Canada | 2002 | Magnetically confined acoustic compression | ~300M |
| Commonwealth Fusion Systems | Cambridge, MA, United States | 2017 | Tokamak (with HTS magnets) | 180M |
| Tokamak Energy Ltd. | Oxford, United Kingdom | 2009 | Spherical tokamak (with HTS magnets) | ~150M |
| First Light Fusion Ltd | Oxford, United Kingdom | 2011 | Hypervelocity inertial confinement | ~73M |
| ZaP Energy Inc. | Seattle, WA, United States | 2015 | Sheared-Flow-Stabilized Z-pinch | ~14M |
| Helion Energy | Redmond, WA, United States | 2013 | Field reverse configuration (FRC) | ~12M |
| MIFTI Fusion | Tustin, CA, United States | 2008 | Z-pinch | ~8M |
| Lawrenceville Plasma Physics | Middlesex, NJ, United States | 2003 | Dense Plasma Focus (DPF) | ~7M |
| Proton Scientific | Oak Ridge, TN, United States | 2012 | Electron Beam Fusion (EBF) | ~5M |
| Compact Fusion Systems | Santa Fe, NM, United States | 2017 | Stabilised Linear Compression | ~4.4M |
| CTFusion | Seattle, WA, United States | 2015 | Spheromak | 累計2,000億円（2020年まで） |
| Hyperjet Fusion | Chantilly, VA, United States | 2017 | Plasma-jet liner compression | |

2021年投資額

Additional 1 billion USD

Additional 2 billion USD

Additional 0.5 billion USD

3,000億円（2021年単年）

このように、核融合分野では急激に資金が集まっている状況であるが、その急激な状況の変化は基本的にはベンチャーを中心としたものである。一方で、日本では 2019 年まで核融合ベンチャーは存在せず、2019 年 10 月の KF 起業を皮切りに 2022 年 7 月現在で 3 社の起業にとどまっている。また、それらの資金調達額も欧

米と比較すると 2 桁以上小さく、いかにベンチャーが日本に根付いていないかを物語っている。さらには、英国や米国においては、政府主導で民間企業を支援しながら技術開発を進める姿勢が示されており、実際に各国独自で核融合発電の実現を目指すプロジェクトが進められている。日本の状況としては、技術的な観点では、これまでの大学や研究機関の努力の賜物により、核融合の中核技術において世界トップレベルの技術力を有しているものの、産業化の観点で官民一体の体制について欧米に後れをとっているのは否めない。欧米の人・金が潤沢に集まりつつある状況を横目で見つつ、将来の核融合において日本が主導権を握れるのか危惧するばかりである。

そのような核融合分野の情勢の中での KF の立ち位置や活動状況について紹介する。世界中の核融合ベンチャーの多くは、炉心における核融合反応の安定的な維持に関する技術開発に精力的に取り組んでいるが、KF はプラズマ加熱装置、ブランケット、水素同位体排気循環装置など炉心以外の核融合特有の特殊機器と、それらを統合したプラントエンジニアリングを対象として技術開発を進めている。したがって、表 1 に見られるような巨額の資金調達に成功しているベンチャーは KF の競争相手ではなく、むしろ核融合発電の実現に向けて共に協力し合うパートナーであると捉えている。KF が技術開発に取り組んでいる特殊機器は、いずれも核融合発電の実用化に不可欠なものであり、これらの実証により「あとはプラズマだけ」の状態をいち早く確立することを目指している。このような観点から、KF では将来想定される核融合発電所の環境に近い条件下で一連の特殊機器を統合的に開発試験することを目的として、核融合発電試験プラント「UNITY」（**Un**ique **I**ntegrated **T**esting Facilit**y**）の建設を進めている。その基本設計はすでに終え、今後 2023 年 3 月までにプラントの中核となる液体金属ループの一次建設を完工し、2024 年末に世界初となる発電実証試験の開始を予定している。UNITY のような核融合発電システムの試験施設はこれまで世界に存在せず、UNITY は核融合プラントの主要な機器の試験施設として、また核融合発電の総合的な技術実証施設として、世界初の試みであり、核融合分野において世界中から多大な注目を集めている。UNTIY のような取り組みがスピーディに進められた背景には、特殊機器の専門家に加えて各方面から様々なバックグラウンドを持った技術者が集まり技術の融合を進められた点、失敗をおそれずにチャレンジできる環境があった点、が挙げられる。これらはまさにベンチャーが持つ利点であり、UNITY プロジェクトは、ベンチャーの利点が適切に活かされ機能した良好事例の 1 つと言えるであろう。当然のことながら、登壇者も「様々なバックグラウンドを持った技術者」の 1 人として UNITY プロジェクトに密接に加わり、ブランケット設計のための中性子輸送計算を実施するなど、これまでに培った技術力を最大限活用してプロジェクトの成功に向けて精力的に技術開発を進めている。また、バックグラウンド技術の活用のみではなく、核融合技術の習得・伝承に対する期待も強く、日々の自身の成長を肌で感じているところである。

**4. 技術の融合に向けた取り組み**

上述のとおり、炉物理の枠にとらわれずに原子力・エネルギー業界全体の発展に貢献したいとの思いからベンチャーへの転身を選択した状況であり、分野を超えた人材・技術の交流・融合が自身の使命の 1 つと認識している。そのような観点から、これまでに培った炉物理の技術力だけでなく、人脈も最大限に活用して、炉物理分野、核融合分野の双方にとって有益な技術の融合を進めていきたいと考えている。現時点では、核計算技術を中心に、炉物理技術が適用できるものを模索しながら核融合技術の習得を進めている段階であり、技術の融合について具体的に語れる状況には至っていない。まだ転職から日が浅いため、目に見えた活動はできていないものの、前職で関わった炉物理分野の複数の大学と連絡を継続し、実際に大学を訪問し共同研究に向けた打ち合わせを実施するなど、具体的な活動を進めつつある。今回、炉物理部会セッションにて講演の機会をいただけたのも、今後の分野を超えた交流を促進するための重要な機会と捉えており、KF の活動や核融合分野の状況に興味のある炉物理部会員がいればぜひ協力の可能性を探っていきたいと考えている。

**5. 炉物理とベンチャー**

炉物理から少し引いた立場から、炉物理を俯瞰して見た印象とベンチャーとの親和性について述べる。核融合分野に身を置いてまず感じたのは、炉物理における核計算技術の深さである。その主な要因として、巨

大な共鳴吸収を持つ核種を大量に取り扱う必要がある点、固定源計算だけでなく固有値計算も必要な点が大きいと考えている。これらは、実効断面積評価手法の高度化をもたらしただけでなく、幾何形状や中性子源分布に対する近似に重要性を与えてきたと考えている。また別の観点として、産業化されて長い年月を経た原子力発電において、核計算技術高度化による信頼性向上の需要が継続的にあった点も、炉物理の核計算技術に深さを与えた要因である。一方で、核融合分野では重核種を扱わず固定源計算のみである点もさながら、まだ産業化に至っていないことから炉心形状をはじめとするプラント設計に不確定な要素が多いため、核計算の精緻化が炉物理ほど求められていないのが現状と認識している。そういう意味では、炉物理の技術が核融合分野の核計算に必要なのかとの疑問はあったが、実際のところは核計算結果を分析・考察するフェーズにおいて、炉物理の知識が強みとして活かせたというのが実感である。しかしながら、炉物理の適用範囲はさほど広くないとの印象も否定できない。現時点で関わっている業務だけでも、材料、熱力学、流体力学に関する知識が求められるが、これらには炉物理の知識は直接的にはほとんど役に立っていない。ただ、これまで炉物理分野において様々な課題に向き合ってきた経験を通して、物理現象を理解するための素養は高まっており、その点で炉物理を学んできたことが活かせているようには感じている。この点については炉物理特有の強みではなく、何らかの学問を修めることによって得られる教養のようなものかもしれないが。

ベンチャーとの親和性の観点では、炉物理とベンチャーにはあまり親和性がないように感じている。というのも、炉物理の技術としての完成度は高く、炉物理技術が産業化のボトルネックとなる状況が想像しづらいためである。ただ、ベンチャーへの転身や起業自体に重要性があるのではなく、各個人が主体的に考えて行動することにこそ重要性があると考えている。その観点で、特に若手の炉物理技術者には、どこでも生きていけるような自立可能な強みを持ってほしいと考えている。つまり、組織の看板に守られるようなマインドではなく、自身の個の力を高めていくことに励んでほしいとの思いである。そのためには、炉物理技術を深めていくことはもちろんであるが、「炉物理＋α」というのが非常に重要となると考えている。むしろ、「＋α」の部分こそ、炉物理技術者としての強みを発揮するための重要な部分と感じており、その部分でベンチャーと関わることになった場合に、炉物理技術が必要な場面において存分に力を発揮できると考えている。

## 6. おわりに

本稿では、これまで炉物理に携わってきた技術者である登壇者が、自身のベンチャーへの転身の事例を取り上げ、その体験を基にベンチャーでの活動状況や炉物理との関わりについて紹介した。核融合分野でのベンチャーを例に挙げて紹介したが、やはり日本のベンチャーの動向は欧米と比較して大きく後れを取っている状況であり、それは炉物理分野も同様の状況と認識している。SMR、高温ガス炉、浮体式発電所など、革新的な原子力技術の確立・産業化が望まれる中で、これまでの原子力産業で十分なノウハウを蓄積しているメーカ・エンジニアリング企業の取り組みが重要であることは言うまでもないが、特に産業化の加速において、ベンチャーが重要な役割を担うことも事実である。ただ、ベンチャー自体を強く勧めるというよりは、個々の技術者が自身の強みを持って自立可能な力を身に付けることこそが重要であり、その考えが定着した結果として、ベンチャーに関わる炉物理技術者が出てくればよいと考えている。今回の講演が、単に分野を超えた技術の融合に結び付くだけでなく、イノベーションの在り方、進め方についても広く議論して協力し合える関係性を築いていく足掛かりになることを大いに期待する。

## 参考文献

1) S. Wurzel, “Road to Commercialization: US.” The 2nd IAEA Workshop on Fusion Enterprises (2022).
2) W. J. Nuttall, S. Konishi, S. Takeda and D. Webbe-Wood, “Commercialising Fusion Energy: How small businesses are transforming big science.” Institute of Physics (2020).

*Masato Tabuchi[1]
[1]Kyoto Fusioneering

Reactor Physics Session

# Reactor Physics Engineers be Ambitious!
## – Suggestion of Venture Start-up –
## (3) My custom-made nuclear career: from a PhD in reactor physics to founding an owner-operator of SMRs in Estonia

*Merja Pukari[1]
[1]Fermi Energia

**1. Introduction**

I'm an IPMA (=International Project Management Association) Level-C certified project manager with a PhD from nuclear fuel research and a considerable experience in supporting the nuclear power industry with data analysis, strategic planning, and project management.

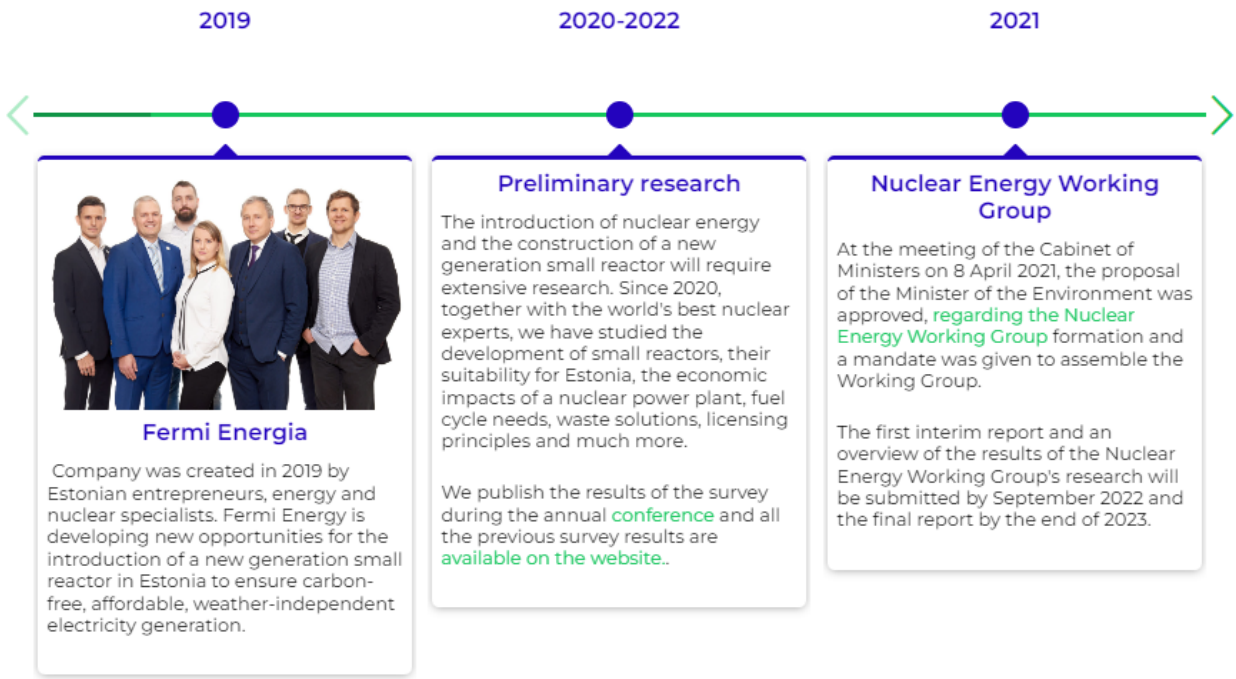
Always working towards increased technical competence, developing business acumen, and seeking ways to apply entrepreneurial mindset. Working with challenging tasks to ensure personal and organizational growth. By nature, a developer, an organizer, a negotiator, an analyst, a matchmaker, a collaborator, a planner, and a dreamer. Affinity for foreign languages and international work environment is not only reflected in personal history but is a strong driving force for future undertakings.

Awarded PhD of Reactor Physics by KTH (=Swedish Royal Institute of Technology), MBA of Entrepreneurship by Estonian Business School. Started career as a research associate of KTH, then Project Manager of Studsvik Nuclear AB, and now Nuclear Advisor of Swedish utility Vattenfall, while one of the founders of Estonian nuclear startup company; Fermi Energia.

**2. Establish Fermi Energia**

The tangible idea of Estonia's own nuclear power plant remained gathering dust for years, until Kalev Kallemets, Kaspar Kööp and Henri Ormus met in the summer of 2018. The men, who are well aware of the latest developments in the nuclear field, discussed the possibility of building a completely different, new-generation nuclear power plant in Estonia, which would be based on the small modular reactors that are being licensed in Canada and the United States. A good example was the business model used by Teolisuden Voima and Fennovoima in Finland, where the owners of nuclear plants are energy consumers from all over the country. Rapidly developed technologies in the intervening years have made nuclear energy a future energy solution worth considering again for Estonia, which would help to ensure both reasonable energy prices, energy security and the fulfillment of nationally important climate goals.

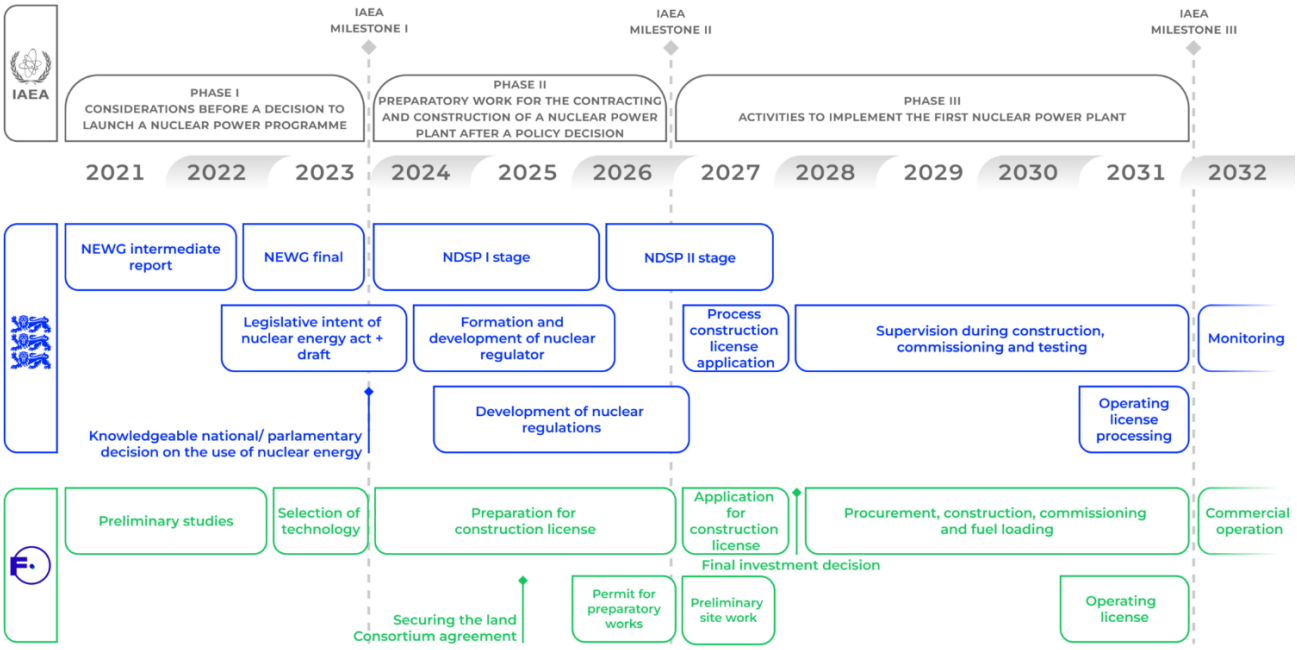
After extensive preliminary work, Kalev Kallemets, Sandor Liive, Henri Ormus, Kaspar Kööp, Marti Jeltsov, Mait Müntel and Merja Pukari, myself, founded OÜ Fermi Energia. The founders are united by the belief that in order to achieve the goals of reducing carbon emissions, the country's energy portfolio must contain a manageable type of energy without carbon emissions that does not require subsidies. Due to the lack of mountain rivers, this energy can only be nuclear energy in Estonia.




**3. Timeline of SMRs Deployment in Estonia**

Bringing a small modular reactor to Estonia will require quite a lot of prior knowledge and research. Clear understanding of the options and their implications is needed before a country can make an informed and knowledge-based decision in principle to go nuclear or not. A decision in principle to use nuclear power does not mean that a decision to build a plant has been taken.

Fermi Energia's research plan is based on the IAEA's "Roadmap approach". The consideration of the use of nuclear energy and the subsequent development of the necessary infrastructure go through several stages before the station is completed and starts working, which, based on experience so far, takes about 10-15 years. According to today's best knowledge, commissioning of a small reactor in Estonia is feasible by 2031.




Reference: Fermi Energia Web site, https://fermi.ee/

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

# [3G_PL] Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

## [3G_PL01] Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. SC)

## [3G_PL02] Research on the level1 PRA for the regulatory activities

*Yoshikane Hamaguchi[1] (1. NRA)

## [3G_PL03] PRA research results at NRRC and reflection of the results in standards

*Tai Furuta[1] (1. CRIEPI)

## [3G_PL04] Discussion

*Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Yoshikane Hamaguchi[3], Tai Furuta[4], Tsuyoshi Takada[5], Takahiro Kuramoto[6] (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

## （1）リスク情報活用にかかる標準への知見反映

(1) Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

*成宮祥介[1]

[1]標準委員会

### 1. はじめに

標準委員会では、いままでリスク情報活用に用いる標準や技術レポートを多数発行し、常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。そして講習会やシンポジウム、原子力学会年会・大会の企画セッションなどを通じて、標準・技術レポートの内容を伝えるとともに、その活用の支援を行ってきた。これらのリスク情報活用に用いる標準・技術レポートの制改定のための知見は、電中研 NRRC での PRA（Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価）研究と産業界における PRA の実炉適用からの経験、さらに海外の PRA 規格（IAEA、ASME/ANS）や文献などをベースにしている。

本企画セッションでは、PRA 標準[1]への知見の反映に焦点を当てて、電中研や規制庁の PRA 関係の研究開発状況を踏まえて、意見交換を行う。本稿では、標準委員会における知見の扱い、PRA 標準に対する知見の収集と反映、そして今後のリスク情報活用の活性化に向けた PRA 新知見反映の重要ポイントを説明する。

### 2.リスク情報活用関連の標準・技術レポート

#### 2-1. 策定の目的

標準委員会は、発足した 1999 年以来、リスク情報活用に資する標準・技術レポートを多数策定してきた。PRA 標準の第 1 号として停止時 PRA の標準を発行し、以降、PRA のレベル（L1PRA、L2PRA、L3PRA、以下、固有名詞を除いてたとえば「レベル 1」を「L1」と記載する）、PRA 範囲（内的事象、外的事象）、プラント状態・種類（原子炉施設の運転中と停止時、核燃料施設）、PRA の共通事項（パラメータ、品質確保、共通用語）へと、PRA 標準の適用範囲を順次、拡張してきた。「標準委員会の活動にかかる基本方針（2022 年 6 月改定）」[2]に、上位の目的として「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こと」を掲げられ、リスク専門部会の活動の位置づけとしては「リスク情報活用のための考え方，各原子力施設における PRA の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法を中心に標準の整備を行う」と記されている。

以上のことから、PRA 標準を策定する目的は、PRA から得られるリスク情報を活用して原子力施設の安全性を効果的かつ効率的に確保すること、と要約できる。

#### 2-2.策定の現状と計画

リスク情報活用のために 2022 年 4 月時点で発行されている標準・技術レポートのリストを表 1 に示す。15 の標準と 3 つの標準英語版、そして 2 つの技術レポートである。標準委員会では、専門部会における標準・技術レポートの制改定計画、講習会や国内外学会発表予定などを「標準策定 5 か年計画」に書き込んで標準委員会ホームページに公開している。

表 1 リスク情報活用関連の標準・技術レポート

| | 名称 |
|---|---|
| 標準 | |
| 1 | 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編)：2013 (AESJ SC P008:2013) |
| 2 | 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 2PRA 編)：2021 (AESJ SC P009:2021) |
| 3 | 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 3 PRA 編)：2018(AESJ SC P010:2018) |
| 4 | 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1 PRA 編)：2019 (AESJ SC P001:2019) |
| 5 | 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015 (AESJ SC RK001:2015) |
| 6 | 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 (AESJ SC P006:2015) |
| 6E | A STANDARD FOR PROCEDURE OF SEISMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS:2015 (AESJ SC P006E:2015) |
| 7 | 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016 (AESJ SC RK004:2016) |
| 7E | IMPLEMENTATION STANDARD CONCERNING THE TSUNAMI PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS:2011 (AESJ SC RK004E:2011) |
| 8 | 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2014 (AESJ SC RK007:2014) |
| 9 | 原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2012 (AESJ SC RK005:2012) |
| 10 | 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021(AESJSC RK009:2021) |
| 11 | 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014 (AESJ SRK008: 2014) |
| 12 | 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018 (AESJ SC P011:2018) |
| 13 | 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018 (AESJ SC RK003:2018) |
| 13E | TERMS AND DEFINITIONS SHARED BY THE RISK ASSESSMENT STANDARDS FOR NUCLEAR FACILITIES: 2018 (AESJ SC RK003E:2018) |
| 14 | 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013 (AESJ SC RK006:2013 |
| 15 | 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) |
| 技術レポート | |
| 1 | リスク評価の理解のために：2020 (AESJ SC TR011:2020) |
| 2 | 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集：2012 (AESJ SC TR006:2012) |

出典：原子力学会標準委員会「標準目録（2022 年 4 月)」[3]より抜粋)

### 3. 標準の策定と知見の反映

#### 3.1 PRA 標準の策定手順

PRA 標準策定の方法について、過去の検討状況を振り返ってみる。PRA 手法の導入当初は、当時の原研、プラントメーカ、事業者などが米国の PRA 手法を研究し、試行を繰り返していた。その後、90 年代前半において PSR（Periodic Safety Review、定期安全レビュー）のために L1PRA と停止時 PRA を実施した際には、国内事業者と産業界により、国内研究成果や手順などを基にしていた。その後、1999 年に原子力学会に標準委員会ができ、順次、PRA 標準を整備してきた。当初は PRA の標準的な手順を基に、ASME/ANS の PRA スタンダード[4]、IAEA の PRA ガイドラインなどを参考にして標準化に取り組んだ。福島第一原子力

発電所事故以降は、規制審査対応や安全性向上評価届け出などにおいて PRA が数多く実施されていることから、研究報告書だけでなく実炉評価結果も踏まえた PRA 標準策定も行われている。

PRA 標準策定の手順は大枠として次の a～i になる。なお、たとえば国内で未研究の PRA であれば「a」はなく、海外の研究事例や報告書などを情報源とするので、必ずしもすべての PRA 標準がこの手順に則っているわけではないことに留意されたい。

a. 国内での PRA 実施の手順を調査する
b. 海外（特に米国）の PRA 規格、ガイドライン、PRA 報告書などを調査する
c. 共通的基本的な PRA 実施要件（評価フローと各ステップの評価事項）を a、b の調査結果から抽出する
d. 標準の構成に当てはめて本文規定の骨子案を作成する
e. 新知見として、国内外の PRA 研究論文や講演会などの情報を調査
f. 調査結果を分析し、d の案を修正し標準本文規定に仕上げる
g. 標準本文規定の説明、例示として適切なものを附属書参考とする
h. 制定の目的、経緯、関連動向などを解説に記載する
i. PRA 標準案として専門部会と標準委員会へ報告し、審議を進める

### 3.2 標準委員会の新知見の扱い

標準委員会は、「標準策定 5 か年計画の更新ガイドライン」[5]において、新知見の優先度判定などを規定している。更新ガイドラインで示されている新知見の 4 つの情報源は、次のとおり。

①各委員から提案された事案
②標準委員会 WEB の問合せ欄に寄せられた事案
③学会員へのアンケートより得られた事案
④意見交換会（有識者，学会内の部会，電事連）の開催に伴い提案された事案

この①については次のような情報源を例示している。

- 標準の使用実績（活用の実績，不具合・不適合などの実績，標準に対する有用な指摘事項など）
- 国内外の法律・規則類，民間の規格・基準類
- 新設の施設，設備，装置等の設計／既存の施設，設備，装置等の改造
- 国内外の施設，設備，装置等の運転経験（トラブル事例など）
- 国内外の自然災害事例
- 国内外の安全研究成果
- 国内外の技術開発成果（公開の自社研，電共研など）

個々の標準の新知見の扱いについては、①に関係する情報源が中心になり、上述したように、国内の研究機関における手法開発研究や事業者の実炉モデルやその使用経験、海外規格のうち主に米国の PRA スタンダードとなる。さらに後述するように、④の学会内部会からの情報を基にすることもある。

### 3.3 PRA 標準策定における新知見

PRA 標準についても、3.2 の標準委員会のルールに従い新しい知見を調査し分析し、品質向上、理解促進に資するものと判断する場合に取り込んでいる。ここで改めて PRA 標準における「新知見」は、既存の PRA 標準の制定後に得られたものを指すことが一般的である。3.1 のプロセスでは、新しい「a」と「b」、そして「e」の論文や講演要旨などにおいて調査される。

PRA 標準への反映には、大きく 2 つのパターンがある。一つは、PRA 標準の本文規定に取り込むものである。ASME/ANS の PRA スタンダード[4]の HLRs（High Level Requirements)と SRs（Supporting Requirements）を参照して、HLR からは PRA の基本的な要求事項として追加すべきかどうかを検討し、SR

からは PRA 実施にあたり方法や考慮すべき事項を検討する。標準委員会リスク専門部会では 2016 年から PRA 標準の階層化の検討を開始し、現時点で L1PRA 標準を「基準」と「指針」に分けて発行している。これは基本的要件を「基準」に規定し、「指針」には方法論を展開するとともに、今後新しい方法の導入を容易にすることを狙ったものである。これは PRA 標準の構造に新知見を取り入れた例である。もう一つは、参考文献あるいは附属書参考に掲載する知見である。たとえば、L2PRA 標準では格納容器機能喪失に至るシビアアクシデント時の物理現象を規定し、その現象の発生有無（たとえば、水素燃焼が発生するかしないか）を CET（Containment Event Tree、格納容器イベントツリー）の分岐に設定し、解析コードによるシミュレーションを行う。原子力学会をはじめ国内外の会議に投稿される論文や研究機関の研究報告書などから、新しい知見を附属書参考や解析に記載し解析者に考慮を促している。たとえば表 1 の No.2「L2PRA 標準」は内的事象に加え地震 L2 を対象にしたものであるが、欧州の ASAMPSA-E の報告書[6]で「外的事象、マルチユニットでの L2PRA における人源信頼性解析の検討ポイントとして「サイト外からの支援が受けられない地域全体の事象か」「対応準備が間に合わない突然発生する事象か」などが示され、さらに所員の対応時間が長期にわたることにより人的過誤が増加する可能性も挙げられている。これらは 2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故からも重要な事項である。

原子力学会の技術部会からの情報も重要な新知見となる。2016 年の L2PRA 標準の改定は、内的事象 L2 にかかる規定内容の更新が中心であった。この改定では原子力学会熱流動部会の「熱水力ロードマップ」などをもとにシビアアクシデント研究について調査・分析し，最新知見の反映も行っている。

地震 PRA 標準の改定に際しては、分科会の委員および所属組織で地震 PRA 標準を用いて地震リスク評価を行っている人に、標準への批判、疑問、要望を聞き、改定の参考にしている。50 ほどの意見があり改定に反映することで作業中である。一部を示す。

・性能規定化し例示は別冊にするなど、大部の標準を使いやすくする。
・認識論的不確実さ評価の扱いを取り入れる。
・マルチユニット・サイトのリスクへの影響評価手順を記載する。
・規定本文の中の説明文を分離する。

さらに、地震 PRA 英語版は ASME/ANS の 2020 年 2 月の JCNRM 会合に説明し、半年後に意見をもらっている。その数は約 70 に及び米国の著名な地震リスク評価の専門家からの詳細かつ真摯な意見や疑問であった。おおよそ、標準の在り方、位置づけ、構成にかかる意見、ASME/ANS スタンダードの要件に詳細に照らした意見、専門的経験からの意見、などに分かれる。これらの意見は、標準使用者からの意見と同様の扱いとして地震 PRA 標準の改定には参考にすることを JCNRM には伝えている。コメントの対応としては、日本の耐震設計と地震 PRA とを踏まえて改定への反映の是非を検討するものや、方法論開発やデータ蓄積を今後の取り組みとするものもある。

このように、国内外の専門家、使用者からの意見を構成から詳細技術に至るまで入手し、方法論研究や PRA 経験による基盤的な改定案へ、反映することを行っている。

## 4. PRA 標準への新知見反映の重要点

1) 新知見の意義

国内外での PRA 研究は、実炉のモデル開発に留まらず、基にする現象の実験や解析コード開発にも及んでいる。それらの成果は論文などになり公開される。国内の PRA は、そこから得られるリスク情報を活用して規制活動や事業者安全性向上活動に適用することが活発化している。新知見は PRA 標準、ひいては PRA 手法を改善させていくものであり、新知見反映の意義はそこにあると考える。しかし、新しいだけで PRA の知見を機械的に反映することについては、慎重に判断する必要がある。PRA の研究成果の中には計算に時間がかかることで実用には改善の余地があるものもある。また日本の設計・運用の視点からみると、PRA で考慮する必要がないものもある。一方、いままでの PRA 標準では陽には記載していなかったが、海外の先行例や規格を参照して取り入れたものもある。新知見は PRA 標準、PRA 手法の進展に役立つが、その反映には PRA の実態を慎重に分析することが、意義のある新知見反映につながる。

2) 新知見の入手

リスク情報活用に必要な PRA は、国内外の新知見を反映して改善されてきた。新知見の情報源には、電中研 NRRC の研究報告書や事業者の研究報告書も含めたものに移っている。仕上がった報告書だけでなく分科会会合で執筆者に説明をしてもらったこともある。一方的な情報入手ではなく研究における今後の課題や時間をかけた点などを教えてもらうことで、PRA 標準における規定の検討にも役立つ。また地震 PRA 標準英語版について米国地震 PRA の専門家からのコメントは、メールではあったが質問の意味や日米での耐震設計の違いなど、コメントの背景についても聞き取っている。このように入手に際しては、新知見の真意を十分に獲得するために報告書に加えて意見交換を十分に行うことも必要である。

3) 新知見の反映

いままで見てきたように新知見には、PRA のモデルや成功基準解析などに反映する方法論的な知見もあれば、事故シナリオの考察で考慮すべき点の知見もある。PRA 標準では、それらを分類し規定として要求するものと、参照することで解析者が PRA の目的に応じて応用するものに分類し、標準に盛り込んでいる。このように新知見を PRA 使用者に正しく使ってもらうように工夫することで、安全性向上につながるようにしている。さらに、新知見につながる多くの情報があることから、それらから、原子力施設の安全性向上に有効なものを選別する必要がある。このために、新知見が PRA の品質向上、効率向上にどれだけ効果があるかを検討することも怠ってはいけない。PRA 標準を策定する標準委員会の分科会では、多くの情報をリスト化し、一つ一つを吟味している。その際、実行性も考慮すべき点であるが、効果とのバランスで判断する必要があることは、客観的な検討に基づくものであるべきである。

## 5. まとめ

今回の企画セッションは、PRA にかかる研究成果や実例が PRA 標準へ反映されていることに着目した。国内の PRA 研究は NRRC、NRA で進められていて、実炉への適用は事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社により実施されている。その成果は PRA 手法、ひいては PRA 標準、IRIDM 標準へ反映されている。今後の PRA 標準及び PRA 手法の改善は、リスク情報を活用することに適した新知見の反映を進めていくことが期待される。

標準委員会と PRA 手法に関係する組織（規制庁、電中研 NRRC、事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社)、原子力学会技術部会、さらに海外の組織との意見交換、情報交換は、PRA 標準・PRA 手法の改善に有効であることから、研究報告書・論文の分析に加えて活発な PRA に関する組織間のコミュニケーションを、より一層、進めていくことも提言したい。

## 参考文献

[1] 日本原子力学会　標準委員会　たとえば“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1 PRA 編）: 2022”, AESJ-SC-RK010:2022

[2] 日本原子力学会　標準委員会“標準委員会の活動にかかる基本方針（細則)” 2022 年 6 月

[3] 日本原子力学会　標準委員会“原子力学会標準目録”2022 年 4 月

[4] ASME/ANS たとえば“Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sb-2013, 2013

[5] 日本原子力学会　標準委員会“標準策定 5 か年計画の更新ガイドライン” 2020 年 12 月改定

[6] Technical report ASAMPSA_E, たとえば “List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E,” 2017. http://asampsa.eu/wp-content/uploads/2014/10/ASAMPSA_E-D21.2_External_Hazard_List.pdf

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Standards Committee

2022年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

## （2）規制活動のためのレベル 1PRA の研究

(2) Research on the level1 PRA for the regulatory activities

*濱口　義兼[1]

[1]原子力規制庁

### 1. はじめに

原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の総合規制評価サービス（以下「IRRS」という。）の勧告[1]等を踏まえて、令和 2 年 4 月から新たな原子力規制検査を開始する等、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）から得られるリスク情報を活用した規制活動を実施している。本稿では、PRA のうち起因事象の発生から炉心損傷までのリスクを評価する PRA（以下「レベル 1PRA」という。）を対象に、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を紹介する。

### 2. リスク情報を活用した規制活動とレベル 1PRA に係る安全研究の活用

#### 2-1. リスク情報を活用した規制活動

リスク情報を活用した原子力規制検査では、PRA から得られるリスク情報を日常検査において機器を選定する際に活用することになっている[2]。さらに、検査において発見された指摘事項については、リスク情報を用いて重要度を決めることになっている[3]。

また、新規制基準では重大事故対策の規制が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のために PRA が活用されている[4]。さらに、原子炉施設の安全性の向上のための評価において、事業者は PRA を実施し、この結果を届出、公表し、原子力規制委員会は事業者が行った PRA 手法及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド[5]では、PRA 手法の成熟状況に応じて、PRA の評価範囲を段階的に拡張していくとしており、拡張していく例として内部火災 PRA、内部溢水 PRA 等の実施を挙げている。

このように、PRA を規制活動に活用する機会が増えてきており、活用する PRA の精度向上や地震、津波等の対象範囲の拡張が求められ[6]、規制庁では PRA に係る安全研究を進めている[7]。

#### 2-2. レベル 1PRA に係る安全研究の活用例

規制庁では、PRA を規制活動に活用するため、検査ガイド等を作成している。これまでに規制庁で実施したレベル 1PRA に係る安全研究で得た知見[7]を基に、一般社団法人原子力学会の実施基準等[8][9]を参考として、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」[6]を作成した。また、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」[3]を作成し、検査指摘事項の重要度評価に活用している。特に「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の附属書である「火災防護に関する重要度評価ガイド」[10]では、これまでの安全研究[7]において妥当性を確認してきた火災進展解析コード FDS[11]を用いた詳細な火災伝播解析による火災リスク評価の方法と、適切性確認をした事業者 PRA モデルを組み合わせた評価方法を導入している。

#### 2-3. レベル 1PRA に係る課題

規制庁で実施した安全研究の成果は、上記のように原子力規制検査のガイド等に反映されている。これまでに活用した実績では主に施設内にある機器故障等を起因とした内部事象 PRA の範囲に限られており、地震、津波等の外部事象における PRA の安全研究成果の活用までには至っていない。そのような研究成果の活用に至らない要因として、以下にいくつかの課題を例示する。

例えば、PRA の評価の中において、事故の進展が進み、複数の重大事故等対処設備が使用される状況にな

ると、運転員操作の環境悪化や運転員操作の複雑化を考慮する必要があるが、従来の一般的な人間信頼性解析手法（THERP 等）ではこのような状況を考慮することができていない。地震等の外部事象を起因とした場合、一般的な内部事象と比べると原子炉施設内の複数箇所で不具合が出る点で運転員操作の環境悪化等の影響は顕著になると考えられ、より人間信頼性解析手法の性能が重要になる。

また、外部事象レベル 1PRA では、地震等の外部からの共通する力による炉心損傷を防止する種々の対処設備の故障（機器フラジリティ）の関係性については、複数の機器が同じ条件で損傷する等の保守的な評価を実施している。さらに、地震時に津波が発生する場合には原子炉施設に影響する外部からの力の到達時間が異なるなど、対象とする外部事象に応じて原子炉施設に及ぼす影響が複雑となるが、現状、複数の事象が重畳するような災害を対象とする適切な評価の方法が確立されていない。

これらに加えて、PRA の結果が持つ不確かさを特定した上で検査指摘事項の重要度評価等の活動に適切に考慮していく必要がある[12]ものの、これまでのところ明確な考え方や方法論の確立には至っていない。このようなことから外部事象の PRA は、依然としてリスク要因の考慮不足など種々の不確実な要素を含むために、原子力規制検査への活用には課題が多い。したがって、地震、津波等により発生する事故及びトラブルを対象にした PRA に対する安全研究の促進と知見の獲得は、依然として重要性が高い。

## 3. 今後のレベル 1PRA に係る安全研究の計画

### 3-1. 安全研究計画の流れ

レベル 1PRA の種々の課題を解決するため、規制庁では、令和 4 年度～令和 8 年度の 5 ヶ年計画で安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」[13]を進めている。

この安全研究プロジェクトにおいては、図 1 に示すように、内部事象レベル 1PRA 及び外部事象レベル 1PRA の高度化及び手法開発を行い、原子力規制検査へこれらの研究成果を導入していく研究を実施していく。

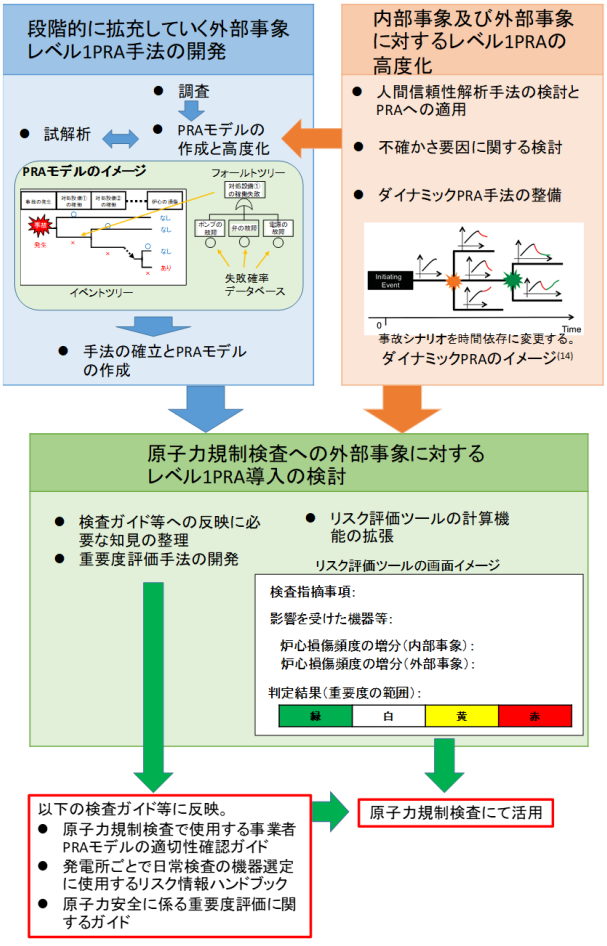



図 1　安全研究計画の概要[13]

### 3-2. 今後開発していく PRA 手法

外部事象 PRA の手法開発については、特に、地震時に発生する可能性のある津波、地震時に発生する可能性のある火災、地震時に発生する可能性のある溢水等の複数の事象が発生した場合の外部事象レベル 1PRA の手法を開発する。

人間信頼性解析については、米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析[14]に加え、本研究では運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を解析手法に組み込んでいく。また、ダイナミック PRA については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発したダイナミック PRA 及び米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析を基に、本研究では新しくダイナミック PRA と人間信頼性解析を統合させて、刻一刻と変化するプラント状況と運転員との関係を解析できるようにする。これらの研究に加え、レベル 1PRA が持つ不確かさを特定し分類することで、不確かさを明確にして、低減できる不確かさについては低減していく。

### 3-3. レベル 1PRA の原子力規制検査への導入

原子力規制検査で活用するリスク情報は、内部事象のリスク情報に加え、段階的に外部事象のリスク情報へ拡張することとしている。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で得られた成果は、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」や「原子力

安全に係る重要度評価に関するガイド」に反映するとともに、日常検査の機器選定等に使用するリスク情報ハンドブックに得られた知見を追加していく。

## 4. まとめ

本稿では、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を示した。今後も原子力規制検査等の規制活動の中で PRA が活用され、同活動がさらに合理的で透明性のある活動になるように、レベル 1PRA に係る安全研究を続けていく。

参考文献

[1] International atomic energy agency, "Integrated regulatory review service (IRRS) mission to Japan," IAEA-NS-IRRS-2016, January 2016.

[2] 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、令和元年 12 月、https://www2.nsr.go.jp/data/000361161.pdf

[3] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド、https://www2.nsr.go.jp/data/000360584.pdf

[4] 「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解釈」、原規技発第 1306193 号、平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定

[5] 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、 原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日原子力規制委員会決定

[6] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」、https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf

[7] 原子力規制庁　技術基盤グループ　シビアアクシデント研究部門、「安全研究成果報告書　規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」、令和 4 年 5 月、https://www.nsr.go.jp/data/000392321.pdf

[8] 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1 PRA 編）: 2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月

[9] “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013

[10] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド」、https://www2.nsr.go.jp/data/000360576.pdf

[11] K. McGranttan, et al., "Fire Dynamics Simulator User's Guide," NIST Special Publication 1019

[12] 濱口義兼、「確率論的リスク評価（PRA）モデルの現状と課題　内部事象レベル 1PRA」、研究報告会資料、原子力規制委員会原子力規制庁、令和 3 年 5 月、https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf

[13] 「令和 4 年度安全研究計画」、原子力規制庁、https://www.nsr.go.jp/data/000398336.pdf

[14] The B. John Garrick Institute for the Risk Science, “Human reliability analysis for nuclear power plants using the extended PHOENIX methodology”, GIRS-2019-02, University of California, Los Angele

*HAMAGUCHI, Yoshikane[1]

[1] Nuclear Regulation Authority, Japan

2022年秋の大会

標準委員会セッション

# リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用
# Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

## （3）NRRC における研究成果と標準等への反映等の関わり

## (3) NRRC research results and their reflection in AESJ standards

*古田　泰[1]，桐本 順広[1]，橋本 和典[1]，桜本　一夫[1]
[1]原子力リスク研究センター (NRRC)，電力中央研究所 (CRIEPI)

### 1. はじめに

原子力リスク研究センター（NRRC）は、2014 年 10 月、各原子力事業者が、リスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組が必要との認識のもと、大地震・大津波などの低頻度事象に伴うリスクの低減にかかる技術課題解決や、安全性向上活動への PRA 活用手法の確立のための一元的研究開発体制を構築すべく（一財）電力中央研究所（以下、「電中研」）内に設置された。爾来、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。研究成果は、論文投稿など公知化を進めるとともに、電中研あるいは NRRC のウェブサイトで報告書の形で公表し、得られた成果の実務への適用支援も行うことで継続的安全性向上の取り組みに活用している。

本セッションでは、原子力学会標準の内、PRA に係る標準について、電中研 NRRC からの人的、研究成果的貢献の実績・見込みについて、実例を交えながらご紹介し、最後に、これまでの電中研 NRRC の取組みを振り返り、標準活用のための方策について考えを示す。

### 2. NRRC におけるリスク研究開発

#### 2-1. 安全性向上を支えるリスク研究開発

NRRC は、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。安全性向上を支えるリスク研究開発の概要を図 1 に示す。NRRC は、低頻度だが大きな被害をもたらし得る事象のさらなる解明と対策立案のために、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用している。研究開発項目は、事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの 3 つに大別される。事象評価研究は、シビアアクシデントのほか、地震にかかわるハザード･フラジリティ関係（活断層、地震動、断層変位、地盤・斜面・土木構造物耐震、建屋・機器耐震）、津波、火山、強風等の極端気象、また、内部火災・内部溢水に及んでいる。リスク評価技術はこういった内的・外的事象に対する PRA 手法の開発に加え、プラントリスクで重要な要素である人間信頼性、そして、環境放出時影響について研究を進めている。リスクコミュニケーションに関する研究では、このような研究のアウトプットとして生まれる原子力プラントのリスク評価の結果について、事業者内部から公衆に至るまで、広いステークホルダーと意思疎通を図ることが必要と考えられ、その効果的な方策についてフィールドワークも含めて実践的な取組みも含めた形で進めている。

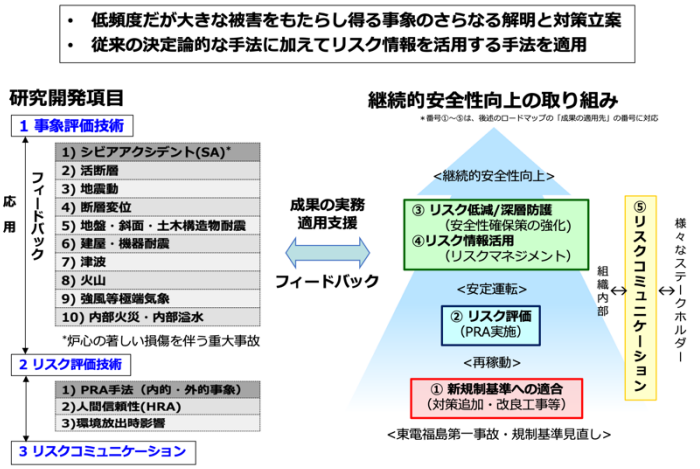



図 1　安全性向上を支えるリスク研究開発

このような研究の成果を、原子力プラントへ適用することで、継続的安全性向上の取組みに寄与するうえで、NRRC は、自らの研究成果が、事業者の取り組んでいる新規制基準への適合において活用されたり、再稼働後に事業者がおこなう安全性向上評価におけるリスク評価に生かされることで貢献を果たしていると考えている。そのような研究成果の活用が定着する中で、事業者においては、リスク低減／深層防護の観点で安全性確保策の強化を図るが、その際、PRA 評価も参照して実機へのリスク情報の活用が行われる。リスクマネジメントとは、規制基準への適合状態をプラント供用期間中に維持する中で、プラント運用中に生じる多様な状況においてリスクをより低く保ちながら原子力施設としての機能を十全に発揮できるように、リスクの評価とその評価から得られた情報を活用して、安全性の維持・向上を図るものである。そして、リスクコミュニケーションは、PRA 評価そのものの結果よりはむしろ、安全性向上に取り組む事業者の活動も含めた多様な情報を元に、立地自治体、周辺自治体、広く公衆までも念頭に置いて実施される。

### 2-2. NRRC における PRA 技術開発

前節で述べた NRRC 研究開発の事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの内、前二者を整理すると図 2 のようになる。左側に、プラントに外乱を与える要因を内的事業と外的事象に大別し、それぞれに含まれる、PRA 評価手法を挙げた。PRA は、リスクを評価する段階に応じてレベル 1（炉心損傷）、レベル 2（格納容器機能喪失、ソースターム評価）、レベル 3（大気中に放出された放射性物質の移流・拡散による被ばく評価、健康影響評価）の段階に分けられる。

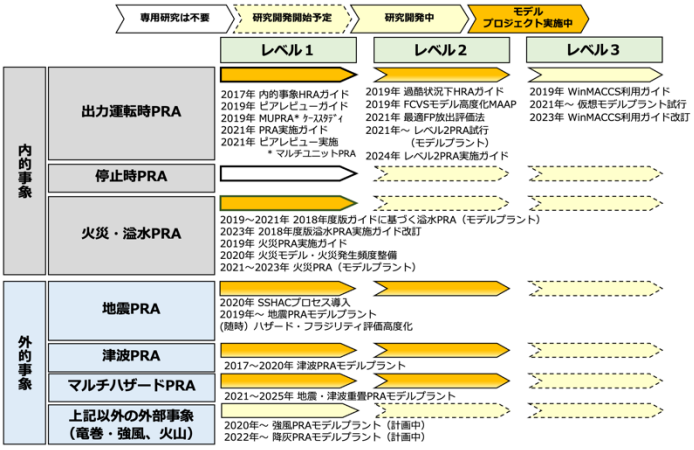



図 2　NRRC における PRA 技術の改良/開発の状況

NRRC ではモデルプラントでのプロジェクト等を実施しながら、それぞれの PRA に必要となる技術開発を行い、ガイド等の形で実務評価において活用可能な形で成果を拠出し、他プラントでの展開を行えるように進めている。

### 3.原子力学会リスク関連標準と NRRC の研究成果

原子力学会では、内的事象及び各種外的事象を対象としたレベル 1 からレベル 3 に至る PRA 標準を包括的に整備している。NRRC においては、先に述べたようにプラントの安全性向上を支えるリスク研究開発を展開しており、その研究成果も目に見える形で出始めているところである。

これらの NRRC の研究成果は、原子力学会標準の策定に反映できる新知見の一つとして寄与できると考えている。また、原子力学会の PRA 標準では、標準の階層化が検討されてきており、内的事象レベル 1PRA 標準において、要求事項を規定する「基準」と基準に適合する評価手法を規定する「指針」に階層化した新規標準[1][2]が発行されたところである。指針においては、原子力学会に限らず外部の成果においても基準に適合する手法であれば参照することとしており、NRRC の研究成果も標準に適合する評価手法として反映していけるものと考えている。

ここでは、原子力学会の PRA 標準と NRRC の研究成果の標準反映について総括するとともに、その中から次のような研究成果の反映実績例についていくつかをピックアップして紹介する。

- 内的事象のレベル 1PRA 及び PRA パラメータ推定

  運転時、停止時を含めた標準の統合化、標準の階層化素案検討などへの対応、PRA の機器故障率等のパラメータ推定に関わるデータ収集技術やパラメータのベイズ推定技術等を開発し、国内の機器故障率推定に応用した[3]。これらの検討内容はパラメータ推定標準における要求事項記載や附属書での

評価事例記載などに反映が行われた。

- 外的事象における断層変位 PRA の評価手法

  ハザード評価に関しては決定論および確率論的な断層変位の定量評価手法、フラジリティ評価に関しては断層変位に対する構造物および機器の設計条件の設定とそのフラジリティ評価結果、断層変位 PRA における事故シナリオと事故シーケンス解析を開発し、断層変位 PRA 標準の開発と連動して技術の反映が行われた。

- 外的事象における地震 PRA での地震ハザード評価[4]

  特に地震ハザード解析専門家委員会(SSHAC：Senior Seismic Hazard Analysis Committee)の手順を用いた確率論的地震ハザード分析（PSHA）に対する実施プロセスが行われている。日本においては海外に比較し複雑な地震テクトニクス環境からくる技術的課題や不確実さ要素が多く、これらの不確実さや異なる解釈を明示的に検討する SSHAC プロセスは非常に重要性が高い。

さらに NRRC の研究成果が今後標準への活用が期待されるものとして、以下のものが挙げられる。

- 火災 PRA 実施ガイド[5]・溢水 PRA 実施ガイド

  モデルプラントでの評価とともに火災 PRA 実施ガイド、溢水 PRA 実施ガイドが開発されている。原子力学会の火災 PRA 標準、溢水 PRA 標準は 2014 年の発行から実プラントでの評価実績を待ったまま改定されていないため、今後の改定ではこの研究成果の知見を取り込む事による実用性の向上などが期待できる。また、NRRC のガイドは実務上のガイドとして技術レポートとして反映することなども可能であると考える。

- 資源エネルギー庁の委託事業による地震 PRA・津波 PRA・地震津波重畳 PRA の技術開発研究

  福島第一原子力発電所事故からの教訓として、津波を含む自然外部事象への対策と炉心損傷後の影響緩和対策やリスク評価等が不十分であったことが認識されている。このため、実機プラントを対象に地震 PRA（2014～2016 年度）、津波 PRA（2017～2020 年度）について PRA の整備と評価技術の開発が研究プロジェクトとして行われてきた。現在（2021 年度～）はこれらの技術開発を受けて地震津波重畳 PRA の実施を通じて、複合ハザード事象を対象とした評価技術開発を行うプロジェクトが開始されている。これらの成果は、ハザードの入力条件の作成手法や津波の建屋浸水解析とフラジリティ評価手法、地震や浸水影響を考慮したソースターム評価等、具体的な評価例として原子力学会標準においても重要な知見となるものと考えられるため、標準改定時にも活用されることが期待できる。

- 人間信頼性解析（HRA）の定性分析ガイド[6]

  PRA の高度化に伴い、事故時の緩和シナリオにおける人的対応の影響評価の重要性がより増している。操作・対応での人的過誤事象の発生確率（人的過誤確率、HEP：Human error probability）をより現実的な評価とするために、定性分析の過程を重視した HRA 定性分析ガイドが NRRC により開発され、各 PRA での活用が始まっている。HEP の定量化手法は、外的事象や複合ハザード PRA に対応するために米国等で開発された新手法等が別途必要となって来ることも考えられるが、人的過誤事象が発生する因果関係や文脈、発生に至るまでのタイムラインなど、現実の人間応答を理解するための分析が非常に重要となる。またこのアプローチは内的事象レベル 1 のみならず、レベル 2 や外的事象など様々な PRA でも活用が必要となるため、今後標準においても広く活用されることが期待できる。

**4. 標準活用のための方策について**

前節でも述べてきたように、NRRC の研究開発は継続的安全性向上の取り組みのための成果の実務適用支援とまたそれらから得られるフィードバックにより、実用性の高い技術開発を目的として実施されてきた。このため技術開発状況にも見られるように、PRA 実施、レベル 2PRA、火災、HRA 等の実用的な実施ガイド

が開発され、これらを実機適用したモデルプラント評価により応用を重ねることで技術向上が図られてきている。また、これらの成果が電中研報告書や学術論文等で公知化されることで、原子力学会のリスク関連規格からも、改定時における要求事項への反映や具体的な評価事例として標準規格から参照可能な技術レポートとして研究成果やガイド自体が活用される段階になりつつある。今後も産業界や学会のニーズを汲み取りながら実用的な研究開発を進めていくことで、学会の標準もより活用しやすいものとなるように連携していくことが重要であると考える。

## 5. まとめ

本稿では、NRRC における研究開発の概要や開発技術を概説するとともに、原子力学会のリスク関連標準と NRRC の研究成果の活用について述べた。また、各標準改定時に反映が期待される NRRC のガイド類など研究成果も挙げられている。今後も実務適用研究と現場からのフィードバックを効果的に促進していくことで、リスク低減と安全性向上のたゆまぬ取り組みを支援し、標準規格への最新知見の反映として NRRC の研究成果を活用するための活動を支援していく。

## 参考文献

[1] 日本原子力学会　標準委員会　“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1PRA 編）: 2022”，AESJ-SC-RK010:2022

[2] 日本原子力学会　標準委員会　“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針（レベル 1PRA 編）: 2022”，AESJ-SC-RK011:2022

[3] 一般社団法人　原子力安全推進協会，“故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982～2010 年度 29 ヵ年 56 基データ）”，JANSI-CFR-02, 2016.6

[4] 酒井俊朗，“確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析 －米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて－”，電力中央研究所報告 O15008, 2016.7

[5] 内田剛志　他，“国内原子力発電プラントを対象とした火災 PRA ガイドの策定”, 電力中央研究所報告 O20001, 2020.6

[6] 桐本順広　他，“叙事知に重点を置いた人間信頼性解析（HRA）の定性分析ガイド （2020 年度版）”，電力中央研究所報告 O20003, 2021.5

*Tai Furuta[1], Yukihiro Kirimoto[1], Kazunori Hashimoto[1]and Kazuo Sakuramoto[1]

[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room G)

# [3G_PL04] Discussion

*Akio Yamamoto[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Yoshikane Hamaguchi[3], Tai Furuta[4], Tsuyoshi Takada[5], Takahiro Kuramoto[6] （1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL）

標準委員会では、リスク情報活用に用いるPRA標準やIRIDM標準、技術レポートを多数発行してきた。また常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。これら標準の制改定のための知見は、電中研NRRCでのPRA研究と産業界でのPRAの実炉適用からの経験をベースにしている。また、規制庁でも検査制度での活用等の規制活動のための手法開発及び適用に関する研究を実施している。本企画セッションでは、リスク情報活用のさらなる促進に資する研究開発と知見の標準への反映について、関係者による講演を行い、それを受けて、今後標準委員会が行うこと、更には関連学協会への展開や連携の可能性等を意見交換する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

# [1H_PL] Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

## [1H_PL01] Outline of LIPA c

*Kazuo Hasegawa[1] (1. QST)

## [1H_PL02] Beam Commissioning Plan

*Kai Masuda[1] (1. QST)

## [1H_PL03] Injector

*Tomoya Akagi[1] (1. QST)

## [1H_PL04] RFQ and RF Source

*Keitaro Kondo[1] (1. QST)

## [1H_PL05] Superconducting Linac and Cryogenic System

*Takashi Ebisawa[1] (1. QST)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

## （1）LIPAc の概要

(1) Outline of LIPAc

*長谷川 和男[1]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

### 1. はじめに

「核融合炉による発電実証」を目的とした核融合炉原型炉（DEMO）の検討が進められている。DEMO の炉心では 14MeV という非常に高いエネルギーの中性子が連続的に発生し、炉を構成する材料に照射損傷等の影響をおよぼす。したがって DEMO の実現には、14MeV の高エネルギー中性子に耐えうる材料の開発が課題の１つとなる。この課題克服のため、加速器を用いた核融合用中性子源が検討された。その技術実証を目標とし、2007 年より日欧の共同事業である“幅広いアプローチ活動（BA 活動）”の一環として、IFMIF/EVEDA（IFMIF: International Fusion Materials Irradiation Facility 国際核融合材料照射施設、EVEDA: Engineering Validation and Engineering Design Activities 工学実証・工学設計活動）事業が開始された[1-3]。

### 2. IFMIF

図 1 に IFMIF の概念図を示す。図では加速器は 1 本であるが、定常（デューティ 100%、CW）加速を行う重陽子加速器（電流は 125mA）2 本を有し、それぞれの加速器は、100 keV で重陽子を引き出す入射器、5 MeV まで加速する高周波四重極加速器（RFQ）、さらに 40 MeV まで加速する超伝導線形加速器（SRF）から構成される。加速された 40 MeV の重陽子ビームは液体リチウムターゲットに照射されて中性子を発生し、この下流に試験材料を置き照射試験を行うものである。

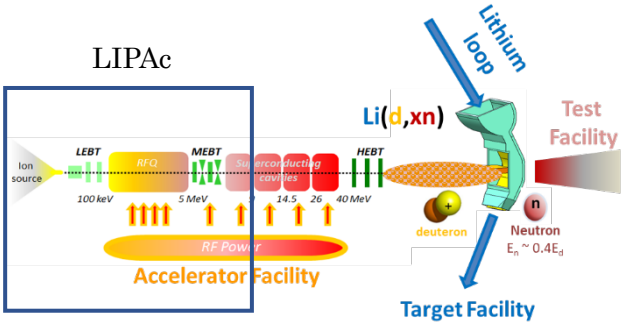



図１：IFMIF の概念図（図では加速器が１本であるが、IFMIF としては２本で設計・検討が進められた）

### 3. LIPAc の概要と体制

125mA の定常加速は、これまでの加速器技術の達成パラメータからの技術ギャップが大きい。そのため段階的に建設・実証するとして、IFMIF 原型加速器（Linear IFMIF Prototype Accelerator，以下 LIPAc）と呼ばれる 9 MeV, 125 mA の技術的実証を目的とした大電流加速器の研究開発を日欧協力で行っている。図2 に LIPAc の機器配置と貢献国・機関を示す。LIPAc は、図 1 の IFMIF 用加速器の上流部に相当し、入射器、RFQ、超伝導加速器の初段の 1 台までを実証するものである。2007 年にプロジェクトが始まって以来、具体的な体制、作業分担、R&D 項目などの協議を行ってきた。QST 六ヶ所

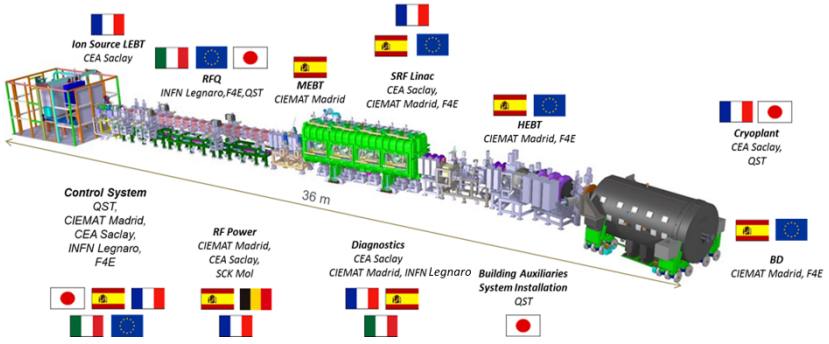



図２:LIPAc の機器配置と貢献国・機関

研究所でサイト整備を行い、実際の機器製作、製作拠点からの輸送、据付・調整試験(コミッショニング)を日欧共同で行ってきた。加速器の主な機器は欧州が担当し、日本は、中央制御系、RFQ の高周波入力カプラ、建屋などのインフラ設備の整備を行った。事業の実施にあたっては、IFMIF/EVEDA 事業チーム、および日欧のホームチームからなる統合的な実施体制が取られている。

**4. LIPAc の状況**

コミッショニングは段階的に行っており[4]、RFQ の下流に低電力ビームダンプを設置した体系で、2019 年 7 月に RFQ の 5MeV、125mA、0.1%デューティの短パルス重陽子ビーム加速試験に成功した。その後、低電力ビームダンプを撤去し、RFQ の下流にビーム輸送系、大電力ビームダンプの設置と接続などを行った。

2020 年 2 月中旬以降、新型コロナウィルスの感染拡大に伴い、欧州研究機関から試験調整のために来所予定だった専門家等が来日できなくなるとともに、六ヶ所に滞在して統合試験を担当していた専門家が早期帰国することになった。この条件でもコミッショニングを進めるため、統合試験はリモート接続により実施した。LIPAc のコンディショニング（高電圧や大電力による調整）やビーム試験には欧州専門家の参加が不可欠であり、このために欧州への実時間データ転送システムを構築し、遠隔実験参加を可能とした（図３）。LIPAc の制御用ネットワークをインターネットに接続することはセキュリティ上の懸念があるため、複数のデータ中継用サーバを経由し、一方向のみのアクセスを許可することで、セキュアでかつ大容量・高速なデータ転送を実現した。これによって、欧州からも六ヶ所研内と同等にデータアクセスが可能となった。

ビーム試験再開に際し、各機器の設置、調整、動作試験などの機器レベルの調整・試験、単体や全体制御の試験、インターロック系の統合試験に加え、手順書の作成や教育といったソフト的なところも含めて準備を行った。

こうした準備、コミッショニング、コンディショニングを進め、長パルスビーム試験を 2021 年 7 月から開始した。ビームデューティが低い条件で全体システム確認やビーム診断機器の調整が終了した段階にあり、次にデューティを上げた試験に入る予定である。

本企画セッションでは、これまでのビーム試験の経過や今後の計画、および LIPAc 各機器の仕様や状況について報告する。

図３:欧州への LIPAc データの転送によるデータ共有の概念

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.
[2] P. Cara et al, “IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020”, presented at FEC 2021.
[3] 坂本慶司他, 「IFMIF 原型加速器の現状」, 100-108 「加速器」 Vol 16, No.2 (2019)
[4] 増田開他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (2) ビーム試験計画」、本大会予稿集。

*Kazuo Hasegawa[1], on behalf of LIPAc Unit[1-6]
[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
# Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

## （2） ビーム試験計画

## (2) Beam Commissioning Plan

*増田 開[1,2]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

LIPAc [1,2]のコミッショニングは図 1 に示すように段階的に進めている。Phase C において最終的に LIPAc は、100 keV の入射器（図中の Injector）、5 MeV まで重陽子ビームを加速する世界最長の高周波四重極加速器（RFQ、動作周波数 175 MHz）、2 台のバンチャ空胴を備えた中エネルギービーム輸送系（MEBT）、9 MeV まで追加速する超伝導高周波線形加速器（SRF linac）、ビーム診断器系（D-Plate）、高エネルギービーム輸送系（HEBT）と、世界最大電流となる 125 mA CW、9 MeV の重陽子ビームを受けるビームダンプ（BD）とからなる。MEBT の直後に D-Plate と低電力ビームダンプ（LPBD）を配置した Phase B において、RFQ によるものとしては世界最大電流となる 125 mA の重陽子パルスビーム（パルス長 1 msec、1 Hz）の加速実証[3-5]を 2019 年 7 月に終えて、現在は Phase B+ が進行中である。9 MeV、1.125 MW までの重陽子ビームを受け入れ可能な BD を配置した Phase B+において RFQ からの 5 MeV 重陽子ビームの CW までの高デューティ試験を行った後に、この Phase B+ビーム試験のために一時的に設置されたビーム輸送系（MEBT Extension Line: MEL）の位置に SRF linac を設置して Phase C ビーム試験に移行する計画である。

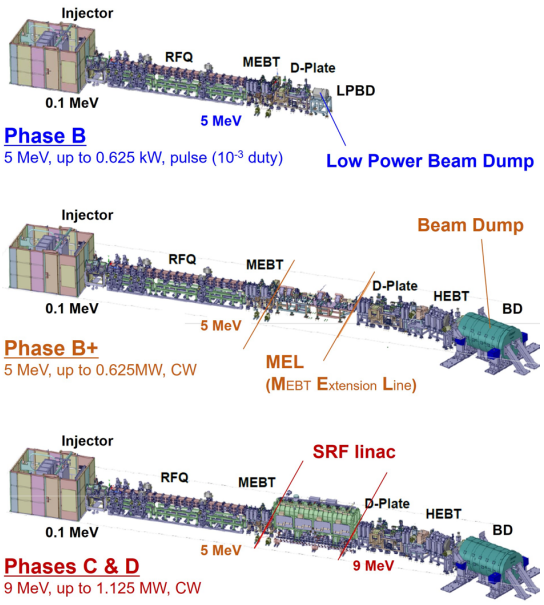



図 1 LIPAc の段階的コミッショニングの各 Phase における器機配置

Phase B+ ビーム試験の主な目的は、(1) SRF より上流の Injector、RFQ 及び MEBT の CW までの実証、 (2) Phase B+ に続く Phase C において SRF linac に入射されるビームの特性評価、(3) D-Plate を含むビーム診断系の低デューティから CW までの試験などである。Phase B+で初めて設置された機器の、低電流ビーム（~10 mA の陽子、及び、~20 mA の重陽子）による基本的な試験等を目的とした Phase B+/Stage 1 ビーム試験を昨年 12 月に終えて、現在は、Injector 単体での CW ビーム試験[6] と RFQ の RF コンディショニング[7] を進めている。これらの各サブシステムの CW ビーム試験に向けたコミッショニングが完了した後に、125 mA 重陽子ビームによる Phase B+/Stage 2 及び Stage 3 ビーム試験に移行する。まず Stage 2 において、多くのビーム診断機器が使用可能な 5 %以下のデューティにおいてビーム特性の評価を行った後に、最終 Stage 3 において、主に非破壊型のビーム診断機器を用いて CW までの高デューティを目指す計画である。

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.
[2] 長谷川和男他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (1) LIPAc の概要」、本大会予稿集。
[3] K. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 153 (2020) 111503.
[4] K. Kondo et al., Nucl. Fusion 61 (2021) 116002.
[5] L. Bellan et al., Proc. ICFA HB 2021 (2021); doi:10.18429/JACoW-HB2021-WEDC2.
[6] 赤木智哉他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (3) 入射器」、本大会予稿集
[7] 近藤恵太郎他、「核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状 (4) RFQ と RF 源」、本大会予稿集

*Kai Masuda[1,2] on behalf of LIPAc Unit[1-6]
[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
# Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

## （3）入射器

(3) Injector

*赤木 智哉[1]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

原型加速器（LIPAc, Linear IFMIF Prototype Accelerator）[1]の入射器は ECR イオン源と低エネルギービーム輸送系（LEBT）で構成される。CEA-Saclay が設計、製作及び性能確認試験を行った後、QST 六ヶ所研究所に搬入され、2017 年 8 月までに入射器単体での試験（Phase-A 試験）を完了した。入射器に求められる仕様は、RFQ で 125 mA、CW の重陽子ビーム加速を達成するため、100 keV、140 mA の重陽子ビームを安定に供給することである。それに加えて低エミッタンスビームであることも必要で、これらの要件を同時に満たす運転条件を確立する必要がある。また、ビーム加速試験の初期段階におけるビーム損失による装置の放射化を防ぐため、重陽子ビーム試験を開始する前に予め LIPAc の各機器を調整することができるように、50 keV、70 mA の陽子ビームを供給することも求められる。2019 年 7 月に完了した Phase-B 試験（RFQ 実証試験）において、RFQ による 125 mA の重陽子パルスビームの加速（1 ms、1 Hz）に成功し、低デューティでは、入射器が目標のビーム電流加速を達成できるビーム条件で、重陽子ビームを RFQ に供給できることを実証した[2]。

イオン源のビーム引き出しシステムは 5 枚の電極（プラズマ電極、中間電極、第一接地電極、リペラー電極、第二接地電極）で構成される。プラズマ電極は、陽子ビーム加速やビーム電流の小さな試験を行う場合に、引き出し口径の小さなものに交換して運転することが可能である。中間電極は印加する高電圧を調整することでビームの発散角を最適化するために使用する。プラズマ電極－中間電極間ギャップはスペーサーを用いて数㎜程度調整できる。LEBT では 2 つのソレノイド電磁石でビームを収束させつつ、RFQ の入射条件に合うようにビーム輸送する。各ソレノイドには X-Y ステアリング電磁石が組み込まれている。イオン源から引き出されたビームの特性評価については、主に 2 つのソレノイド電磁石の間に設置されたアリソンスキャナー型エミッタンスメータを使用する。また、イオン種の成分比測定のためのドップラーシフト分光計やビームプロファイル観察用のカメラ、空間電荷中和率測定用 4 グリッド分析計も使用できる。

現在は Phase-B+試験（125 mA 長パルス重陽子ビーム加速試験）の準備のため、入射器の大電流、CW 運転の実証試験を進めている。大電流と低エミッタンス（目標 0.25π mm-mrad）という要件を満たし、放電頻度が低い安定動作可能な領域を理論的に予測することは一般に困難であるため、引き出し口径の異なる複数のプラズマ電極を予め製作しておき、口径の小さな電極から順次大きな電極に変えながら、総ビーム電流とエミッタンスの関係について実験的に最適な条件を探索してきた。これまでに引き出し口径 ϕ9、ϕ10、ϕ11 mm の電極を用いた入射器長パルス試験を完了しており、ϕ11 mm の電極を使用した試験で総電流 150 mA、重陽子割合 91%（137 mA）、低エミッタンスビームの生成に成功した。また、このビーム条件で約 11 時間の CW 運転を達成した。これにより LIPAc の入射器として CW 運転においても要求性能をほぼ満足することを実証した。さらに、これまで実験的に得られた結果の系統的な分析と経験から、口径 ϕ12 mm の電極を用いれば更に低エミッタンスの大電流重陽子ビームを安定的に供給できる見通しを得ることができたため、この電極を用いた試験についても現在進めているところである。既に総電流 160 mA で CW 運転を達成したが、ビーム安定性の改善が必要で、今後も RFQ 長パルス加速試験に向けて最適化を継続する予定である。

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.

[2] T. Akagi et al., Rev. Sci. Instrum. 91 (2020) 023321.

---

*Tomoya Akagi[1], on behalf of LIPAc Unit[1-6]

[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

## （4）RFQ および RF 源

(4) RFQ and RF Source

*近藤 恵太郎[1]，LIPAc ユニット[1-6]
[1]QST，[2]IFMIF/EVEDA Project Team，[3]F4E，[4]CIEMAT，[5]CEA，[6]INFN

LIPAc では入射器で生成し 100 keV まで加速した重陽子ビームを、高周波四重極加速器（RFQ）により 5 MeV まで加速する。本 RFQ は、動作周波数 175MHz の 4 ベーン型で、イタリア INFN レニャーロ研が設計・製作したもので、全長 9.8 m と世界最長である。大電流 125 mA の重陽子定常（CW）ビームを放射化を抑えながら加速するために、低エネルギー部での加速とバンチングを丁寧に行い、高エネルギー部でのビーム損失を極力抑えるように設計され、極めて高い工作精度で製作されている[1, 2]。この RFQ は 12 個のモジュールからなる高周波空洞であるが、壁損失は重陽子加速時の定格ベーン間最大電圧 132 kV で 560 kW、ビーム負荷は定格電流 125 mA で 625 kW にも達する。合計 1.2 MW 以上の大電力の高周波は、計 8 台の高周波カプラーと同軸導波管によって入射する、世界唯一の設計であり、位相と振幅の厳密な同期制御が必要となる。このため、フルデジタル制御の LLRF（Low Level RF）を用い、マスターースレーブ方式の同期とフィードバック／フィードフォワード制御を行っている。高周波電力を供給する RF 源システムは、スペイン CIEMAT 研により調達された。四極管で 2 段増幅を行い、各カプラー1 系統あたり最大 200 kW、CW を出力する[3]。RFQ は 2016 年から六ヶ所研において据付調整が開始され、RFQ 空洞の RF コンディショニングを 2017 年 10 月から開始した。これまで RF 源の不安定性や 8 系統同期入射に起因する様々な問題に直面し、四極管やダミーロードの破損、RF カプラーの過熱による真空リーク・同真空窓の破損などのトラブルを経験した。これらの問題を解決し、また RF 源の様々な改良を実施した結果、安定性が大きく向上し、現在では効率的に RF コンディショニングを進めることが可能となった。2019 年夏までには重陽子ビーム加速に必要な定格電圧 132 kV でパルス長 5 ms での RF 入射が可能となった。また、2021 年末には、105 kV で CW での RF 入射を達成した。現在も定格電圧における CW 入射に向けた試験を継続中である。RFQ によるビーム加速試験は、RF コンディショニングの進展と共に、段階的に実施してきた。2018 年 6 月に陽子ビーム、2019 年 3 月に重陽子ビームの加速に初めて成功し、2019 年 7 月にはピーク電流 125 mA、パルス幅 1 ms の重陽子ビームの加速に世界で初めて成功し、プロジェクトの初期目標の 1 つを達成した [4]。その後、さらにパルス幅を伸長するため、CW ビームを受けることができる大電力ビームダンプと RFQ を接続するビーム輸送系が整備された。2021 年 7 月に初めて加速した重陽子ビームを大電力ビームダンプに入射することに成功し、同年末までにパルスビームを用いた特性評価試験を完了した。今後、RF コンディショニングの進捗を見ながら、RFQ による長パルスビームの加速試験を実施する計画となっている。

[1] A. Pisent et al., “IFMIF-EVEDA RFQ Design”, Proc. of EPAC08, Genoa, Italy (2008).
[2] E. Fagotti et al., “Installation and Low Power Test of IFMIF-EVEDA RFQ at Rokkasho Site”, Proceedings of IPAC2017, Copenhagen, Denmark, THPIK032 (2017).
[3] M. Weber et al., “Functional Overview of the RF Power System for the LIPAc RFQ”, IEEE Transactions on Plasma Science, 49, 9, 2987 – 2996 (2021).
[4] K. Kondo et al., “Validation of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) in Rokkasho”, Fusion Engineering and Design, 153, 111503 (2020).

*Keitaro Kondo[1], on behalf of LIPAc Unit[1-6]
[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

2022年秋の大会

核融合工学部会セッション

# 核融合中性子源用加速器開発（LIPAc）の現状
# Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

## （5）超伝導リニアックおよび冷凍機システム

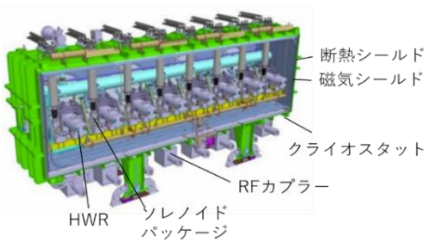
## (5) Superconducting Linac and Cryogenic System

*蛯沢貴[1], LIPAc ユニット[1-6]

[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

LIPAc は、100 keV の入射器(Injector)、重陽子ビームを 5 MeV まで加速する高周波四重極加速器(RFQ)、中エネルギービーム輸送系(MEBT)、9 MeV まで加速する超伝導高周波線形加速器(SRF Linac)、ビーム診断器系(D-Plate)、高エネルギービーム輸送系(HEBT)と、125 mA (CW) / 9 MeV の重陽子ビームを受けるビームダンプ(Beam Dump)で構成される[1]。図１に示すように、LIPAc の SRF クライオモジュールは、ビームを加速するために 8 式のニオブ製の半波長共振器 (HWR: Half-Wave Resonator, 共振周波数: 175 Hz, 定格加速電場: 4.5 MV/m) 型空洞(図２)、８式の高周波(RF)カプラー、ビームを収束するため 8 式の超伝導ソレノイドコイルパッケージ(中心磁場: 6 T)が HWR と交互に周期的に配置され、ビーム加速･収束を繰り返す構造としている[2]。クライオスタットは、輻射熱を抑制する断熱シールド、地磁気を遮蔽する磁気シールドで構成される。HWR とソレノイドコイルパッケージは、多段クロードサイクル方式を用いたヘリウム(He)冷凍機システムによって生成される液体 He で、4.5 K まで冷却される。LIPAc の冷凍機システムとクライオモジュールはクローズドループを構成し、高圧ガス保安法冷凍則の規制を受け、特にニオブから構成される空洞は例示基準が適用できないため事前認可が必要である。超伝導加速空洞は、微粒子の混入により電界放出現象を誘発し、加速電場の劣化・クエンチを引き起こすので、組立作業は半導体工場レベルのクリーンルーム内で実施される。

SRF クライオモジュールを構成する各機器は、欧州の研究機関で製作・性能試験が完了した後、QST 六ヶ所研究所に搬入された。冷凍機システムは、2017 年に施工が完了し、2018 年に QST 主体の液化運転のトレーニングを実施した。クライオモジュールは 2019 年より、六ヶ所研究所内に整備された ISO-class5 のクリーンルーム内で欧州実施機関(F4E)により組立作業が開始され、一部の HWR と RF カプラーの接続作業などが実施された。ところがその後、新型コロナウイルス拡大による入国規制等で欧州の技術者が来日できず、組立作業が中断し、作業は延期されてきたが、2022 年夏より組立作業が再開される。クライオモジュールの組立作業は 2023 年春頃に完了する見通しであり、その後、加速器室への搬入、据付作業、冷凍機システムとの接続・液化運転、コミッショニングを開始する計画である。



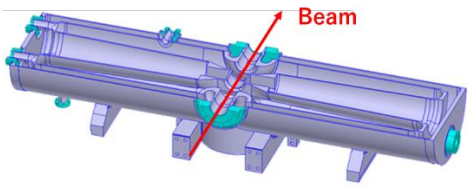



図１. LIPAc の SRF クライオモジュール(左)と冷凍機システム(右). 図２. LIPAc の HWR 空洞.

[1] H. Ditzko *et al.*, “Status and future developments of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)”, Fusion Engineering and Design, 168-112621 (2021).

[2] N. Bazin, *et al*., “Status of the IFMIF-EVEDA superconducting linac”, Proc. SRF2019, Dresden, Germany, 735-741 (2019).

*Ebisawa Takashi[1] on behalf of LIPAc Unit[1-6]

[1]QST, [2]IFMIF/EVEDA Project Team, [3]F4E, [4]CIEMAT, [5]CEA, [6]INFN

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

# [1I_PL] Progression and issues of emergency radiation monitoring

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

## [1I_PL01] Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*Jun Sasaki[1] (1. NRA)

## [1I_PL02] Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

## [1I_PL03] Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 緊急時放射線モニタリングの現状と課題
Progression and issues of emergency radiation monitoring

## （1）緊急時モニタリングの現状と学術界への期待

(1) Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*佐々木潤[1]
[1]原子力規制委員会原子力規制庁

### 1. はじめに

原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）に基づき、原子力事業者、指定行政機関、地方公共団体及びその他の者が原子力災害対策を円滑に実施することを目的として、原子力規制委員会が「原子力災害対策指針」（以下「原災指針」という。）を平成 24 年に定めている。原災指針では、空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル（Operational Intervention Level。以下「OIL」という。）を設定し、観測可能な指標に基づき緊急防護措置を迅速に実行できるような意思決定の枠組みを構築するなど、緊急時モニタリングについても新たな考え方が示されたものとなっている。

また、原災指針の考え方の下、緊急時モニタリングの実施に資するよう、緊急時モニタリングの目的、各機関の役割及び実施内容等、原災指針の緊急時モニタリングに係る記載を補足することを目的に、原子力規制庁監視情報課が「緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）」を平成 26 年に取りまとめている。

### 2. 原子力災害における緊急時モニタリング

原子力施設災害に起因する、緊急時モニタリングの目的を大別すると３点挙げられる。１点目は原子力災害による環境放射線の状況に関する情報収集である。２点目は OIL に基づく防護措置の実施判断材料の提供。３点目は原子力災害に伴う住民等と環境への放射線影響評価（被ばく評価）材料の提供となる。上記３点に係る情報を迅速かつ正確に得るためには、時間的・空間的に連続した放射線状況を把握する必要があり、その実現にあたっては緊急時モニタリングに関する資機材の事前配備（例：モニタリングポストの設置等）と測定手段の多様化（例：移動体によるモニタリング等）が求められている。

緊急時モニタリングの実施にあたっては、緊急事態における事態の進展に応じて、関係者が共通の認識に基づき意思決定を行うことが重要であるが、現状の原災指針においては初期対応段階における初期モニタリングのみが定められている。

### 3. 学術界への期待

緊急時モニタリングは、様々な手法によって確立されているところであるが、より迅速かつ確実な緊急時モニタリングの実施に向け、技術面の高度化や多角的なアプローチが求められている状況である。特に、初期段階における内部被ばく・外部被ばく状況のリアルタイムな確認については、これまでに無い新たな測定手法の検討・確立等が必要となっている。大学等の研究教育機関及び JAEA や QST のような研究開発法人等におかれては、測定器及び測定方法の研究・開発等を通じた緊急時モニタリングの技術面の高度化についての提案を期待したい。

---

*Jun Sasaki[1]
[1]Nuclear Regulation Authority

2022年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 緊急時放射線モニタリングの現状と課題
Progression and issues of emergency radiation monitoring

## （2）福島での環境放射線モニタリングの経験と教訓

(2) Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*眞田幸尚[1]
[1]原子力機構福島

### 1. はじめに

東京電力ホールディングス福島第1原子力発電所 (以下、1F) 事故後、政府、地方自治体、研究機関及び大学などにより様々な環境放射線モニタリングが行われてきた。事故後10年以上が経過し、線量率の低下に伴って、1F周辺地域における環境放射線モニタリングのニーズは低下しているものの、このような事故を経験した我が国として、培った技術の将来の原子力防災ツールとしての継承が必要である。本講演では、事故後開発された放射線測定技術のレビューを中心として、福島での環境放射線モニタリングの経験と教訓をまとめるとともに、将来の原子力防災ツール整備の取組について紹介する。

### 2. 福島での環境放射線モニタリングの経験

事故前から確立していたサーベイメータやモニタリングポストのような定点でのγ線測定技術やダストサンプリングに加えて、広範囲を効率的に測定するためのGPSによる位置情報とリンクした有人のヘリコプターを用いた航空機サーベイや車両サーベイなどの技術が現場に投入されている。また、1F周辺や帰還困難区域内で用いられている国産の無人機 (以下、UAV) を用いた放射線測定システムが日常的に用いられている。上空からの放射線計測時には、距離による補正が必要であるが、様々なシチュエーションにおける地上値との比較から精度が検証されているとともに、過去の経験を教師データとして機械学習からより高度な補正が可能となっている。これらの測定結果はGISを用いてマップ化・可視化することが一般的となっている。

事故後10年蓄積された環境モニタリングのデータは原子力規制庁の受託事業の一環でJAEAが運用する「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト (EMDB)」でデータのダウンロードやマップの閲覧可能である。また、被ばく評価のシミュレーション技術も向上している。特定復興再生拠点の解除にあたっては、住民帰還後の被ばく評価のため、上記の高精細なモニタリングデータを元に位置情報や滞在時間を入力することにより積算の被ばく量を簡便に計算できるシステムが開発されている。また、そのシミュレーションの精度は、個人被ばく線量計による実測データと比較されその精度が検証されている。

### 3. 原子力防災ツールとしての新技術開発の動向

今後の原子力防災には特に事故初期において、UAVの活用は意思決定者への速やかな情報提供をもたらすと考えられる。福島の対応で、環境放射線モニタリングを目的としたUAVのフライト時間は、年間150時間を超えており、運用の体制整備や運用手法の最適化がなされている。これらの技術ベースを元に、長時間 (20時間以上)・長距離 (遠隔操縦距離30km以上) のフライトが可能な固定翼型UAVを用いた放射線モニタリングシステムの開発を行っている。本機器はふくしまロボットテストフィールドを中心に年間10回 (最大6時間連続) のフライト試験を2019年から重ねている。

今後の事故対応を考えると意思決定者を支援するインテリジェンス情報の集約は住民避難やモニタリングの最適化に効果があると考えられる。環境モニタリングのプランを検討するには、事故後の汚染の拡散情報や既存のモニタリングポストからの情報だけでなく、住民数、地域の土地利用、幹線道路の渋滞情報、モニタリングのため物的・人的リソース、天候の情報など様々な情報が必要となる。JAEAでは、そのような多種多様な情報を可視化し集約するシステムの基礎設計を進めている。このような原子力防災ツールに関する取り組みは、実際のユーザとなる政府関係者や地方自治体関係者の意見を取り込みつつ、運用コストや体制の最適化が求められる。

*Yukihisa Sanada[1]
[1]JAEA Fukushima

2022年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

# 緊急時放射線モニタリングの現状と課題

Progression and issues of emergency radiation monitoring

## （3）原子力緊急時支援・研修センターの活動

(3) Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*宗像雅広[1]

[1]原子力機構 NEAT

### 1. はじめに

日本原子力研究開発機構(JAEA)は「災害対策基本法」及び「武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律」に基づき、指定公共機関（国や地方公共団体と協力して緊急事態などに対処する機関）として国及び地方公共団体等に対し、原子力災害または放射線災害への対処において、技術支援を行う責務を有している。本講演では、原子力緊急時支援・研修センター(NEAT)における、緊急時対応の現在の体制と平時及び緊急時の活動について紹介する。

### 2. 原子力緊急時支援体制

NEAT は、原子力施設における緊急事態等に 24 時間対応するための窓口部署であり、当直体制で国等からの原子力緊急時の通報連絡、支援要請等を受ける体制を構築している。当直長が通報等を受信した場合、通報内容を支援体制に基づく連絡系統に従って速やかに JAEA 内関係部署に展開（電話、ファクシミリ、電子メール等）するとともに、緊急招集システムによる専任者及び指名専門家の招集、緊急時支援システム（テレビ会議システム、支援可視化情報データベース、防災業務情報共有システム等）の立上げなど一連の作業を行い、人的・技術的支援活動体制を迅速に整えることが可能である。NEAT は、総括班、運営班、福井支所等から成る原子力防災・緊急時対応の専任者約 60 名で構成され、加えて原子力緊急時対応のために理事長が指名する指名専門家約 130 名の協力を得る体制としている。指名専門家は環境モニタリング、環境影響評価、放射線管理等の原子力分野の専門家であり、平常時はそれぞれの研究所等で研究開発、技術開発に従事している。緊急時には専門的知識を活かし国等への情報提供や助言を行うとともに、現地オフサイトセンター等においてモニタリング活動や避難退域時検査等の活動に協力する。

### 3. 緊急時及び平常時の活動

JAEA は国、地方公共団体、消防、警察等とともに緊急時対応にあたり、放射線モニタリングや住避難退域時検査等の活動を行うとともに、自衛隊等との協力のもとで航空機モニタリングを実施する。1F 事故時の対応事例としては、JAEA 各拠点と協力して①緊急時モニタリング及び身体サーベイ、②モニタリング車、ホールボディカウンタ車、体表面測定車等の特殊車両の展開、③サーベイメータや個人被ばく測定器等の資機材の提供、④「健康相談ホットライン」による住民問い合わせ窓口対応等の様々な支援活動を行った。これらの緊急時対応活動には延べ約 4.5 万人・日を要した（2011 年 3 月 11 日～2012 年 3 月 31 日）。

平常時には、緊急時の環境モニタリングに関わる調査・研究及び航空機モニタリング実施体制の整備を進めている。特に、緊急時の航空機モニタリングを万全に実施するため、原子力発電所立地地域でのバックグラウンド測定、規制庁や防衛省と連携した航空機モニタリング訓練等によって実施体制の強化を進めている。また、緊急時対応力の向上及び危機管理体制の維持を目的として、JAEA の専任者・指名専門家等に対する研修（緊急時対応要領確認、初期対応要員訓練、緊急時通報連絡訓練等）を継続的に行っている。加えて、国・地方公共団体等の依頼等に応じて各地域の原子力防災訓練への参加、緊急時通報訓練協力、緊急時モニタリングセンター(EMC)訓練への専任者・指名専門家の派遣、避難退域時検査要員研修への参加、防災支援システム操作習熟訓練等に積極的に参加している（令和 3 年度の訓練等参加者総数は延べ 1,051 人）。

*Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA NEAT

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

# [2I_PL] Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

## [2I_PL01] Challenges to Nuclear Security in a Changing Nuclear

*Jorshan Choi[1] (1. Formaer UC Berkeley)

## [2I_PL02] Nuclear Non-Proliferation and Safeguards Challenges related to Advanced Nuclear Fuel Cycle System

*Masato Hori[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture of Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

# Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

## (1) Challenges to Nuclear Security in a Changing Nuclear -Energy Landscape for Novel Small Modular Reactors and Innovative Nuclear Fuel Cycles

*Jor-shan Choi[1]

[1] Lawrence Livermore National Laboratory (retired)

To counter the twin challenges of ensuring a country's energy security and complying with its climate-change commitment, nuclear power is being considered (again) a viable energy option, and a new generation of advanced reactor technologies including small modular reactors (SMRs) are envisioned, developed, and some are deployed, currently and in the near future. The most impactful driver of this development will be a changing landscape for advanced reactor technologies including novel SMRs and their innovative nuclear fuel cycles. To ensure that these advanced reactors and their associated nuclear fuel cycles are safe, secure, and for purely peaceful purposes, the nuclear 3S (safety, security, and safeguards) are important considerations in the successful development and deployment of such technologies.

Many SMRs are encompassing advanced and innovative technology solutions. Several are in various stage of construction, or in-line for regulatory review and authorization (e.g., CAREM by CNEA, Argentina; ACP100 by CNNC, China; BWRX300 by GE-Hitachi, Japan/US; and NUSCALE by NUSCALE VOYGR, US; etc.). Two SMRs are currently deployed, they are:

- KLT40S, a 2x35 MWe PWR floating nuclear power plant (FNPP) developed by OKBM, Russia, and commissioned in the Russian Far East in May 2020[1], and
- HTR-PM, a 2x105 MWe HTGR developed by CNEC and INNET of China, connected to grid in December 2021[2].

These deployed, or soon-to-be-deployed SMRs would face different 3S challenges in their operational phase, as well as in their decommissioning and disposition phase. The work presented here focuses on the challenges to nuclear security.

*Nuclear Security*

Nuclear security[3] deals with the measures to protect a nuclear facility and its nuclear material against malevolent acts such as sabotage or theft by criminals and terrorists. Specific features of SMRs, such as transportability, floating platform, remote locations, new fuel designs and new fuel cycles, present new nuclear-security challenges, which may be more severe than those of existing light-water reactors (LWRs).

Nuclear security focuses on the criminal or intentional unauthorized acts and other associated activities.

---

[1] "ROSATOM: World's only floating nuclear power plant enters full commercial exploitation," 22 May 2020, www.rosatom.ru

[2] "Demonstration HTR-PM grid connected," World Nuclear News, 16 December 2021.

[3] IAEA Glossary defines "Security" as the prevention and detection of, and response to theft, sabotage, unauthorized access, illegal transfer or other malicious acts involving nuclear material, other radioactive substances or their associated facilities.

Countries employing SMRs need to establish and implement an overall nuclear security strategy that works to protect people, property, and the environment against the malicious use of nuclear or radioactive material, or sabotage of the SMRs. Many first-of-a-kind (FOAK) SMRs possess unique design features, operational conditions, and associated nuclear fuel cycles, which may pose challenges to nuclear security. Some of these challenges are briefly discussed below:

- *Transportability of SMRs* – Transportation security may have multiple challenges, including uncertainties with the public domain, the possibility of attack anywhere along the transport route, and the involvement of multiple national, regional, international agencies with multiple security interfaces.
- *Demarcation of physical protection perimeters for marine-based SMRs (FNPPs or immersible SMR)*[4] – It is difficult to set physical protection perimeters for marine-based SMRs as they are susceptible to seaborn threats when in transit or docked at a port facility.
- *Terrorist threats aiming at sinking the FNPP barges* – Terrorists attacks aiming at sinking the FNPP barges in transit or docked at a port facility are specifically challenging. To protect against such security incidents, cooperation and coordination among countries' arm forces (navies) may be warranted, in a similar manner when transportations of nuclear fuel/materials/spent fuel in international waterways are taking place.
- *Remote locations* – The difficulty of physical access to remote sites can present challenges to nuclear security. In the case of an attack, it will be difficult for any offsite response force to access the site in a timely manner. Additionally, the deployment of onsite response force may be difficult or inadequate.
- *Small size of fuel assemblies* – The shorter (fresh and spent fuel) assemblies or a container-load of fuel pebbles are easier targets for theft, in comparison to the 14-foot-long LWR assemblies. This concern may be elevated for SMRs located in remote sites with less attention to physical protection of nuclear fuel and materials.
- *New fuel & new fuel cycles* – The new types, enrichments, and forms of fuel, which are used by some SMRs require different fuel-cycle processes and facilities than those that support the current LWR fuel-cycle. This would impose new security challenges in protecting the fuel and fuel-cycle facilities.
- *Insider threats* – Insider threats present more challenging problems than external adversaries because they can take advantage of their insider attributes to bypass technical and administrative physical-protection measures to facilitate unauthorized removal of nuclear materials or sabotage. These threats apply to all nuclear facilities, including SMRs.
- *Cybersecurity* – The overall goal of cybersecurity in the physical protection of nuclear material and nuclear facilities is to protect the digital-based systems against attacks aimed at facilitating the unauthorized removal of nuclear material or sabotage of nuclear facilities. The cybersecurity threats apply to all nuclear facilities, including SMRs.

[4] FLEXBLUE-160, a transportable reactor concept to be moored on the seafloor, designed by France's Direction of Construction Naval and Submarines and under development since 2011 "Instrumentation and Control Systems for Advanced Small Modular Reactors, FLEXBLUE (DCNS, France) Annex A-4," inis.iaea.org

2022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

次世代核燃料サイクルシステムにおける核不拡散・核セキュリティの課題
Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel

# （2）次世代核燃料サイクルシステムにおける核不拡散・保障措置に関する課題と今後

(2) Nuclear Non-Proliferation and Safeguards Challenges related to Advanced Nuclear Fuel Cycle System

*堀　雅人[1]
[1]日本原子力研究開発機構

**1. 概要**

現在、多様な小型モジュラー炉（SMR）の開発が各国で進められている[2]が、地球温暖化対策、ロシアのウクライナ侵攻等によるエネルギー危機の解決策として、SMR は注目されており、その重要性は増している。今後、各国において SMR の開発・導入が進み、SMR の数の増加ばかりでなく、導入国・地域の拡大も予想される。

核不拡散の観点から、核物質を扱う SMR に対して適正な保障措置を適用し、平和目的以外に転用されていないことを検証し、確証を与えることが重要である。保障措置の実施機関である国際原子力機関（IAEA）の保障措置予算は、実質 0 成長であることから、限られた予算の中で、増加する SMR に対する保障措置を如何に効果的に実施することが保障措置上の重要課題となっている。SMR には、現在、保障措置が適用されている一般的な軽水炉やナトリウム冷却高速炉とは異なる原子炉の設計、異なる仕様の核燃料が採用されている。また、SMR の燃料サイクルとして新たなリサイクル技術や廃棄物処理技術も検討されている。IAEA が保障措置を適用した経験がない、新しい特徴をもった原子炉及び燃料サイクル施設や核物質に対して効果的に保障措置を適用するために、新しいコンセプトや検認及び封じ込・め監視技術の開発も必要となる。IAEA は、加盟国支援計画（MSSP）の一環として Safeguards-By-Design for Small Modular Reactor というプロジェクトを立ち上げ、 加盟国からの支援の下で、SMR に対して設計段階から保障措置を適用するための取り組みを進めている。

本講演では、SMR の保障措置に関連する特徴とその課題と取組みについて概説する。また、SMR が軍用の潜水艦や空母の推進力として用いられる場合の保障措置上の扱いについても簡単に触れる。

**2. SMR に対する保障措置**

**2-1. 軽水炉・ナトリウム冷却高速炉に対する保障措置**

IAEA は、軽水炉に対する保障措置を長年にわたり実施しており、保障措置アプローチは確立している。年 1 回程度の実在庫検認/設計情報検認（PIV/DIV）、年 1~4 回程度の中間査察、必要に応じて受払の検認が行われる。査察の回数や内容は、その施設で扱われる核物質の特徴によって異なり、軽水炉においては、低濃縮ウラン新燃料と Pu を含む使用済み燃料が扱われるためにこのような頻度となっている。この頻度については、その施設にリモートモニタリングが適用されているかどうか、その国が追加議定書を発効しているかどうか等によっても異なってくる。

原子力機構において開発・導入が進められているナトリウム冷却高速炉は、軽水炉とは異なる設計と燃料が採用されている。保障措置に関連する主な違いは、冷却材としてナトリウムが使うこと、新燃料にプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料（MOX）を使うこと、Pu の生成を目的としたブランケット燃料が用いられることである。そのため、保障措置を確実に実施するために、ナトリウム中の燃料に対する新たな監視装置の導入、より高い頻度の査察、異なる仕様の燃料を検認する装置の導入を原子力機構、国、IAEA が協力して進めた。最終的には、開発した検認装置及び封じ込め・監視装置のすべての情報をリモートモニタリング化し、

査察の頻度を低減し、保障措置の効率化に貢献した。

**2-2. SMR の保障措置上の特徴**

開発が進められているSMRの保障措置上の特徴として，施設の設計や核物質の仕様ごとに以下の通り整理した。

冷却減速材：黒鉛、鉛、フッ化物塩

燃料の性状：モルテンソルト、ペブルベッド、窒化物燃料、Th/$^{233}$U、5%以上の低濃縮ウラン

燃焼度等：高燃焼度、長い運転サイクル

燃料交換、燃料サイクル等：移動型炉、中央工場における燃料交換

燃料サイクル：新しいリサイクル施設、燃料加工施設、廃棄物処理施設

各々の炉・施設・核物質の特徴に応じた保障措置アプローチの開発が必要になるが、特に、モルテンソルトやペブルベッド型炉に対する保障措置の経験は限られており、より多くの開発要素があると考える。

長い運転サイクル、特に、燃料交換を行わないタイプのSMRは、査察頻度が少なくなり、保障措置の効率化に貢献する。一方で、核燃料を装荷した原子炉が、適用される保障措置が異なる国の間、例えば、核兵器国と非核兵器国、を移動する場合の対応について、保障措置の制度・法的な側面での整理も必要になる。

**3. IAEA の取り組み**

IAEAでは、2018年より、MSSPとしてSafeguards-By-Design for Small Modular Reactorのプロジェクトを進めており、ロシア、カナダ、韓国、フィンランド、フランス、米国、中国が参加し、各国が開発・導入を進めているSMRの情報提供、保障措置アプローチの開発が進められ、SMRに対して設計段階から保障措置を適用するための取り組みが行われている。

**4. SMR の原潜の推進力等への応用**

SMRについては、将来、汎用性が高くなると、発電ばかりでなく、動力源等としての利用が広がる可能性がある。ここでは、可能性として、小型炉が軍用の潜水艦や空母の推進力として用いられる場合の保障措置上の取り扱いを整理した。一般論として、原潜の推進力といった非平和利用活動に使用される核物質は、保障措置協定（INFCIRC/153）の第14条に基づき、所定の手続き、取決めを行い、一時的に、保障措置の適用除外となる。その際にIAEAがその国と結ぶ取決めの内容が重要である。現在、オーストラリア、ブラジルにおいて、原潜の導入・開発計画が進んでおり、IAEAとの間で取決めに関する議論が行われているが、議論が先行しているオーストラリアがIAEAとの間で、良き前例となるような取決めを結ぶことが、今後の核不拡散上重要と考えている。

---

*Masato Hori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

[2]ISCN ニューズレターNo.0296-2021 年 8 月号
https://www.jaea.go.jp/04/iscn/nnp_news/attached/0296.pdf#page=4

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

# [1J_PL] Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

安全評価技術の継続的向上の視点から

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room J (E1 Bildg.4F No.42)

## [1J_PL01] Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel

*Keisuke Yamauchi[1] （1. TEPCO HD）

## [1J_PL02] Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

*Yoshiro Kudo[1] （1. Statistical Safety Evaluation Subcommittee , System Safety Technical Committee , AESJ Standards Committee）

## [1J_PL03] Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*Fumihisa Nagase[1] （1. NRA）

## [1J_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

# （1）10×10 燃料を導入する際の課題とその解消に向けた道筋

(1) Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel - issues and solutions -

*山内 景介[1]

[1]東京電力 HD

## 1. はじめに

新型燃料を導入する際には，燃料の健全性評価，安全性評価，許認可取得，実炉照射後の確認等，様々な確認を実施する必要がある。BWR プラントへの 10×10 燃料を導入する際の課題と，その解消に向けた道筋について報告する。

## 2. 10×10 燃料の導入

国内 BWR では，1990 年代に 9×9 燃料を導入以降，大幅な燃料の改良は実施していない状況である。一方，海外では，表 1 に示すとおり，1990 年代から 10×10 燃料（図 1 参考）を採用しており，現在，主力となっている燃料である。10×10 燃料は，燃料棒一本当たりの熱出力が低減され，またスペーサ形状の改良に伴い伝熱性能の向上がはかられており，安全性の向上が見込める燃料である。併せて，取出平均燃焼度を 45GWd/t から 50GWd/t に増加させること，及びウラン重量を増加させることにより，使用済燃料の発生体数の低減にも寄与するものであり，できるだけ早い国内での導入が望まれる状況にある。

一方で，新型燃料の導入に当たっては，燃料の健全性を確認するためのデータの取得，安全性評価，地元了解，許認可取得まで考えると，非常に長い期間を要するものになる。また，新型燃料を導入する際には，その燃料の特性にあった解析コードが必要になる。

そこで，国内に 10×10 燃料を導入するにあたり，海外での豊富な実績を活用するとともに，燃料の型式証明制度の活用により 10×10 燃料の安全審査に係る共通的な内容の審査を開始し，BWR 電力が再稼働後，速やかに，10×10 燃料の導入の調整が開始できる環境を整備していく計画である（図 2 参照）。

表 1　10×10 燃料装荷状況

| 型式 | 装荷開始年 |
|---|---|
| GE12 | 1993 |
| GE14 | 1998 |
| GNF2 | 2005 |
| GNF3 | 2015 |

図 1　10×10 燃料（GNF 製）

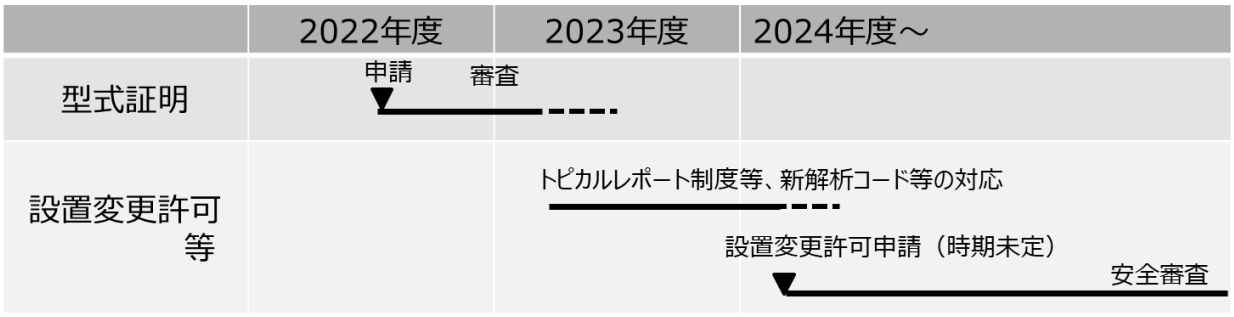



図 2　10×10 燃料の導入計画

**3. 解析コード**

10×10 燃料の導入に合わせて，炉心及び燃料の核特性解析コード，並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードを，高度化する計画である。

炉心及び燃料の核特性解析コードでは，長期間の停止による特有な核種の影響の評価，並びに 10×10 燃料の導入などに伴い非均質性の増す燃料及び炉心の核熱設計への対応のために燃料集合体内の核特性及び炉心内の核熱結合特性をより正確かつ現実的な評価が可能になり，説明性の向上，実運転時の効率的な運用につながることが期待できる。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードでは，炉心，原子炉圧力容器などを 3 次元で取り扱う TRAC 系コードの導入を計画している。過去には様々な解析コードを使用していたが，TRAC 系コードの導入により，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードの一本化が可能になる。また，TRAC 系コードは，最適評価コードとして整備していることから，不確かさが減少し，事象の進展を忠実に再現できることから，理解の向上，説明性の向上につながることが期待できる。

一方で，TRAC 系コードの導入に伴い，事象，条件，燃料などに依存して評価パラメータへの影響度が異なる多くの計算モデルを適切に取り扱う必要が生じている。これまで使用していた解析コードでは，結果が最も厳しくなるように解析条件を設定していたが，このような解析条件設定が難しくなっていること，及び設定できた場合でも，非常に大きな保守性を確保することになり，取替炉心の安全性を評価する段階で，設計が困難になることが想定される。

そこで，統計的安全評価手法を導入する計画である。ただし，現行の審査の指標となっている結果が最も厳しくなるように解析条件を定めることに，合致しているものではない。今後の対応としては，統計的安全評価手法に対しては原子力学会標準が整備されていることから，これを活用し，関係者と統計的安全手法導入の妥当性について理解を深めていく計画である。

---

* Keisuke Yamauchi[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated (TEPCO HD)

2022年秋の大会

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から
Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

# （2）炉心燃料分野の評価コードの高度化と学会標準の整備状況

(2) Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

*工藤 義朗[1]
[1]標準委員会　システム安全専門部会　統計的安全評価手法分科会

## 1. はじめに

BWR プラントへの 10×10 燃料の導入と関連して重要となる炉心燃料分野の解析コードの高度化，関連する評価手法の高度化に関わる学会標準の整備状況について報告する。

## 2. 炉心燃料分野の解析コードの高度化

### 2-1. 炉心及び燃料の核特性解析コード

BWR では長期間の停止による特有な核種の影響の評価，並びに非均質性の増す燃料及び炉心の核熱設計への対応のために，燃料集合体内の核特性及び炉心内の核熱結合特性をより正確かつ現実的に評価する高度な解析コードへの移行が始まっている。

### 2-2. 炉心及びプラントの安全評価，並びに炉心損傷防止策の有効性評価に適用する解析コードの高度化

従来は，運転時の異常な過渡変化に対しては炉心 1 点のプラント動特性解析コードなど，設計基準事故に対しては炉心 1 次元の LOCA 解析コード，炉心 2 次元の制御棒系過渡・事故解析コードなどの簡易な解析コードが安全評価に適用されていた。一方，10×10 燃料の導入に伴って炉心内の 3 次元特性の過渡的な変化，主蒸気管の圧力挙動などに対する現実的で信頼性の高い評価の重要性，並びに解析コードに対する適格性評価の高度化及びその追加評価の必要性が高まった。このような状況から，10×10 燃料の導入に合わせて，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価，並びに炉心損傷防止対策の有効性評価に適用する解析コードを，炉心などを 3 次元で評価でき，プラント全体を現実的に模擬できる TRAC 系の解析コードにほぼ一本化する形で解析コードを高度化することが予定されている。これによって，簡易な解析コードの使用に起因して生じる認識論的不確かさが解消され解析結果の説明性が向上するとともに，解析コード及び適格性評価に係るニーズに対しても解決を図ることができると考えられる。

この報告では，TRAC 系コードを中心に解析コードの高度化の背景，目的，必要性，効果などを説明する。

## 3. 評価手法の高度化

### 3-1. 統計的安全評価手法及びその導入

炉心，原子炉圧力容器などを 3 次元で取り扱う TRAC 系コードの導入に伴って，対象とする事象，炉心及びプラントの条件，燃料などに依存して安全評価パラメータへの影響度が異なる多くの計算モデル及び解析の初期条件を適切に取り扱う必要が生じている。これらの計算モデルは試験などとの比較によって個々に不確かさが決定されるが，実事象への適用に当たっては，事象，条件，燃料などに応じてその不確かさ及び初期条件の不確かさを的確かつ合理的に計算結果に反映して安全評価パラメータを適切に決定する評価手法が必要となる。このために国内外で整備された評価手法が統計的安全評価手法である。

TRAC 系コードの導入によって従来コードの簡易さに付随した認識論的不確かさが解消されたことに加えて，さらに統計的安全評価を導入して不確かさの的確な反映を図ることによって，適切な保守性をもった安全評価が実現されることが期待される。

### 3-2. 統計的安全評価手法標準の整備状況

統計的安全評価手法に対しては原子力学会標準が整備されている。まず，米国 NRC の CSAU 法[1] をベースに使用する解析コードの適格性評価に係る規定，BWR 及び PWR の安全評価への適用例，保守性の取扱い

方法などに関する説明を加えて 2008 年にその初版[2] が発行された。これに対し旧原子力安全委員会においても指針への取込みの考え方などが検討された。その後，同原子力学会標準の改定版[3]（以下，“改定標準”という。）が 2022 年 4 月に発行された。改定に当たっては，**表 1** に示すように，米国などで使用実績が豊富な評価方法に係る規定部分は基本的に変更せず，米国の申請及び規制の動向，欧州の国際プロジェクトなどに関わる最新知見，新たな評価技術，解決した技術的課題などを網羅して附属書に説明するとともに，統計的安全評価の実施時に留意すべき点を数多く附属書に取り込んで，標準の実用性を高めた。また，適格性評価については上位のガイドラインである“シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン：2015”[4] との整合性を強化した。さらに，BWR 及び PWR への適用例についても，例示する事象を見直した上で（BWR のみ）最新の解析コードで評価した結果に刷新するとともに，改定標準に加えた変更点を反映させたものとしている。

**表 1　統計的安全評価手法の実施基準：2021 における初版からの変更点**

## 4. 参考文献

[1] B. Boyack, R. Duffey, P. Griffith et al., “Quantifying reactor safety margins: application of code scaling applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss of coolant accident,” NUREG/CR-5249, USNRC (1989).

[2] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準: 2008”, AESJ-SC-S001:2008, 日本原子力学会 (2009).

[3] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準: 2021”, AESJ-SC-S001:2021, 日本原子力学会 (2022).

[4] 日本原子力学会, “シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン: 2015”, AESJ-SC-A008:2015, 日本原子力学会 (2016).

*Yoshiro Kudo[1]

[1] Statistical Safety Evaluation Subcommittee, System Safety Technical Committee, AESJ Standards Committee

2022年秋の大会

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

# （3）新型燃料に関する規制対応上の技術的課題

(3) Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*永瀬 文久[1]

[1]原子力規制庁

## 1. 緒言

海外 BWR ではすでに実用化され標準燃料となっている 10×10 燃料を新たに国内に導入するにあたり、規制対応上の技術的課題について、私見を以下にまとめる。

## 2. 新型燃料導入において確認する項目

### 2-1. 燃料の安全設計の考え方

新型燃料の導入にあたっては、燃料を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認する必要がある。規制基準及びその解釈[1]、並びに、日本原子力学会（標準委員会システム安全専門部会）発行の報告書「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」[2]に基づけば、通常運転時の燃料棒内圧や被覆管外面腐食、水素吸収、運転時の異常な過渡変化時の被覆管歪や被覆管応力、ペレット中心温度、限界熱流束比、限界出力比、事故時の被覆管高温膨れ破裂、被覆管最高温度（PCT）、被覆管の化学量論的酸化量、長期冷却性維持等が、安全設計の妥当性を確認する際の評価項目として挙げられる。

事業者は、10×10 燃料の申請に向けて整理が必要な事項として、燃料棒内圧基準への対応、沸騰遷移相関式の見直し、統計的安全評価手法の導入、反応度事故解析手法の高度化を挙げている[3]が、これらは規制対応のポイントとなると考えられる。

### 2-2. 統計的安全評価手法の導入にあたり確認すべき技術的課題

上記の評価項目に係る安全評価については、米国等において、従来の保守的な評価に代わり統計的安全評価手法（BEPU）の導入が進められている[4]。BEPU の導入により、事故時の事象進展や複雑な現象を現実的に予測するとともに、その不確かさを統計的に評価することで、原子炉の安全余裕の定量的な評価が期待できる。

日本原子力学会発行の「統計的安全評価の実施基準」[5]では、BEPU 適用において必要な 3 つの要素と 14 のステップから構成される具体的な評価手順が示されている。BEPU を用いた安全評価の審査では、これらの各ステップにおける技術的課題を確認することが重要である。確認すべき重要な技術的課題は図 1 のとおりまとめられ、最適評価コードの適用性、統計評価で考慮する入力パラメータ（モデルや入力データ等）とその不確かさ、統計評価の方法等が重要な技術的課題の例として挙げられる。

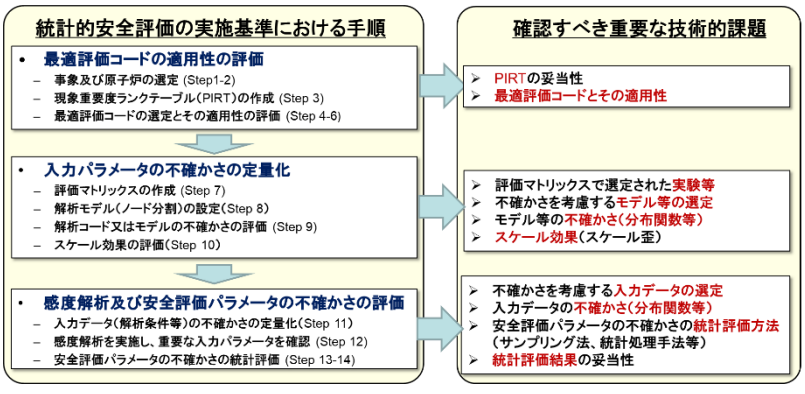



図 1　統計的安全評価の各手順について確認すべき技術的課題

### 2-3. 技術的課題に対応した規制庁の安全研究

規制庁では、安全研究の一環として、BEPU に関する研究を実施してきた。最適評価コード TRACE を用いた PWR の大破断冷却材喪失事故（LOCA）の解析[6]は、その一例である。BEPU 評価では、不確かさを考慮すべきモデルや入力データ等の選定が重要な技術的課題であるが、ここでは、感度解析を実施して、安全評価項目の一つである PCT に影響するモデルや入力データを確認した。（図 2）。

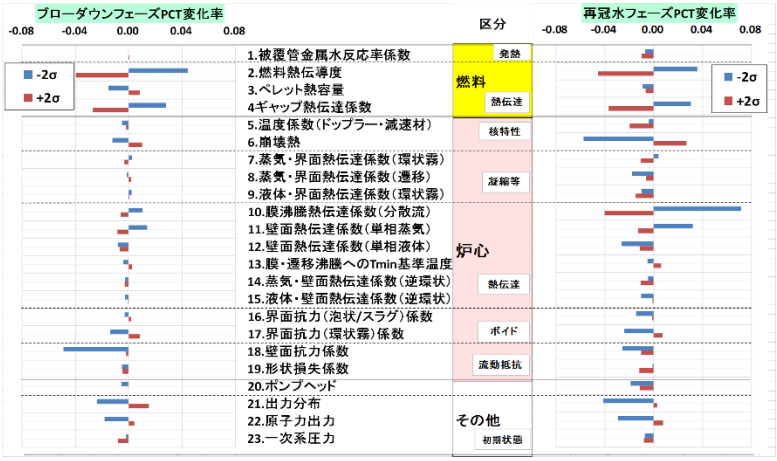



図 2　PWR の大破断 LOCA における重要パラメータの感度[6]

この他、高燃焼度 10×10 燃料の設計基準事故時挙動に関する知見を取得するために、JAEA において事故模擬試験等を実施している[7]。

### 3. まとめ

10×10 燃料の導入にあたっては、燃料を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認する必要がある。規制庁では、その安全評価に関し、BEPU を適用した場合に確認すべき技術的課題をまとめるとともに、各課題に対応した安全研究を実施してきている。

### 4. 参考文献

[1] 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解釈，原子力規制委員会，平成 25 年 6 月 19 日制定.

[2] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書　第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計，一般財団法人日本原子力学会，AESJ-SC-TR009-1:2021，2021 年 9 月.

[3] 電気事業連合会, 10×10 燃料の導入及びトピカルレポート制度の活用について, 2019 年 4 月 4 日, https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000121147/000267340.pdf.

[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.203, Transient and Accident Analysis Methods, Regulatory Guide, December 2005 等.

[5] 統計的安全評価の実施基準：2021，一般財団法人日本原子力学会，AESJ-SC-S001:2021，2022 年 3 月.

[6] 江口ら, 安全研究成果報告　詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2），原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2019-1002，平成 31 年 3 月.

[7] M. Amaya, et al., Behaviors of High-burnup LWR Fuels with Improved Materials under Design-basis Accident Conditions, Proc. Top Fuel 2018: 2018 Sept. 30 – Oct. 04; Prague (Czech Republic).

* Fumihisa Nagase[1]

[1] Nuclear Regulation Authority (NRA)

(Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room J)

# [1J_PL04] Discussion

・新技術を原子力発電所で採用する際には、技術的な課題の解決だけでなく、規制上の課題がどこにありどのように解決していくかが重要である。
・燃料の改良は継続的かつ効率的な安全性向上策である。これまで、安全性の向上とコストダウンを両立させつつ、燃料の改良を継続的に実施している。ただし、BWRでは、9×9の導入（1990年代）以降、大幅な改良となる新型燃料の導入はなされていない。
・海外で既に実用化されている技術を日本に持ち込む場合、短い期間で、安全性向上に貢献可能である。
・そこで海外BWRでは標準である10×10燃料導入を一つの例題として、国内への導入に向け、燃料領域に関係した技術課題を俯瞰し、評価技術や原子力安全への取り組みを含め、新型燃料の導入に向けた課題を抽出する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3J_PL] Improvement activities for domestic NPPs' PRA

Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

## [3J_PL01] NRRC Activities for Good PRA

*Kazuo Sakuramoto[1] (1. CRIEPI)

## [3J_PL02] Improvement of PRA at Ikata Unit 3

*Nozomu Hashimoto[1] (1. YONDEN)

## [3J_PL03] Challenges emerging from PRA model refinement

*Go Hasada[1] (1. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の年会

リスク部会セッション

# PRA の高度化の活動 —リスク情報の活用に着目した PRA の改善—

Improvement activities for domestic NPPs' PRA
- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

## （1）PRA の高度化に関する電中研 NRRC の取り組み

(1) NRRC Activities for Good PRA

*桜本　一夫
（一財）電力中央研究所　原子力リスク研究センター

### 1. はじめに

PRA は、原子力発電所の設置許可、安全性向上届出において実施されるとともに、原子力発電所の日々の運用における安全性向上に有効なリスク情報を提供することに活用されている。リスク情報のプラント運用への適用の推進にあたり、国内外の専門家による技術会議（NRRC 技術諮問委員会）、PWR 及び BWR の PRA 高度化プラントを対象とした PRA 海外専門家レビューを推進し、海外の実践（State of the practice）PRA と同レベルとなるように、国内整備に向けた PRA の見直し及び技術検討を行い、PRA の高度化を支援してきた。

本稿では、NRRC において実施している、リスク情報の活用に着目した PRA の高度化の活動と改善の活動について紹介する。

### 2. NRRC の取り組み

NRRC は、RPA に必要となる技術やノウハウを獲得するための研究開発拠点として発足し、最新手法を研究開発し用いることで、電力事業者のリスク情報活用を支援している。NRRC では、研究開発のために３チーム体制を構成し、リスク情報活用推進チームにおいて、PRA パラメータ整備、PRA の外部レビュー、人材育成などと通じて、PRA の改善に寄与している。

### 3. PRA パラメータ整備

NRRC では、我が国の PRA 用パラメータを整備するため、パラメータ整備 WG を設置し、世界標準に則ったデータ収集方法と体制の構築を進め、パラメータ評価手法の技術検討を行っている。NRRC では、各電力事業者が収集したプラント個別データを集約して、電力事業者共通の機器故障率データを推定・提供するだけでなく、共通原因故障、アンアベイラビリティ時間、外部電源喪失発生頻度などの技術検討も行っている。

### 4. PRA の外部レビュー

日本の PRA は世界標準（State-of-the-Practice）より見劣りする部分（起因事象項目、人間信頼性評価手法、故障率データなど）があるため、PWR、BWR の代表プラントを決め、海外の PRA 専門家のレビューを受け PRA モデルの高度化を図っている。また、レビューの成果については NRRC 技術諮問委員会において、国際的権威から助言を受けている。

### 5. 人材育成

リスク情報を活用した意思決定の今後の継続的な実施を見据え、PRA を含む必要な機能を担う人材を育成する必要があり、職務やレベルに応じて、①PRA およびリスク情報活用基礎教育（導入編）、②PRA 実務者育成教育（PRA 実務者編）、③リスク情報活用教育（発電所リーダー編）の３つの育成プログラムを活用して人材育成に取り組んでいる。

---

*Kazuo Sakuramoto

Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2022年秋の大会

リスク部会セッション

# PRA の高度化の活動 —リスク情報の活用に着目した PRA の改善—

Improvement activities for domestic NPPs' PRA
- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

## （2）伊方 3 号機における PRA の高度化について

(2) Improvement of PRA at Ikata Unit 3

*橋本　望[1]，山下　博文[1]，岡本　直道[1]，片上　雄介[1]
[1]四国電力（株）

### 1. 伊方３号プロジェクトの活動

伊方発電所の安全性向上のための取り組みとして、従前より設備の保全重要度の設定や施設定期検査時におけるリスク評価・管理などに確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）を適用し、発電所のリスク管理に活用してきた。

平成 27 年 1 月より、一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）の支援を得て、伊方 3 号機を国内加圧水型原子炉（PWR）のパイロットプラントとし、海外で実践されている現実に即した PRA（Good PRA）の構築に向けた PRA の改善活動「伊方 3 号プロジェクト」を開始した。

本プロジェクトでは、NRRC の技術諮問委員会（TAC）の提言に基づき、PRA モデルのイベントツリー等の高度化、PRA パラメータの高度化、人間信頼性評価の高度化等を行い、その成果を伊方 3 号機の初回の安全性向上評価に活用した。

### 2. 海外の PRA 専門家によるレビュー

平成 29 年 1 月より NRRC の支援を受け、海外の PRA 専門家によるレビューを実施している。これまで合計 7 回のレビューにより、地震 PRA、出力運転時及び停止時の内的事象 PRA を対象としたレビューの他、レビューコメントの技術課題への対応方針に関する議論等を実施している。レビュー結果を受け、海外の最新知見を取り入れた起因事象発生頻度の評価、最適条件での成功基準解析の実施、PRA モデル説明書への根拠情報の記載充実等の改善を進めている。

- 第 1 回(2017 年) ：地震レベル 1&2
- 第 2 回(2017 年) ：出力運転時内的事象レベル 2
- 第 3 回(2018 年) ：出力運転時内的事象レベル 1（1 回目）
- 第 4 回(2018 年) ：出力運転時内的事象レベル 1（2 回目）
- 第 5 回(2019 年) ：停止時内的事象レベル 1
- 第 6 回(2020 年) ：実施済みレビューに対するフォローアップ等
- 第 7 回(2021 年) ：実施済みレビューで受けたコメントへの対応方針確認

### 3. レビューコメントへの対応方針

レビューで受けた指摘事項、改善提案への対応を合理的かつ計画的に進めるため、図 1 に示すフローに基づき対応方針を分類した。NRRC 研究においてパラメータ整備（機器故障率、共通要因故障パラメータ、待機除外時間パラメータ）等が進められているものはその成果を活用することとし、その他のコメントに対しては、技術的課題の有無や PRA の評価結果への影響の大きさ等から対応方針を分類し、技術検討並びに PRA モデル及びモデル説明書への反映を進めている。反映した内容については、海外 PRA 専門家にフォローアップレビューを受ける予定である。

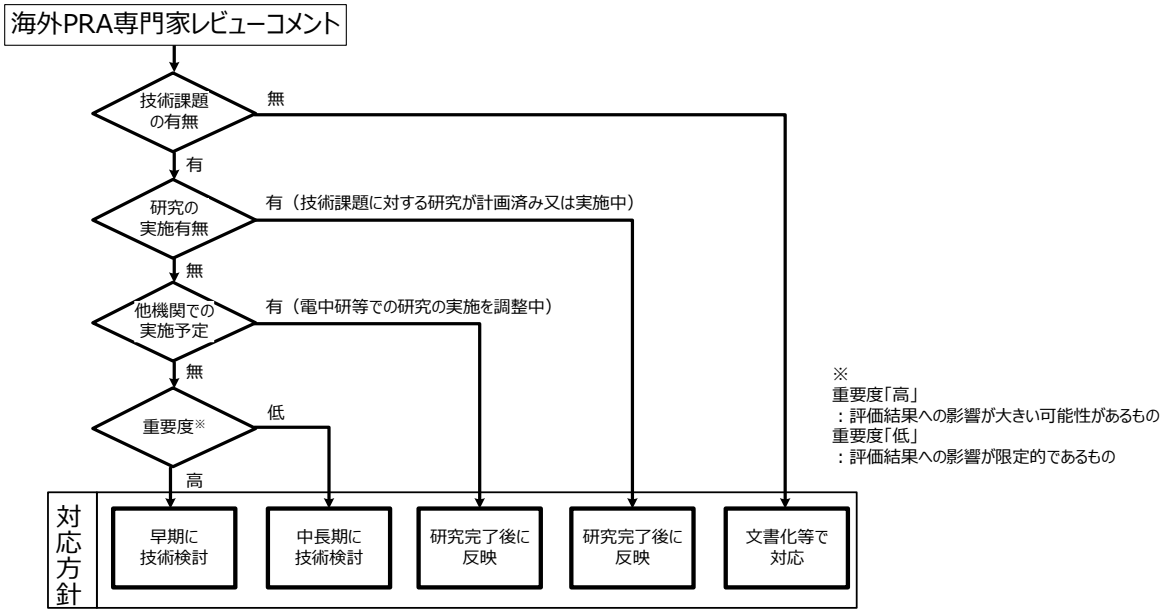



図 1　海外 PRA 専門家レビューコメントの対応方針分類フロー

**4. レビューコメントへの対応**

レビューコメントへの対応例として、稀有な起因事象の発生頻度評価の改善を実施した。PRA の高度化以前は、工学的判断に基づく頻度推定、または、日米の発生実績及び運転時間に基づく単純な頻度評価（日米の発生実績÷日米の運転時間）であったが、米国 PRA 知見及び運転実績を考慮した事前分布に対して国内データでベイズ更新する評価方法に改善した。国内実績のみでは推定が困難な稀有事象について、その不確かさを含めた起因事象発生頻度の評価精度の向上が図られた。

**5. PRA の高度化とリスク情報の活用**

伊方 3 号機の初回の安全性向上評価において､PRA の結果から抽出した追加措置を紹介する｡通常運転中、保修のため原子炉補機冷却水ポンプを待機除外する際、原子炉補機冷却水系統の負荷を制限する運用を追加措置として抽出し、同運用を整備した。具体的には、保修によりポンプを待機除外している間に運転ポンプが故障した場合、他の運転ポンプが過負荷により停止して原子炉補機冷却水系統機能が全喪失する事故シナリオのリスク寄与が大きいことを特定できた。このため、ポンプを待機除外する際は予め原子炉補機冷却水系統の負荷制限を図り、過負荷によるポンプ停止を防ぐ運用を整備した。TAC 提言に基づく PRA の高度化により、系統の構成機器をフォールトツリーでモデル化することで、個々の機器の待機除外や故障の組み合わせによって系統機能喪失頻度の評価が可能となり、同事故シナリオのリスク寄与が大きいことを把握できた。PRA の高度化前には特定できなかった事故シナリオであり、高度化により具体的な発電所の安全性向上に繋がった事例である。

PRA の高度化により、発電所のリスクに対して有意な事故シナリオを特定できる他、設備や運転操作のより現実的なリスク寄与の大きさを把握することが可能となる。発電所の設備情報、運用情報を PRA モデルの設計情報として適宜反映し、PRA から得られるリスク情報を発電所マネジメントへ活用（リスク情報を活用した意思決定：Risk-Informed Decision-Making:RIDM）することで、プラント全体のリスク低減と安全・安定運転の継続をより強固なものとしたい。

*Nozomu Hashimoto[1], Hirofumi Yamashita[1], Naomichi Okamoto[1] and Yusuke Katakami[1]
[1]Shikoku Electric Power CO.,Inc.

2022年秋の大会

リスク部会セッション

# PRA の高度化の活動 —リスク情報の活用に着目した PRA の改善—

Improvement activities for domestic NPPs' PRA
- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

## （3）PRA モデルの高度化から見えてきた課題

(3) Challenges emerging from PRA model refinement

*羽佐田 剛[1]，喜多 利亘[1]，寶田 翔[1]
[1]東京電力ホールディングス(株)

### 1. 緒言

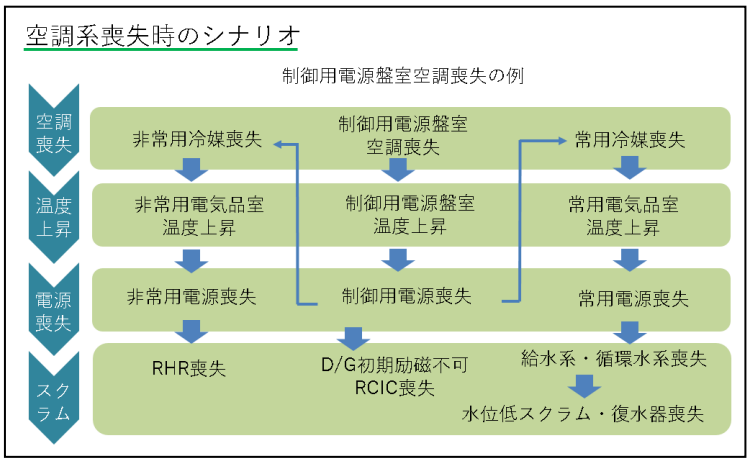
当社では福島第一原子力発電所事故の反省も踏まえ，原子力の安全性向上について更なる高みを目指すため，PRA の活用等をはじめリスクに向き合い安全性を継続的に向上させる取組を進めている。また，電事連大では発電所の継続的な安全性向上を目指した取り組みとして、リスク情報に基づく意思決定（RIDM）を導入しており、リスクを定量化できる PRA から得られる知見を活用している。

RIDM の実践、適用拡大には高品質な PRA が必要であり、国際水準に比肩する PRA（Good PRA）の構築に向け、柏崎刈羽発電所 7 号機を国内沸騰水型原子炉（BWR）電力のパイロットプラントとする PRA の改善活動「KK-7 プロジェクト」を一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）の支援を得て開始した。この中で，海外の PRA 専門家によるレビューを通じて得られた情報に基づき PRA の改善を進めている。

### 2. 高度化から見えてきた課題

当社ではこれまで柏崎刈羽発電所 7 号機の各種 PRA において様々なモデルの高度化を実施している。当社が目指す高度化とは，ただ単純にモデルを精緻化することに拘るのではなく，実用的に使うことが可能で適切なリスクプロファイルを導き出すための手段を構築することである。

モデルの高度化を実施していく中で新たな課題も見えてきており，空調系機能喪失の大きなリスク寄与を認識している。モデル高度化の中で電気品室を対象に簡易的な室温評価は行ったものの，空調系機能喪失によって短期間で室温が電源盤の設計上限温度に到達する評価となっており，その評価を基に CDF を算出しているため現実的な評価となっていない可能性がある。また，空調系機能喪失時の緩和手順が定められていないため，PRA モデル上でも緩和策に期待できず，同様に CDF が高く評価されている可能性が考えられる。空調系機能の喪失に対しては、より現実的な条件に基づく温度評価の実施、空調系機能喪失時の対応手順の明確化、電源盤の耐熱性の見直し等を検討していく。




---

*Go Hasada[1], Toshinobu Kita[1], Sho Takarada[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

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

# [2K_PL] Human Factor, Safety Culture and Risk Management

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room K (E1 Bildg.4F No.43)

## [2K_PL01] Main point of Risk Management for Safety Assesment

*Kazuhiko Noguchi[1] （1. RSSCCC）

## [2K_PL02] Holistic View of Risk Management and Safety Culture

*Noriyuki Maeda[1] （1. NSRA）

## [2K_PL03] Essence of Safety Management from Practical Site

*Keiji Enomoto[1] （1. TCC）

## [2K_PL04] Panel discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

# ヒューマンファクタ・安全文化・リスクマネジメントの関係を考える
Human Factor, Safety Culture and Risk Management

## （1）安全検討のためのリスクマネジメントの要点

(1) Main point of Risk Management for Safety Assessment

*野口　和彦[1]
[1]NPO 法人リスク共生推進センター

### 1. はじめに

安全検討にリスクを活用するという手法に関しては、原子力分野の安全研究の貢献は大きく、他の産業分野への影響も大きかった。

しかし、社会や技術の変化に伴い、安全の捉え方もリスク分析に対する考え方も変化してきている。ここでは、この社会や技術の変化を前提として、安全とリスクとの関係の再整理を試みる。

### 2. 安全検討とリスク

安全をリスクで議論していくためには、「どのようなリスクを検討すれば安全か否かを判断できるか」ということを明らかにする必要がある。そのためには、まず目指す安全とは如何なるものであるかということを明らかにしなければならない。この検討により、目指す安全を獲得するために、どのようなリスクを検討すべきかということが明らかになり、その安全の状況を判断するための分析をリスクという概念を用いて可能になる。

例えば、内的事象を原因とする事故による放射性物質の漏洩が、一定の発生確率以下に抑えられれば、安全と判断できると決まっていれば、津波によって放射性物質が漏洩しても、安全の判断は変わらないことになるし、あらゆる条件下で放射性物質の漏洩を一定の発生確率以下に抑えることが安全と判断できる条件だとすると、内的事象による事故確率だけでは、安全は判断できないことになる。

また、安全に関するリスク分析のあり方は、何のために安全を考えるかによっても異なる。例えば、その目的が「システムが安全であるかどうかを知りたい」、「システムが安全である為の課題を知りたい」、「システムが安全である為の対策を知りたい」等によってもリスク分析の要件は、異なってくる。

また、本来、リスクは、その課題について判断するためのものであり、そのリスクが十分に小さくても、他のリスクも小さいことを明らかにしたわけではない。そのために、リスクを用いて安全を判断しようとすると、安全であることを判断するリスク指標を体系的に定める必要がある。

### 2-1. 安全とはどのような状況かを考える

安全を考えたり議論したりする際には、その対象である安全とはどういうことか言うことに関して共通の理解をする必要がある。

安全は、安全を理念として議論する場合と工学システムの事故や自然災害等に対応するための社会要件として議論する場合とでは、その考え方も異なる。ここでは、社会における工学システムのあり方を議論するための社会目標の概念として、「許容不可能なリスクがないこと」（ISO/IECGuide51 の定義）として論を進めたい。この定義によれば、安全をリスクで定義しているために、リスク論で扱うしかない。この場合は、許容できないリスクとは何かということが安全を議論する際に大事な問題となる。学術会議で提言した「工学システムの社会安全目標の新体系」（以下「提言」と記す）では、この安全の定義を採用しいる。そして、安全の検討対象を、「従来から検討の重要項目となっている生命、心身の健康（短期、長期の健康被害・傷害・障害の視点も重要）、財産、環境への影響に加え、情報、経済、物理的被害、社会的混乱、日常生活の不便等の多様な事項とする」としている。このことにより、安全で検討すべき事項が多様により、あ

る事項への対策が別の事象を悪化させる場合も出てくる可能性がある。

また、広辞苑では、安全を「安らかで危険のないこと、平穏無事」または、「物事が損傷したり、危害を受けたりする恐れがないこと」と定義している。「ない」ということが「理論的に可能性が０」という意味であれば、実現出来る工学システムは無い。そして、「ない」ということが「ないと感じるぐらい少ない」という意味であれば、リスク論で論じることになる。

安全の状況をどのように定めるかは、システム技術者の視点だけでは定まらず、リスクの影響を受けるステークホルダや、そのシステムの社会における必要性を踏まえて行なう必要がある。

この安全の定義が定まっていない状況で、安全に関する議論・判断する場合に、その判断における安全の考え方を明示する必要がある。

### 2-2. リスクの概念の特徴

リスクは、時として危険性という概念と同義に使用される場合もあるが、リスクは、何らかの獲得したい要求がある際の概念であるという特徴がある。その事象が単なる危険ということであれば、その対象を排除すればよい。しかし、その排除によって何らか得られないものがあったり、現状を維持できないような状況があったりすれば、単に排除すれば良いということにはならない。

そのために、なんらかの許容基準を作成して、その製品やサービスを受入れる必要が出てくる。そこに、リスクという概念の意味があり、複数のリスクのバランスを考える事の必要性の考え方にリスク共生という考え方がある。

社会における安全という概念も同じで有り、好ましくない影響を排除するという視点だけでは、必要な社会機能や生活の利便性を維持出来なくなる場合がある。

また、リスクは、影響を与えるものと影響を受けるものの関係で決まり、その双方の理解が必要である。このことは、安全も同様で有り、事故を起こす工学システムの理解と同時に影響を受ける社会の理解が必要になる。安全の議論は、システムに関する議論だけでは、完結できない。

さらに、安全を構築する手法として発生した事故に学び再発防止を重ねていくという方法では、一回はその被害を受けることが避けられず、これからの社会で許容できない。したがって、これからの安全の構築には、リスク概念の活用は、必須である。そして、システムを社会で活用する限り何らかの好ましくない影響を受ける可能性を０にすることは、工学システムを活用する事を前提としている限り難しく、その視点でもリスク概念を持ちいることは、必須である。ただし、リスク論では、全ての工学システムの稼働を行うということを許容しているわけではない、社会として許容できないリスクを持つシステムは、社会野重大なリスクを回避するためにそのシステムの社会実装を認めないことになる。

### 2-3. 社会はどこまでリスクを許容できるか

安全に関してリスクを用いて検討する際には、リスクを何処まで許容するかという課題が発生する。しかし、この許容の問題を議論するためにリスク分析の間に定めておくべきことがある。

まず安全を議論するためには、何のリスクを分析し、その結果を用いて議論すれば、安全を検討することになるかという問題である。一般的には、一つのリスク分析の結果を用いて議論できることは、そのリスクに関して、安全の基準を満たしているか否かを議論できるだけで、そのシステムの安全の全容を判断する事はできない。そのシステムの安全に関してリスクを用いて議論するためには、どの影響をどのリスクとして判定するかということを明らかにしておく必要がある。さらに、その安全を判断するためのリスク分析に求められる前提を定めておく必要がある。

次に、この安全の議論に使用するリスクを体系的に定め、そのリスクの許容基準を定める必要がある。リスクの許容に関しては、一般的には、リスクの発生確率や好ましくない影響の大きさにより、その基準を決める場合があるが、リスクの許容は、リスクの値だけで決まるわけではなく、リスクの許容を考える際にはリスクをもたらすシステム等に対する社会の需要やその時の社会状況によって、その許容のレベルは異なってくる場合もある。

そのため、日本学術会議の提言工学システムの社会安全目標の新体系：2019（以下提言と記す)」では、図１に示すようなALARPの概念を用いた許容できるリスクの考え方を安全目標の考え方として示している。

「提言」では、この安全目標を考える際の安全の範囲は、生命、心身の健康、財産、環境、情報、経済、物理的被害、社会的混乱、等と定めており、人命に加え、社会リスクの観点も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定するとしている。また、この安全を考える際のリスクの定義は、「許容できないリスクがないこと」（ISO/IECGuide51の定義）を採用している。

図１の基準Aは、法規のようにシステムの稼働には、その基準を満足することが定めっているレベルを示しており、基準Aと基準Bの間のどこでその基準を定めるかは、社会状況によって変化することを前提としている。

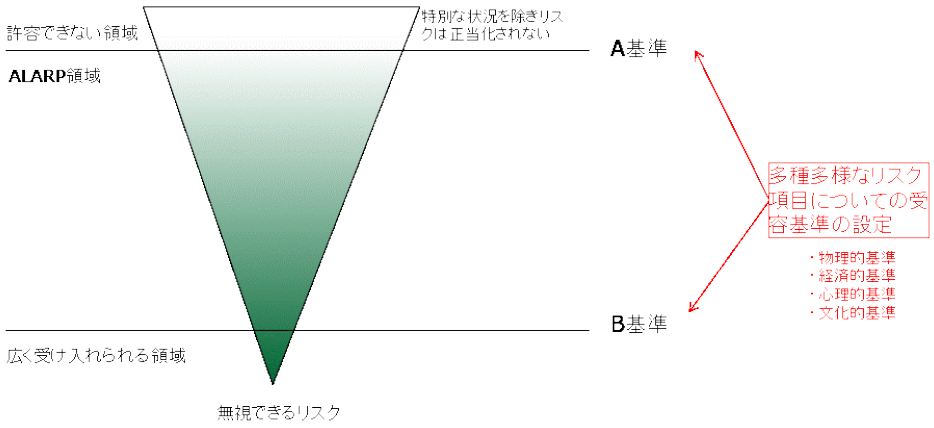



図１リスク概念を用いた安全目標
（参考資料[4]より引用）

## 2.4 安全を議論するためにリスクアセスメントの要件

リスクを用いて安全を判断するためのリスクアセスメントに求められる要件を以下に示す。

1） 安全の要件をどのリスクで判断するかを定める
この検討では、分析するリスクを以下の様に特定する。
① 安全に必要な要件を、体系的なリスク群として設定する
② 各安全の指標とリスクが1対1とは限っておらず、一つの安全指標を複数のリスク指標で判断する場合もある

2）分析の際の前提条件の設定
① リスク毎に、安全を判断するために必要な分析の前提を設定する
② この際、前提を現状において客観的リスク分析を行なうことができる条件に限定すると適切な判断ができなくなる。十分な前提で分析が実施できない場合は、その旨を分析結果に付記する必要がある

3）安全を判断するためのリスク基準の設定
① リスク基準は、安全の考え方と合わせてその理由も含めて社会と共有する事が望ましい。
② リスク基準は、リスクの発生確率や被害の大きさだけでなく、様々な安全を判断するための指標を使用することができる
③ リスク基準を比較する分析結果の指標を明確にする必要がある。
例：発生確率の分散が大きい事象に関しては、リスク基準とリスク分布の何処と比較するか等
④ 社会や技術やデータ等の変化に伴い、リスク基準も変化する

4) リスク分析手法の選定
分析するリスクの種類や分析の前提条件を鑑み、使用する分析手法を選定する。
5) リスク分析の実施
① リスク分析者のレベルを確保する
② リスク分析は，リスクのレベル，リスクの性質及び特徴を理解するものであるが、不確かさ，リスク源，結果，起こりやすさ，事象，シナリオ，管理策及び管理策の有効性の詳細な検討が含まれる
③ リスク評価へのインプット， リスク対応の必要性及び方法，最適なリスク対応の戦略及び方法の決定へのインプットを提供する
④ リスク分析における検討事項
・事象の起こりやすさ及び結果
・結果の性質及び大きさ、複雑さ及び結合性
・時間に関係する要素及び変動性
・既存の管理策の有効性、機微性及び機密レベル
⑤ リスク分析は，以下の影響を検討し，文書化し，意思決定者に伝達することが望ましい
・意見の相違，先入観，リスク認知及び判断によって影響される
・使用する情報の質，加えられた前提及び除外された前提，手法の限界，並びに 実行方法
・最新の情報・知識・データの採用
6) リスク評価の実施
リスク評価では、以下の決定を行なう。
① 更なる運営・活動は行わない
② リスク対応の選択肢を検討する
・リスク低減対策
・リスク共有対策
・リスク保有対策
③ リスクをより深く理解するために，更なる分析に着手する
④ 既存の管理策を維持する
⑤ 目的を再考する

以上、記したように、リスクアセスメントリスクを用いて、安全を議論する際には、議論の対象とするリスクの分析には、一定の要件が存在する。「提言」では、対象となる工学システムの現状リスクの算定に際しては、以下のことを踏まえることが望ましいとしており、安全の議論に採用するリスク分析の前提、モデル等は明らかにする必要がある。

①経験した災害・事故・トラブルに限定することなく、可能性を洗い出すように努めること。
②安全性評価にとどまらず、どこまでいけば危険かという危険性を評価し限界を見極めること。
③対象とする製品・システムに関しては、製造から廃棄までのリスクを総合的に評価すること
④設備・部材・製品の故障・経年劣化を反映すること
⑤ヒューマンファクタを考慮すること
⑥ソフトウェアリスクを考慮すること
⑦変更管理によるリスクを考慮すること
⑧不確定性の高いパラメータは、その設定の考え方について明らかにすること（原則として、希望的観測にもとづきリスクを小さく評価しないように注意すること）
⑨最新の知識や環境の変化を反映すること
⑩自然災害等との複合事象も想定すること
⑪非定常作業時のリスク評価も行うこと

⑫事故拡大防止対策の失敗確率を考慮すること
⑬影響の大きさに関しては、人身への影響、物理的被害の影響のほか、環境（生態系、動物）・社会・地域・生活・組織等への影響も評価すること
⑭使用する情報の公開性・検証性を確保すること
⑮リスク論的目標設定を行うのは、対象システム等の現状リスクが検証できる範囲に限るものとする。

この条件をどこまで満足しているかによって、議論できる安全の範囲が定まってくる。但し、全ての条件を満足しなくても、その分析の前提が明確であれば、その前提の範囲での安全の議論は可能となる。

これまで論じたように、安全の議論に関して、リスクを用いることが必要であるということを鑑みると、リスク分析の技術をシステムや社会の高度化に遅れる事無く、開発していくことも必要である。

## 3. まとめ

工学シテテムの安全は、技術が高度化するほど、重要性が増してくる。さらに、DX 政策やカーボンニュートラル政策によって、その構成技術が高度化・変化するにつれて、仕様規定による安全規制だけでは、安全の確保が難しくなってくる可能性がある。

必然的に先端技術システムの安全検討には、リスク概念の活用が不可欠になってくる。原子力分野でも、この変化する技術社会の要求に応えるためには、社会視点で評価されるリスクマネジメントの活用が必須になってくる。

## 参考文献

[1] ISO/IEC Guide51 ：2014 Safety aspects — Guidelines for their inclusion in standards.
[2]ISO31000：2018 リスクマネジメント解説と適用ガイド 日本規格協会
[3]リスク共生学 横浜国立大学先端科学高等研究院 編
横浜国立大学リスク共生社会創造センター 編 丸善出版
[4]提言 工学システムの社会安全目標の新体系：2019 日本学術会議

*Kazuhiko Noguchi[1]
[1]Risk Symbiotic Society Co-Creation Center.

2022年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

# ヒューマンファクタ・安全文化・リスクマネジメントの関係を考える
Human Factor, Safety Culture and Risk Management

## （2）リスクマネジメントと安全文化を総合的に考える

(2) Holistic View of Risk Management and Safety Culture

*前田　典幸[1]，倉林　正治[1]，氏田　博士[2]
[1]原子力安全推進協会，[2]元原子力安全推進協会

### 1. はじめに

IAEA（国際原子力機関）は、GSR Part.2 の中で「技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適正に考慮して、システムを全体として理解・把握しようとする考え方」すなわち、システミックアプローチ（Systemic Approach）の必要性を示している［1］。これは、安全問題は個別に捉えるのではなく、要因の背景や相互影響を踏まえた全体最適の視点を持った取り組みが無ければ安全の向上に結び付かないという指摘と言える。

原子力分野での事故・トラブルに係る原因と対策への関心領域を振り返ると、技術の要因を除けば 1990 年代はもっぱら「ヒューマンファクター」であった。近年は「安全文化」や「リスクマネジメント」に移っているようであるが、果たしてヒューマンファクターの視点が十分に理解され定着した上で、そのスコープが拡大しているのであろうか。積み上げてベースにすべきヒューマンファクターの知見を持たずに、あるいはまだまだ未消化のままに新しい言葉（枠組み）に乗り換えてしまっていないか気になるところである。

原子力の安全問題には、単に技術的な問題や安全管理の問題だけではなく、原子力の社会的合意、規制や協力企業も含む原子力施設に関わる人や組織の体制や仕組み、さらには個人や組織の価値観や姿勢など様々な要因が関わっており、少なくとも個別課題のような捉え方では効果的な安全の向上は期待できないであろう。本稿では、安全の視点からヒューマンファクター、安全文化、そしてリスクマネジメントが、システム全体としてどのように繋がっているのかについて総合的に考えてみたい。

### 2. 安全確保・向上への取り組みと保全活動

原子力発電所は、深層防護による安全確保がその基本的な考え方であり、特にレベル 1～3 は設計基準によって確保される安全である。ただそれを設計通り機能させるためには、運用や管理も含めて人が適切に関わらなければならない。

図 1 には、保全活動に係るスコープの拡大をイメージ図として示した。「機器の故障・劣化防止」は基本的に炉心損傷リスクの増大を抑制するとともに機器故障確率を小さくすることで安全マージンの増大を狙うものであり、次の目標となった「ヒューマンファクター

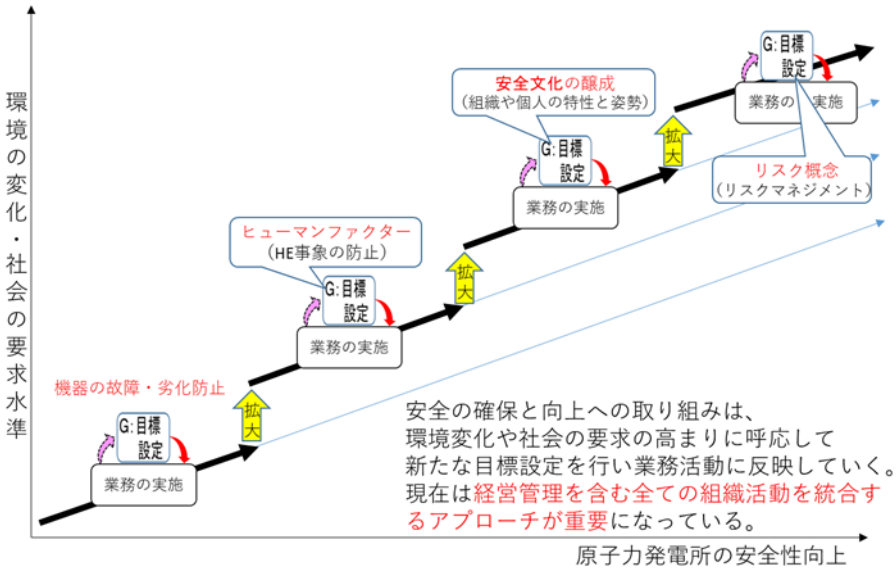



図 1　保全活動スコープの拡大（イメージ）

*Noriyuki Maeda[1], Masaharu Kurabayashi[1] and Hiroshi Ujita[2]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]Former Japan Nuclear Safety Institute.

（エラー事象の防止）」も人間特性と環境要因との不整合を少なくすることで、それを達成しようとしている。その後の「安全文化」、「リスクマネジメント」も、その視点が個人から組織へ、組織から社会へと拡大し、環境変化や社会の要求の高まりに呼応して新たな目標設定とその PDCA を繰り返してきている。しかしその取り組みは、それぞれの取り組みが個別のものであってはならず、それぞれの関係性を理解して統合した取り組みとする必要がある。次項からはこれら 3 つがこれまでどのように取り組まれ、そこにはどのような問題があるのか、特に事故分析や安全文化醸成の視点から見てみたい。

### 3. ヒューマンファクターへの関心と対処に見る諸問題

ヒューマンファクターの学術領域は人間特性の解明や人間行動の信頼性評価、また原子力システムの設計と評価など多方面にわたるが、特に事業者（現場）が深く関わっているのは「ヒューマンエラー（HE）事象の分析」であろう。分析では、エラーの当事者の責任追及ではなく、なぜ起きたかという原因追究を目的として行われているものの、時として「どのようなエラーであったのか」「どれだけ良くないことが行われたのか」という分析になってしまう。「ルールを守っていなかった」、「見るべきところを見ていなかった」、「管理監督が不適切だった」など、当事者や関係者の「出来ていなかったこと」を原因として、当事者や関係者に対して「このようなことが無いように」、「気を付けるように」という注意喚起や周知徹底、訓示などの対策で完了する分析になっていることもある。これは事象から教訓を得ようと考えてはいるものの、どうしても当事者らの「悪さ加減」を洗い出す思考に陥っていることもある。その背景には「決められたことを決められた通りに実施すべき（出来ないことが問題）」「いつもは上手くいっている（その時に限って発生したのは、その時の個別の原因があるはず）」という強い信念（固定観念）があると思われる。また、分析者が m-SHEL モデルなどを援用して、「HE 事象は、人と周囲を取り巻く環境や状況との相互作用である」と理解し、環境・状況要因に対してアプローチ（対策）するような適切な分析を行ったとしても、その結果について関係者の理解を得られないこともあると思われる。つまり、事象の原因と対策を環境要因に求めることを、「当事者や関係者の問題を周囲の問題に責任転嫁している」ように理解されたり、問題への対処に際して「この程度の HE 事象であれば、当事者や関係者あるいは作業現場固有の問題として対処する方が時間的・経済的合理性がある」とマネジメントサイドが考えたりすることもあるのではないだろうか。

このように事象分析では、ヒューマンファクターを理解したつもりでも実務でその知識が正しく利用できなかったり、また、利用できたとしても組織的な意思決定プロセスの中では、問題が正しく是正されなかったりすることがある。おそらくそれは組織や組織構成員が持っている「当たり前」の信念や思考、行動様式の影響、すなわち組織文化の影響によるものと考えられる。HE 事象の分析に関わるものの見方、考え方を組織の一部の個人が理解し習得したとしても、組織全体のものとして共有できていないために、その他の多数の考え方に左右されてしまうことがある。また、マネジメントサイドの判断にしても同様であり、マネジメントサイドが個別の問題として位置付ける合理性も、ケースによってはあるかもしれないが、組織の問題という視点からは原因が取り除かれていないとも考えられる。システム全体のリスクをどのように把握して優先順位をどのようにつけて対処していくのかという点もまた、組織の文化的影響によって左右されている。

この HE 事象の分析という一つの業務だけを見ても、組織（安全）文化がそれに強く影響を及ぼしており、組織文化はヒューマンファクターに影響を与える一つの重要な要因として認識しておく必要がある。

### 4. 安全文化への関心と対処に見る諸問題

1986 年のチョルノービリ原子力発電所事故をきっかけに、「安全文化」が重要であるとして日本でも取り組まれている。ただ安全文化に対するしっかりとした理解がないままでは、従来の安全活動の延長に留まり、「安全文化」概念を持ち出した意味はあまりない。IAEA は INSAG-4 の中で安全文化を「原子力発電所の安全問題にはその重要性にふさわしい注意が最優先で払われなければならない。安全文化とはそうした組織や個人の特性と姿勢の総体である」と定義したが、文化は「総体」であり理解がなかなか進み難いと思われる。

前述したエラー事象の分析では、「安全文化」という言葉の流行とともに、時として事象の原因がヒューマンファクター的な観点を踏まえた環境要因や背景的要因が軽視されてしまい、「当事者・関係者の不安全行動」

は組織の安全意識、つまり、「安全文化（意識）の劣化」とされることもあった。このような「原因は安全文化」と言えば分析が完成したかのような錯覚は、安全文化を「安全意識」のような個別の要素と捉えていたり、「組織の問題＝安全文化の問題」と単純に考えられていたのではないかと思われる。最近では、安全文化は「組織のあらゆる面に存在し備わっているもの」[2]との捉え方が広まり、日常の業務を含むすべての組織活動において備わっているものとして理解されるようになってきたものの、いまだその理解は十分とは言えないと思われる。

一つには、日常業務などに顕在化した不足や欠陥や問題点を拾い上げ、それに安全文化の特性をラベリングして改善を求めるような、モノへの対処に近い対応が見られることである。組織（安全）文化が、モノと違ってその問題を特定することも、そして特定したとしてもその対処も自明ではないにも関わらず、そのことがいまだ理解に乏しく、“対策は原因の裏返し”（ex.「リーダーシップが弱い」から「リーダーシップを発揮しよう」）などのような単純な思考法で物事を処理する習性がぬぐい切れない点である。

また、組織（安全）文化は、「評価」には有効な概念であるものの、安全文化は「総体」なのでスローガンにはなってもそれ自体は具体的な対策（action）の対象にはならない、という理解が十分ではないのではないかと思われる。つまり、安全文化に直接手を打つことは出来ず、安全文化を作っている日常の業務を含むすべての組織活動こそが「対策（action)」の対象になるという理解が浸透していない点である。

そして、安全は「許容できないリスクがないこと」（ISO/IEC Guide51）であるとの理解に立てば、「許容できないリスクがないこと」を実現する文化が安全文化だと理解することが必要である。リスクは常に存在するのであるから、「リスク」がいつどのような形で攻撃を仕掛けてくるか分からない。だからこそ「リスク」を予測し、監視し、対処する行動（経験に学ぶことも含む）を常に行うこと、すなわちリスク低減への行動なくして安全はない。文化は人間の活動の継続・蓄積によって作られるものであるから、リスク低減の行動を実践し続けることが安全文化の醸成に繋がるという理解である［3,4］。

これらの理解を抜きに安全文化を語ると、いきおい「気風」だとか「意識」のような捉え方になってしまいかねず、具体性をもつ形での業務への反映を欠いてしまう。そもそも組織は「人」で構成されており、組織（安全）文化理解のベースとしてのヒューマンファクターへの理解はもとより、組織にはなくてはならない組織構造や組織マネジメントなどと安全文化との関係性への理解が欠かせない。安全文化の定義についても、「安全に関する問題に、何はさておき、まず最初に注意を向ける」[3]ことと理解し、「安全の問題=リスク」という理解に立てば、安全文化の醸成はリスクマネジメントを行うことと同義と言えよう。

## 5. リスクマネジメント（RM）への関心と対処に見る諸問題

現在、原子力事業者は、確率論的リスク評価の活用も含めた RM 強化に取り組んでいる［5］。RM 導入の目的は、原子力発電所の安全性を向上することであり、それは安全という目的達成への不確かな影響（リスク）を事前に予測し、管理（リスク顕在化時の対応を含む）することである。RM はその対象もレベルも様々（ex.戦略、組織全体、部署、装置、プロセスなど）である。例えば、経営者では重要リスク（例：放射能漏れ事故、バックエンド、原子力長期停止など）であり、現場では設備故障リスクや労働災害リスクなどとなる。このように経営層以下、全ての組織構成員がその役割や業務に応じて、RM に取り組んでいる。

RM は「組織の他の業務と独立したものではなく、業務と一体となって展開されるものである［6］」から、こうした取り組みは、前項で述べた安全文化の姿「安全に関する問題に、まず最初に注意を向ける」ことの一つの実践と言える。ただ、安全文化との関係で留意しなければならないのは、RM のルールに決められている範囲でとか、RM の対象に限ってリスク低減への取り組みが行われていても、その姿は組織の安全文化として決して十分ではないということである。日常の業務を含むすべての組織活動のなかでリスク低減が当たり前のこととして行われるようになることが組織（安全）文化としての定着であることを指摘しておきたい。

加えて補足するならば、こうした RM の仕組みは、ヒューマンファクターの問題や組織文化の問題と強く関わっていることを見逃しては所期の効果が得られない。ヒューマンファクターへの理解や安全文化との関係が適切に考慮されなければより適切に問題点は見つからないし、見つけたとしても、組織の中で「言いたいことが言えない」、「言っても聞いてもらえない」という文化があるとリスクの低減に結びつかない事にな

ってしまう。RM の仕組みを有効に機能させるためには、ヒューマンファクター、組織（安全）文化、そして組織・職場内におけるオープンなコミュニケーションやチームワークなどのリーダーシップやマネジメントへの理解とその効果的な適用が欠かせない。

### 6. 安全文化とリスクマネジメントを繋げる JANSI の活動

ヒューマンファクター、安全文化そしてリスクマネジメント、これらはいずれも個別のものではなく、相互に関連し安全の確保と密接に繋がっており、これらを統合した取り組みが必要である。そこで JANSI では、これらをパッケージにした研修を行っている。以下では、その研修の概要を紹介する［7-10］。また、研修には組み込んではいないが安全文化評価についても併せて紹介する。

### 6-1. ヒューマンパフォーマンス向上（HPI）研修

原子力発電システムは、深層防護や設計基準事故などの安全の論理に基づくハード設計や品質保証活動を通じて、ハードに起因するあるいは関わるリスクは低減しており、残ったリスクは人間が絡んだ事象が多いと言える。このため、リスク低減に係る活動は、人間特性のマイナス面を抑制しつつ、人間の持つ優れた能力を発揮させるとともに、人間特性の影響を低減できなかったシステムや組織の脆弱性を見つけて改善することが求められる。言い換えれば、リスクを組織的にマネジメントし損失の回避又は低減を図ることである。これを「ヒューマンパフォーマンス向上」（HPI）研修として、実務者（品質保証、安全、運転、保修等）を対象に、文化的な要素も含めて研修として展開している。

HPI 活動の全体像を図 1 に示す［7］。HPI 活動は大きく分けて事象発生を未然に防止する「リスク分析と対処」、事象発生後にその再発防止を図る「原因分析と対処」の二つである。前者は、計画時にハザードをできる限り見つけて排除・代替するか、バリアによってリスク低減を図ること、また、実行時において業務や職場に潜む好ましくない状況や兆候（エラーを引き起こし易くする状況を含む）に気付いて排除するための HPI ツールの活用によるリスク低減によって構成している。「バリア」には、工学的施策、業務の計画やプロセスの管理、そして文化的な施策がある。「HPI ツール」には、事前打合せ、現場レビュー（２分間ドリル）、フラギング、３Way コミュニケーションなどがある［11］。しかし、事前にどれだけ予測し管理したとしても残念ながら事象は少なからず発生する。発生した事象に対しては「原因分析と対処」を行い、未然（再発）防止のためにフィードバックしてリスク低減を図っている。原因分析では、その必要性とリスクレベルを判断するための「リスクマトリクス」や分析ガイドとして m-SHEL モデルや 4M などを紹介し簡単な演習も行うとともに、根本原因分析（RCA）手法の説明も行っている。

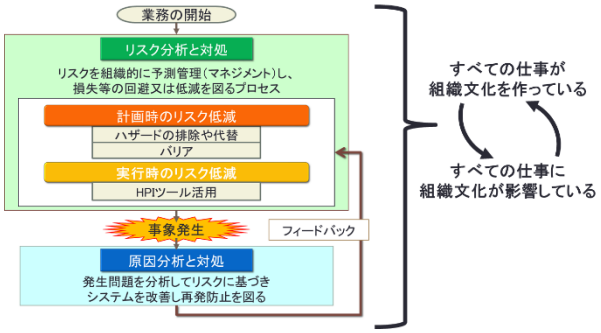


図1　HPI活動と組織（安全）文化

### 6-2. 安全文化評価

リスク低減行動（リスクマネジメント）の継続は安全文化の醸成に繋がるものの、その行動自体も現状の組織（安全）文化の影響を受けている（図 1 参照）。従って、現状の組織（安全）文化を知り、十分でないところを改善していくことが必要である。これが「組織の安全文化評価」の目的である。

例えば、組織が安全最優先を掲げていても、事故が起きた際、上司が開口一番「誰が起こしたんだ!」と発言したり、日常の業務の中で工事計画の稟議書を説明した際に、安全対策には触れずに予算削減ばかりを質問されるような状況であったならどうであろうか。経済性や合理性を重視してしまい安全にとって好ましくない行動が組織の当たり前になっているとすると、リスク低減行動にマイナスの影響しかない。安全文化評価は、安全にとって好ましい行動を増やし、好ましくない行動を減らすために何をすればよいかを考えるきっかけとして現状の文化を評価するものである。安全文化評価では、まず現状の「組織文化」を記述することから始め、現状の組織文化が記述できれば、その組織文化が安全にどのように影響（好ましい影響、好ま

しくない影響）を与えるかを考察（安全文化評価）するものである。前述した通り、組織（安全）文化は、様々な組織活動（行動）に現れる共通した（総体としての）特徴であるため、モノと違ってその問題を特定することも、そして特定したとしてもその対処も自明ではない。よって、どこをどのように改善するかの検討と対処はリーダーと経営層の責務であろう。そしてその対処は、リスクに対して間接的ではあるものの、組織と組織構成員の行動に対しては直接的な影響を与えるため、リスク低減への影響は広く深いものとなる。

安全文化評価は各事業者でも実施されているが、ここではJANSIで行っている例を紹介する。JANSIは電力事業者等に対して外部第三者の立場で実施し結果を提供している。発電所対象の場合、約3〜4年毎に、所員及び所幹部および7部門×6名、および発電所に影響を与える本店部門・幹部を対象に、1対1での個別インタビューを50分/人実施している。その全ての発話を記録し、これを基に、組織の特徴を把握し考察する。考察では、回答で語られた表層的な傾向や特徴の把握だけではなく、語られたことに非明示的に内在している「なぜそのように考え、そのように実行しているのか」という発話の背景や意図の解釈をシステミックアプローチの概念に基づいて試みている。この結果は報告書としてまとめ、対象事業所の所長並びに当該事業者の社長に報告・説明を行っており、事業者での組織（安全）文化的施策の改善に寄与している。

## 7. まとめ

業務のマネジメントシステムによって、一人ひとりの業務は明確に役割分担されており、その目的達成に責任を持って取り組み、確実に完遂することが求められている。しかしそれが自分の責任範囲だけに限定され、部分最適で物事を処理することが全体最悪をもたらすことがある。部分最適にならぬよう、個々人が他と協力し、気を配り、情報を取りに行ったとしても人間であるが故の限定合理性に阻まれることもある。しかしそれを理解し認識することで、チーム、組織としてこれを克服することは可能であろう。本稿では、ヒューマンファクター、安全文化、そしてリスクマネジメントが、システム全体としてどのように繋がっているのかについて見てきたが、これらを含めてすべての組織活動が、安全を確保するために一つになった全体最適化を目指して取り組むことが何より重要と理解し、今後も原子力プラントの安全性向上と安全文化の醸成に取り組んでいきたい。

## 参考文献

［1］ IAEA GSR Part 2「安全のためのリーダーシップとマネジメント」(2016)
［2］ Culture for Safety，https://www.iaea.org/sites/default/files/culture_for_safety_leaflet.pdf
［3］ 原子力安全システム研究所編著, 飯田裕康監修「安全文化をつくる」日本電気協会出版部 (2019)
［4］ 柚原直弘，氏田博士共著「システム安全学」海文堂 (2015)
［5］ 電気事業連合会「原子力発電の安全性向上のためのリスク情報の活用について」2020年6月19日「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン（2020 年改訂版）」
［6］ RM規格活用検討会 編著「リスクマネジメント 解説と適用ガイド」日本規格協会 (2014)
［7］ 前田典幸「原子力領域の安全文化〜電力事業者の安全文化醸成の取り組み〜」安全工学シンポジウム2022 講演予稿集
［8］ 氏田博士, 前田典幸, 倉林正治「「リスクマネジメントにおけるヒューマンパフォーマンス向上」研修ー（その1）ヒューマンパフォーマンス向上とはー」日本人間工学会第63回大会予稿集
［9］ 倉林正治, 氏田博士, 前田典幸「「リスクマネジメントにおけるヒューマンパフォーマンス向上」研修ー（その２）ヒューマンパフォーマンス向上の方法論ー」日本人間工学会第63回大会予稿集
［10］ 前田典幸, 倉林正治, 氏田博士「「リスクマネジメントにおけるヒューマンパフォーマンス向上」研修ー（その３）ヒューマンパフォーマンス向上における課題ー」日本人間工学会第63回大会予稿集
［11］ 米国エネルギー省，https://www.standards. doe.gov/standards-documents/1000/1028-BHdbk-2009

2022年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタ・安全文化・リスクマネジメントの関係を考える

Human Factor, Safety Culture and Risk Management

# （3）現場から考える安全マネジメントの本質

(3) Essence of Safety Management from Practical Site

*榎本敬二 [1,2]

[1]株式会社テクノ中部（元 中部電力／JERA） [2]異業種交流安全研究会

## 1. はじめに

私は 1984 年に中部電力へ入社以来、ほぼ一貫して火力発電所の実務に携わってきた。30 歳までは発電員として、40 歳の頃には発電責任者として、そして 40 代後半からは O&M を担当する課長、部長を経て、50 代半ばから 2 か所の発電所長を務めた。

私が新入社員の頃は、まだ「操作手順書」が導入の途上にあり、機器修理に伴うアイソレーションで操作した弁や電源は、作業受付帳票の余白に記載していた。その後、「操作手順書」「故障処理シート」「巡視点検要領表」等のいわゆるマニュアル類の整備が進みはじめ、様々なヒューマンエラーを踏まえて誤操作防止の取り組みや、制度、ルール等が導入されていった。さらに、環境マネジメントシステムや、国が定める安全管理検査制度（品質マネジメントシステムに準拠）が導入され、私自身もその構築や整備に携わってきた。

一方、人財育成については、実務研修テキスト類の作成、知識検定制度の導入、CAI の導入、Off-JT（集合教育）の強化などにより充実してきたが、運転監視システムの高度化（自動化や支援システム等の導入）に伴い、発電チームの少人数化、発電員の早期育成が制度化され、多能化（O&M 双方の修得）も実施された。

このような変遷のなかで、長く現場に携わってきた経験から、現場の安全マネジメントについて再考し、私見を述べてみたい。火力発電所と原子力発電所では異なる点が多いが、ご理解いただきたい。

## 2. 現場は「ひとつ」

発電所の安全と信頼を構成する要素は多様である。例えば、事故を起こさない、環境影響を少なくするという基本的なものから、そこで働く従業員や請負作業者の交通マナーまで様々だ。発電所の安全操業を継続するためには、従業員の知識、技能（テクニカルスキル）、意識・態度、ノンテクニカルスキルを高める必要があり、組織としては、保安防災、環境保全、設備保全、発電（生産）、性能等を維持向上する機能が必要だ。近年ではコンプライアンスも極めて重要な要素である。そして、これらの機能を維持していくためには専門の知識やスキルが必要であり、それぞれを分掌する組織と人財が置かれる。

例えば、安全衛生、保安防災、環境保全、品質、保修、発電等を管理する部署がそれぞれ設置され、さらにその上位組織が存在する。私が入社した当時の発電所は、環境保安、総務、保修、発電の 4 課体制であり、それぞれの上位部署として、火力センターに環境管理、品質管理、安全衛生、保修管理、発電管理を担う課またはグループがあり、さらにその上には本店の各部・室があった。

一方で、ひとりの発電員が環境保全設備（例えば排煙処理設備）の電源操作において、感電災害を起こす事案を想定してみる。保護装置の動作によって当該設備の電源は遮断され、煙突から規制値を超える排煙が排出される。このまま運転は継続できないから発電ユニットを非常停止するが、その結果、送電系統の周波数を変動させてしまう。今日のデジタル化社会では、電圧、周波数の瞬時変動でも工場の生産ラインに多大な影響を及ぼしてしまう。このトラブルはどのように扱われるのだろうか。感電負傷は労働災害、排煙規制値超過は環境トラブル、発電ユニット停止は品質トラブルであり、感電の原因がルール違反であればコンプライス違反である。

---

*Keiji Enomoto[1,2]

[1]TCC, [2]Cross-industry exchange safety study group

このようなトラブルを防止するために、縦割りで分散する各管理部署は様々な施策を現場へ仕向ける。それぞれの部署が研修を計画し、その受講と報告を求める。安全パトロール、品質パトロール、総点検等は常套手段だろう。また全国的な週間・月間行事として、全国安全週間（7 月）、品質月間（11 月）等が政府や公的機関等の主唱により実施されるが、これ以外にも各々の業界や会社が定める強調月間行事をはじめ、様々な活動が順次行われる。施策や行事を立案、計画する上位部署や管理部署にとっては、年に 1，2 回の行事かもしれないが、現場では毎月のように様々な行事に対応しなければならない。

しかし、現場は「ひとつ」しかないし、現場で対応する人財は限られる。「先月は安全パトロールで、今月は品質パトロールか？　まとめて 1 回にしてくれないかな」そんな不満も出てくるだろう。恒例化した行事はやめにくい。事故や災害が起きると新たな対策が追加される。「この活動に本当に意味はあるの？」「上位部署の実績づくりじゃないの？」このような疑念を抱きつつ何とか取り繕うことを考える。このようなことで、現場の安全マネジメントは機能するのだろうか？

### 3. コンプライアンスのジレンマ

私が発電員をしていた頃は、前述のとおりマニュアル類を整備していく過程にあった。業務について定めた指針類は存在していたが、それは「指針」であって標準的な方法を示したものにすぎず、現場の責任者の裁量に委ねられていた。例えば、初級発電員の仕事のひとつに巡視点検があるが、当時は 3 交替の各直（1 直、2 直、3 直）がどのエリアを担当するかが定められている程度であり、どの機器のどの箇所を見るかは発電員に任せられていたし、記録として残すものは、高圧ガスや毒劇物施設の運転管理状況等、法令に基づくもの程度であった。

ちなみに、巡視には 1 時間半から 2 時間を要するが、最初から最後まで同じ集中力を維持できないことは体験的にわかっていたので、重点的に点検する機器や項目等を日替わりで決めたり、いつもと反対の順番で回ったり、あるいは普段は誰も行かないような場所へ行くなど様々な工夫をしていた。「今日は給水ポンプを集中的に点検しよう」と決めれば、巡視点検の半分の時間は給水ポンプに費やし、残りの半分の時間でその他をザーッと回るという具合である。

その後、技術継承も考慮して、巡視点検の詳細を定めたマニュアルを整備したが、自主保安の施策として導入された安全管理検査制度では、それらのマニュアルが品質文書またはそれに付属する文書類に位置づけられ、その遵守が求められるようになった。そして、時を同じくして、コンプライアンス教育が熱心に行われるようになり、ルール遵守が厳しく指導されるようになった。私が課長をしていた頃のことだが、入社後間もない若手社員との懇談会で、「覚えることがたくさんあって大変です」と嘆く声を複数聞いた。「高校や大学で勉強することに比べたら、そんなに難しくないし、量も少ない」というのが私の認識だったから少し驚いた。実は、巡視点検のマニュアル等は、私たちの年代がその経験に基づいて作成、整備してきたものであり、機器ごとに数十の点検項目を記載してあるが、その内容はポンプ、電動機、ファン、調節弁等、その種類によって概ね同じである。しかし新人たちはそれを丸覚えしようとする。知識検定で 1 問間違えた新人がいた。どこをなぜ間違えたのか確認すると、テキストの方が間違っていたということもあった。

マニュアルが十分に整備されておらず、その整備に携わってきた私たちの年代にとっては、マニュアルは自分たちで作るもの、内容を充実していくものだが、マニュアルがひと通り整備されて、コンプライアンス教育が充実したなかで育てられてきた世代は、マニュアルは絶対的な存在であると錯覚するのである。会社のマニュアル類は規程、指針、要領等、その制改訂の権限者である部門長、所長、課長等の役職に対応して階層化されているが、私たちは法律以外であれば自分たちで変えることができると認識している。しかし、「その仕事はなぜ行う必要があるのか？」と本質的なところを若手に尋ねると、「規程に定めてあるから」と規程に帰結することが多い。

このような流れのなかで、どのような問題が生じるだろうか。巡視点検を例にとれば、その仕事が画一的になるだけでなく、別のリスクを招来する。前述のとおり、巡視点検には時間がかかるが、全時間帯で高い集中力を維持できないので軽重をつけて集中力をコントロールする。しかし後半になるほど集中力が下がることは否めない。毎日全員が同じルートで回っていたら、後半の機器は異常兆候を見逃すリスクが高まる。

また、発電所の全エリア、全機器類を網羅しているわけではないので、全員が定められたルートのとおりに回っていたら、人知れず異常が進展している箇所も出てくるだろう。
（今後デジタル化が進展することで、人間による巡視点検は不要または縮小されるか、巡視点検のルートをAIが決めることになるかもしれない。）

五感の低下も気になるところである。ベテランは「何かおかしい」と感じ、慎重に調査することで設備の異常な兆候を早期にキャッチする。それは空気の質、肌感覚に近いものであり、表現することが難しい何かである。しかし、マニュアルに囚われた世代は、定められたとおりに巡視点検を行うことに意識が集中してしまい、五感を磨くことが疎かになってしまう。マニュアルを介してしか設備と向き合えなくなってしまう。

近年ではレジリエンスエンジニアリングやSafety-Ⅱが注目されているが、これには、しなやかな柔軟性が必要である。しかし、マニュアルによる呪縛は、しなやかさも柔軟性も育まないと危惧される。

**4. ルール遵守を通じて請負作業者と向き合う**

私が原因調査や再発防止対策の立案等に関わってきたトラブルでは、必ずと言ってよいほどルール違反が確認された。その違反が直接トラブルの原因であることもあれば、トラブルにつながらない場合もあるが、複数の違反が介在していることが多い。特徴的なことは、悪意を持った（後ろめたい思いを抱きつつ行う）違反はまずないということだ。ルールの誤解、ルールの拡大解釈、ルールからの逸脱の常態化（軽微な逸脱の常態化による麻痺）が背景にあり、その根底には、曖昧なルール、誤解を招くルールの記述、難解な記述、ルール間の齟齬、非効率または陳腐化したルール、ルールを守ることができない状況の存在などがあった。

ルールの遵守は当然のことだが、現実はそれほど容易なことではない。部門大のルールは代表的な設備や作業状況を前提として定められていることが多く、発電所固有の設備や、機器修理等の非定常作業によっては、既存のルールをそのまま適用できないこともある。理想的にはアセスメントによって見出されたリスクを踏まえて、ルールを修正したり、細部運用を定めることが必要だが、そこまで実施している現場は少ないのでないだろうか。

請負工事も同様であり、ルール（ここでは作業要領等も含める）から逸脱しているかもしれないと作業者が気になっていても、誰からも注意されず、何も問題が起きなければ、それは成功体験に変わってしまう。発電員は巡視点検で作業場の近くを通ることもあるが、発電員は請負工事ルールの詳細を熟知しておらず、安全上の懸念を抱いても注意できないことがある。新人なら尚更である。作業者は、電力会社の社員が通りかかっても注意しなかったのだから、問題はなかったと考えるだろう。

軽微なことでもルールからの逸脱が常態化すると、やがてエスカレートしていく。460Vの盤を刷毛で掃除していて短絡させ、重傷を負う災害が発生したことがある。作業要領書では活線での刷毛掃除は禁止されていたが、作業者や監督者にインタビューしたところ、100V回路では活線で刷毛掃除をしており、460Vでも大丈夫だと理解している者が何人かいた。また、作業者よりも監督者（電力会社のグループ会社）の年齢が若く、経験が少ない場合もある。このような関係で、若い監督者がベテランの作業者を注意し、作業者から「いつもどおりの方法だし、あなたの先輩からはダメだと言われなかったよ」と返されてもハッキリNOと言うことは難しいだろう。

このようなグレイゾーンは少なからず存在するが、多くの現場では臨機応変な対応、即ちレジリエンスによって問題なく仕事が完結している。その点において、グレイゾーンの存在は必ずしも悪だと決めつけられないが、グレイに見えても実はブラックなこと、放置するとグレイがホワイトに色落ちしてしまい、いつか大きな事故を引き起こすリスクがあることも理解しておく必要がある。肝心なことは、現場で実際に行われている作業に迫り、作業者をはじめ最前線で従事する人たちとしっかり向き合うこと、寄り添うことである。

例えば、請負工事の現場では、不安全行動や不安全状態をチェックするための安全パトロールが一般的に行われているが、このような「指導」を目的としたパトロールでは、パトロール員が来ると作業を一旦中断したりペースダウンしたりするので実態を見ることは難しい。ひとつの作業場所に留まる「定点観察」の方が実態に迫りやすいかもしれないが、「指導」が前面に出ていると作業者は実態を見せてくれないし、胸の内も明かしてくれない。作業者と向き合って、その声をしっかりと聴くことが大切である。ヒヤリハット活動として、安全上の懸念がある場所を作業者から何ヵ所も報告されたが、当該箇所を発電所員が確認した結果「危ないとは思わない」ということで放置してしまっていたことがある。作業者は節電灯が消された薄暗い

状態や、荷物で足元が良く見えない状況で歩いているかもしれない。また高齢者の場合は視野も狭くなっている。電力会社の若い社員が手ぶらで見に行っても、作業者に寄り添ったことにはならない。

ルールを守っているから安全だとも限らない。現場のアイウエオ（危ない、忙しい、鬱陶しい、えらい（疲れるという意味の方言）、おかしい）と感じることは、ルール通りであってもいつかエラーが生じる。現場のことは現場の人が一番よく知っているのだから、作業者の声を聴くことで、より安全な方法、より生産性の高い方法も提案してくれる。そのためには、現場にアイウエオはないかを問いかけ、みなさんの仕事をより安全に、少しでも楽にできるようにしたいという想いを伝えなければならない。現場の安全マネジメントは、発注者－請負者という甲乙の関係ではなく、パートナーにならなければ成立しない。

これは、上位部署と現場（発電所）という関係にも成立する。上位部署は管理監督部署になりがちだが、上位部署が現場に寄り添わないと安全マネジメントは成熟しない。

**5. 安全文化**

安全文化については、リーズンの 4 つの要素や高野らの 8 軸が有名だが、肝心なことは従事者一人ひとりに根付いていることだ。組織のなかにひとりでもその大切さを軽視している者がいれば、事故は防げない。一方で、現場のチームに安全文化を大切にする雰囲気があれば、一人ひとりに浸透していき、さらに組織の文化をつくり上げていく。この好循環の要は現場にある。

安全文化の 8 軸のなかで、主に現場に根差しているのが「学習伝承」と「危険認識」だろう。危険認識はリスクアセスメントにつながるが、アセスメント手法（学習）とリスク感受性は別のものとして扱われるし、アセスメントを適切に行うためにはヒューマンファクターズの知識（学習）や過去の失敗事例の知識（伝承）が不可欠だ。また、背後要因分析とリスクアセスメントは別のものとして扱われているが、相互に関連性は強い（ヒューマンファクターズの知識を用いて背後要因分析を繰り返し経験することでリスクアセスメント能力が高まる）。

しかし、2 項で述べたと同様に、アセスメント手法、背後要因分析、ヒューマンファクターズ教育等が上位部署で別々に所管され、教育や施策がバラバラに降ろされてくると、現場は混乱するだけである。さらに、「組織統率」「積極関与」「資源管理」等、上位マネジメント（経営層）の関わりが大きい軸については、上位から現場への一方通行になりやすく、2～3 年ごとに交代する上位マネジメントの熱量や力点等に現場が振りまわされることもある。上位部署や上位マネジメントが現地・現物・現実を直視し、理解することが大切である。

**6. コミュニケーション力**

「風通しの良い職場づくり」「双方向のコミュニケーションの実践」等、コミュニケーションに関する行動目標はどこの職場でも掲げられているが、具体性に乏しい例が多い。一方、様々な産業で発生している事故や身の回りで経験するトラブルの多くは、不適切なコミュニケーションによって招来されているか、適切なコミュニケーションによって防ぐことができたと考えられる。「あの時ひと言念押ししておけば良かった」という後悔を経験している方は多いだろう。しかし、コミュニケーションほど難しいものはないと感じる。

「積極的傾聴」の重要性は研修で学ぶが、実務から離れた面談の場で実践できても、動的な現場では時間をかけて聴くことは容易ではないし、感情というコントロールが難しい要素も介在する。ましてや、現場と中央制御室間の無線通話は周囲の騒音や電波状況によって聞き取りにくいことがある。新人の多くが、現場の状況をどのような表現で中央制御室へ伝えたらよいのか悩むと言っていたが、スポーツの実況中継をするアナウンサーではないのだから、仕方がないことである。

コミュニケーションは「話し手」と「聴き手」の双方がそのスキルを高め、意識的に「確認会話」を行う努力をしないと一方通行になりがちだ。航空の CRM、海運の BRM、医療の Team STEPPS 等、チームを対象としたパフォーマンス向上訓練プログラムの導入や実践の取り組みも行われているが、現場任せ、個人任せになっていることが多い。近年ではデジタル技術によって、現場に出ている発電員が見ているものを、ウエアラブルカメラを介して中央制御室で見られるようになり、コミュニケーションを支援できるようになっているが、これ以外にも現場のコミュケーションの質を高めるための施策の積極的な導入が必要であると考えられる。

**7. チームリーダーはスーパーヒーローか？**

私が新入社員の頃は、1 チーム 10 人程度で 2 ユニット（70 万ｋW×2 機）を運転していた。労働組合と締結した「定員」よりも 1 ～2 名多く配員されており、全員が出勤すれば、1 名は当直業務から離れて、自己研鑽や QC 活動に専念することができたし、OJT にも相応の時間をかけることができた。しかし現在の新鋭コンバインド（ガスタービンと蒸気タービンの複合サイクル）機では、4 人程度で 300 万ｋW 規模の設備を運転しているし、自動化されているとは言え、起動停止が頻繁に行われているため余裕がない。また、以前の 3 交替であれば、午後からの勤務や早朝からの勤務の際に早出または残業することで、チーム内の研さんもできたが、2 交替ではそれも難しい。

このような状況で、人財育成は上位部署が主催する研修会等の Off-JT に依存しがちになる。しかし、研修は受講前の動機付けと受講後のフォローが重要であり、フォローを放置すれば忘却曲線に沿って記憶は消失していくし、受講したことを OJT で実践させなければ身に着かない。前述のとおり様々な上位部署が多様な研修を開催するが、そこには一貫性も連続性もない。受講者を送り出すチームリーダーはそれでも動機付けや受講後のフォローをしなければならないし、受講前・後のレポートにリーダーがコメントを記載することもある。自ずとリーダーには多彩な知識が必要となり、マルチタレントであることが求められる。果たして、そのようなことが確実にできるスーパーヒーローのようなリーダーがどれだけ存在するだろうか？

現場の安全マネジメントのキーパーソンはチームリーダーだが、その能力にも限界がある。近年の繁忙を極めるチームリーダーを見て、自分はリーダーになりたくないという若手も多い。このような現状で現場の安全マネジメントは実を結ぶのだろうか？　「自分がリーダーになって現場を支える！」という熱い想いがなければ優れたリーダーは育たない。実効性があり持続可能性が高い現場の安全マネジメントを支えるためのホンモノの施策が必要だと考える。

私は異業種交流安全研究会（福知山線脱線事故を踏まえて JR 東日本の西村司氏が立ち上げた、鉄道、航空、海運、医療、火力、原子力等の実務者が集う勉強会）の発足時からのメンバーとして、現場実務者の立場で相互研さんを積み重ねてきたが、安全の確保、安全性の向上については、産業が違っても同じようなことで悩み、苦労していることがわかった。私たちの学びは、これまでに『命を支える現場力』[1]『現場実務者の安全マネジメント』[2]という 2 冊の本にまとめ海文堂から出版させていただいたが、現場実務者のみなさんにもっと分かりやすく伝えたいという想いから、今年 4 月に『ストーリーで学ぶ安全マネジメント』[3]を海文堂から出版させていただいた。ひとつの物語を読むことで、安全マネジメントの基礎的なことを学ぶことができるように工夫したつもりだ。物語はすべて架空のものだが、安全研究会の学びや自らの経験等をもとに、上記のような課題にも触れているので、主人公になったつもりで現場の安全マネジメントについて考えていただけたら幸いである。

**参考文献**

［1］　異業種交流安全研究会(編),「命を支える現場力」, 海文堂 (2011).
［2］　異業種交流安全研究会(編),「現場実務者の安全マネジメント」, 海文堂 (2015).
［3］　榎本敬二,「ストーリーで学ぶ安全マネジメント」, 海文堂（2022）.

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room K)

# [2K_PL04] Panel discussion

人に関係する原子力の安全を考える上で重要なキーワードとして、人間個人としての信頼性を考える「ヒューマンファクター」、組織としての安全の基盤と考えられる「安全文化」、原子力に限らず広く適用されている「リスクマネジメント」の方策が挙げられます。これらの概念は深く関連しているにもかかわらず、その間にはいまだに認識のギャップがあり、安全性を高めていくために担当者の間で有機的な連携が不足しています。本企画ではそれぞれのキーワードに関連する専門家と現場での豊富な経験を有する識者からの講演とパネルディスカッションを通じて、このギャップを埋めるための議論を行います。現場での実践的な安全向上を担う実務者の方は是非参加をご検討下さい。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3K_PL] Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

Chair: Takashi Takata (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room K (E1 Bildg.4F No.43)

## [3K_PL01] KEPCO's Mihama Unit 3 Activites for Restart and Long Term Operation

*Akira Tanahashi[1] （1. KEPCO）

## [3K_PL02] ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Hirohisa Tanaka[1] （1. ATENA）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

原子力発電部会セッション

# 原子力発電所の 40 年超プラントの再稼動対応および安全な長期運転に向けた経年劣化に関する取り組み

Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

## （1）美浜３号機の再稼動および今後の長期運転に向けた取り組み

(1) KEPCO's Mihama Unit 3 Activites for Restart and Long Term Operation

*棚橋　晶[1]

[1]関西電力株式会社

### 1. はじめに

昨年 2021 年 6 月 29 日、美浜発電所 3 号機（加圧水型原子炉、定格熱出力 82 万 6 千 kW）は、新規制基準下において国内初となる 40 年超運転プラントとして、約 10 年ぶりとなる再稼動を実現した。再稼動に至るまでには、原子力規制庁による厳格な審査、数多くの新規制対応工事の実施、実施した工事の使用前検査等に対して、社内一丸となって取組みを行ってきた。

本稿では、これら取組みのうち、発電所の最前線で実施した新規制対応工事管理、使用前検査を含む再稼動時の準備や管理についての経験を紹介するとともに、現在進めている長期運転への理解に向けた取組みとして外部組織のレビュー活動について紹介する。

### 2. 美浜発電所の概要と主な新規制対応工事

美浜発電所は福井県敦賀半島の西側に位置しており、半島とは陸続きにはなっているものの、途中のアクセス道路は地域住民の生活道路かつ狭隘であることから、非常時以外には使用せず、発電所へは専用の橋梁から丹生湾を横断して入構する立地となっている。また、敷地面積は約 59 万 $m^2$ と弊社の発電所の中では最も小さな発電所である。（図 1）

図 1　美浜発電所全景（東日本大震災前に撮影）

プラント状況は 1 号機、2 号機は既に廃止措置中であり、唯一 1976 年 12 月に営業運転を開始した 40 年超の 3 号機が稼働中である。3 号機の新規制対応工事については原子炉設置変更許可申請等を 2015 年 3 月に初回申請し、2017 年 6 月に本格着工した。新規制基準においては、基準地震動（Ss）が大幅に引き上げられ、当社発電所の中でも最大の 993 ガルとなったことから、新規制対応工事においても耐震強化工事が中心となったことが特徴である。

### 3. 新規制対応工事及び使用前検査等の管理体制

新規制対応工事については美浜発電所の狭隘な敷地、発電所内のアクセス性、耐震対策等による多岐に渡る大規模工事に対して、安全を十分に確保しつつ円滑かつ早期に完了させることが求められた。また、新規制対応工事に伴い実施が必要な使用前検査や再稼動に伴い必要な機器点検等も抜けなく確実に実施する必要があった。

このため、発電所内に新規制対応工事を管理するエリア調整及び工程会議と再稼動に向けた活動を管理する再稼動検討会議の 2 つの会議体を新たに設置し、所員が主体的に活動を実施した。

### 3-1. エリア調整及び工程会議

従来、定期検査時における点検、補修工事は、技術課が機器保全を担当する保修課および、主要な協力会社（メーカー含む）を集め、一元的に工事エリア、時期調整を実施してきた。しかし、新規制対応工事では、1 日あたり数百件に及ぶ増改造工事、約 3,000 名に及ぶ作業員数が長期にわたり継続したことから、当初、管理不能に陥り大混乱をきたした。（図 2.3）

このため、発電所内を 10 箇所のエリアに区分し、それを管理する WG（ワーキンググループ）を発足させるとともに、4 つの機能別 WG を発足させた。各 WG は、各々業務を主に所管する課長級の職員を責任者として定め、主体的に調整を実施させた。

この WG は、関係する関電社員、協力会社（メーカー含む）社員で構成されており、毎週調整会議を実施するとともに、毎月 1 回、WG 全体への情報共有、および発電所幹部への状況報告を実施した。これにより、関係者全員が全体進捗を把握するとともに、課題を共有することで、迅速な対応策の立案や判断ができ、不測な工程遅延を防止できた。更に、毎月 1 回原子力事業本部との状況、課題の共有を行うことで、経営層のタイムリーな判断も可能となった。

図 2　格納容器外部遮蔽壁耐震補強工事

図 3　構台設置工事

### 3-2. 再稼動検討会議

新規制対応工事が上記 WG により順調に進捗していることを踏まえ、2019 年 5 月に再稼動を実施するにあたり必要な工事以外の課題（規制との整合確認、検査、訓練、通常機器点検等）に対しても計画的に準備を進めるため、新たな会議体として再稼動検討会議を発電所に発足させた。また、この会議体は、当初 6 つの WG から組織したが、工事終了間近の 2020 年 8 月には、3-1 項の WG も含め再稼動準備を中心とした会議体に再編した。（図 4）

この WG の責任者は 3-1 項で述べた WG が保修課主体で組織したものに対して、管理部門の課長級職員を中心に責任者を定め運用した。これにより発電所員がより一体感をもち再稼動に邁進することができた。

また、この WG においても、毎月 1 回の頻度で全体会議を開催し、各 WG の情報共有や発電所幹部への状況報告を行い、迅速な対応策の立案、判断を行うことで効果的な運用を実施した。

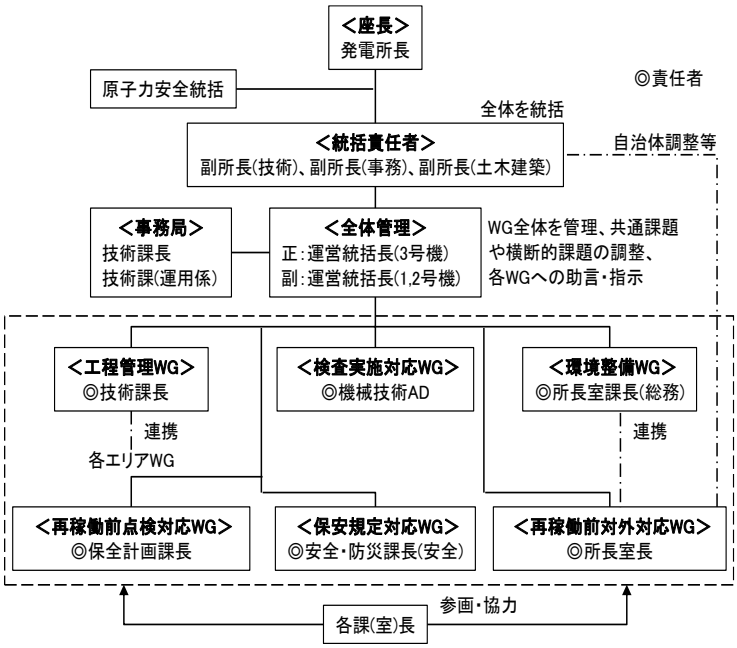



図 4　再稼働検討会議体制図

## 4. 再稼動時の取組み

### 4-1. 再稼動各ステップでのプラント点検

再稼動に際しては、プラントの停止期間が約 10 年にも及んだこと、国内初の 40 年を超えるプラントの起動であったことから、細心の注意を払っての稼働とするため、再稼動工程の各ステップにおいて重点的な点検・確認を実施した。

先ず、従来は各設備を所管する箇所に任せていた復水器真空上昇時、1 次冷却材系統水張前、1 次冷却材系統昇温・昇圧前の計 3 回のステップにおける点検を「総点検」と称し、発電所員、協力会社社員など延べ約 300 名の体制で実施した。また、点検に際しては、JANSI より米国 40 年超のプラントの経年劣化事象からプラントトリップ・出力変動事象に結びつく可能性のある経験部位について教示頂き、重点的に点検を実施した。

次に原子炉起動前、発電機並列前、一定熱出力運転到達後の計 3 回のステップにおける点検を「集中的な安全確認」と称し、発電所員、協力会社、先行再稼動の経験を有する大飯発電所員、当社 OB など延べ約 430 名の体制で確認を実施した。ここでは影響の大小に関わらず約 460 件の気づき事項を抽出し、直ちに処置を実施することで、確実な再稼動に繋げることができた。(図 5.6)

図 5　発電所幹部による意識づけ

図 6　赤外線による温度診断状況

### 4-2. プラント運営監視体制強化

美浜発電所における燃料装荷開始からの運営は、万一の事故発生に備え当社社員の協力会社員を合わせて、休日夜間も含め常に 49 名体制により行われている。再稼動に当たっては、燃料装荷から本格運転に至るまでの期間を「特別な監視体制期間」として、当社の特別管理職社員 11 名、協力会社社員（メーカーを含む）10 名以上を追加常駐させて不測な事態に備えた。

更に原子炉起動から定格熱出力一定運転に到達するまでの期間は「重要な局面」と位置づけ当社社員を 5 名増員、協力会社社員（メーカー含む）を 20 名増員して対応にあたった。この結果、昼夜を問わず様々な兆候や事象を捉え迅速な対応を行うことで、円滑な起動を行うことができた。(図 7)

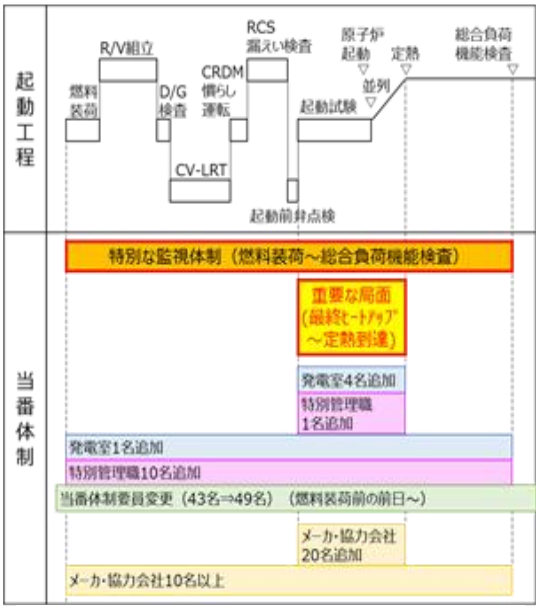



図 7　プラント運営監視強化体制

## 5. 今後の長期運転に向けた取組み

今回の新規制下での再稼動は、特定重大事故等対処施設が完成していないことにより、約 4 ケ月間の短期の運転期間であったが、今後運転開始後 60 年までの長期運転においては、更なる機器保全活動の充実、マネジメントを含む運用の充実を図っていく必要がある。これら改善活動については、社内の確認体制はもとより、外部専門家の意見を積極的に聴取し、改善活動に繋げる必要性がある。このため当社では、長期運転に

係る外部専門家レビューを受けるため、2022 年 5 月に国際原子力機関（IAEA）の SALTO（Safety Aspects of Long Term Operation）チームを美浜発電所に招聘することを決定した。この調査は約 5 年以上に亘り、調査から改善状況の確認まで行われるレビューであり、この調査を通して更なるプラント運営の改善を図っていくものである。（表 1）

表 1　SALTO レビューの分野

| 分野 | 項目 | レビュー内容 |
|---|---|---|
| 分野A | 長期運転のための組織/体制 | 関連する規制基準、LTOのための組織、方針<br>現行の安全解析書や他現行認可ベース文書<br>設計基準図書含めた構成/変更管理 |
| 分野B | 長期運転のためのSSCスコープ及びプログラム、是正処置 | SSCのスコーピング、スクリーニングの方法/基準<br>保守管理、ISI、サーベランス、水質管理　是正処置 |
| 分野C | 機械設備の経年劣化管理 | 各機器/設備の経年劣化管理<br>AMP及びTLAA<br>EQ管理、旧式化管理 |
| 分野D | 電気/計装設備の経年劣化管理 | |
| 分野E | コンクリート構造物の経年劣化管理 | |
| 分野F | 長期運転のための人的資源、力量及び知識管理 | 人的資源に関する方針と戦略<br>LTOに関する力量管理（訓練、資格認定等）<br>LTOに関する知識管理と技術伝承 |

**SSC**：**S**tructures, **S**ystems and **C**omponents　構造物，系統および機器
**AMP**：**A**geing **M**anagement **P**rogram　経年劣化管理プログラム
**TLAA**：**T**ime **L**imited **A**geing **A**nalyses　期間限定経年劣化解析

## 5. まとめ

今回の美浜発電所 3 号機の再稼動に際しては、国内初の 40 年超運転プラントの再稼動ということで、注目度が非常に高く、極度な緊張感の下での再稼動であったが、当社社内、メーカー・協力会社が一丸となり、主体的に問題を解決し、一歩一歩着実に進めていくことで無事成し遂げることができた。

今後も緊張感をもって、プラント運営を行うとともに、外部レビュー等の意見に真摯に対応、改善活動を行うことで、地域の方々の信頼を得つつ、安全安定運転を行っていく。

*Akira Tanahashi[1]
[1]The Kansai Electric Power Co., Inc.

2022年秋の大会

原子力発電部会セッション

# 原子力発電所の 40 年超プラントの再稼動対応および安全な長期運転に向けた経年劣化に関する取り組み

Activites for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

## （2）安全な長期運転に向けた経年劣化管理に関する ATENA の取り組み

(2) ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*田中 裕久[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、「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」ことをミッションとして活動を行っている。

現在、ATENA では、安全性向上に向けた重点項目の一つとして、安全な長期運転に向けた経年劣化管理に係る取組を行っている。

### ２．現状の取組

国内における経年劣化管理の取組と海外の知見を比較分析することにより、物理的な劣化に加え非物理的な劣化にも着目し、従来の取組を強化する以下の３つの分野を抽出し、それぞれに関するガイドを作成するなどの活動を実施している。

① 長期停止期間中の経年劣化管理 ②設計経年化管理 ③製造中止品管理

更に、①の取組に加え、プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組として、８０年運転認可がなされている米国の知見などを参考に、経年劣化評価に関する知見拡充事項を取りまとめたレポートを作成し、現在もレポートの改訂に向け、更なる知見調査を実施しているところである。

また、上記の包括的な取組の他、運転経験から得られた新知見についても技術的共通課題と考えられるものは、個別にその解決等に向けた取組も行っており、現在は、大飯３号機加圧器スプレイ配管溶接部の粒界割れ事象を踏まえ、PWR 一次系ステンレス鋼配管粒界割れに関する知見拡充に取り組んでいるところである。

### ３．今後の取組

経年劣化管理に関する諸活動（研究開発、規格策定等）を戦略的・体系的に行っていくためには、最新知見・運転経験等を踏まえて課題を整理し、それらに基づき活動の方向性と達成目標を設定・実施していく機能が必要である。

そのため、ATENA に経年劣化知見拡充 WG を設置、関係機関が一堂に会し連携し、最新知見・運転経験等に係る情報を収集・分析することにより、活動計画（研究開発計画等）を策定・実行していく。

国内では４０年の運転期間を経験したプラントも現れ、知見は蓄積しつつあるものの、経年劣化管理に関する知見は常に更新・拡充していくべきものであるとの見地に立ち、ATENA としては、引き続き経年劣化管理に関する取組を行い、原子力発電所の安全な長期運転に貢献していく。

# 2022年秋の大会

*Hirohisa Tanaka[1]

[1]Atomic Energy Association

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

# [2L_PL] Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant (OFNP)

Chair: Shinichi Morooka (Waseda Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

## [2L_PL01] Overview of Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Daisuke Sasa[1] (TEPCO HD)

## [2L_PL02] Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Chiaki Kino[1] (1. IAE)

## [2L_PL03] BWR Plant Oscillation Analysis with Thermal Hydraulics-Neutronics Coupling

*Masahiro Furuya[1] (1. Waseda Univ.)

## [2L_PL04] Study on thermal-hydraulics related to OFNP in NEXIP and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents

*Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

熱流動部会セッション

# 国内における浮体式原子力発電の検討状況
Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

## （1）浮体式原子力発電に関する開発検討の全体概要

(1) Overview of Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*佐々 大輔，中野 宏之，大森 修一，後藤 章
東京電力ホールディングス株式会社

### 1. はじめに

世界各国で気候変動問題への対策が求められる中、我が国においても、2050 年カーボンニュートラルが宣言され、これを踏まえたグリーン成長戦略では、安全性に優れた次世代原子炉開発が重要分野の一つとして位置付けられている。東京電力福島第一原子力発電所事故（1F 事故）の経験と教訓を踏まえ、安全性を格段に向上できる原子力発電の一つとして、我々はマサチューセッツ工科大学の Michael Golay 教授らが提唱する浮体式原子力発電（Offshore Floating Nuclear Power，OFNP）に着目している。図 1 のように、OFNP は円筒型の浮体構造物に原子炉を搭載し陸地から十分離れた洋上に浮かせるシステムであり、既存の軽水炉および石油掘削リグ等の技術を参考としている。OFNP は特定の炉型に拘らず様々な炉を搭載可能な新たな原子力発電プラットフォーム（原子力発電所の設置場所）を提案するものであり、次の 4 つのメリットがある。

① OFNP を沖合遠方かつ水深の深い場所に設置することで津波の大きさを小さくでき、かつ、洋上に浮かべるため地震の直接的影響を排除できる。
② 原子炉停止後も発生する崩壊熱は原子力発電の大きなリスクであるが、図 2 のように OFNP では原子炉や熱交換器を海面下に配置し、動力なしで崩壊熱を海水に逃す設計が可能である。
③ OFNP を沖合 30km 以遠に設置することで UPZ（緊急防護措置を準備する区域、原子力発電所の半径 30km 圏）内の定住者が居なくなり、事故時の住民避難が不要となる。
④ 製造拠点と建設地点が分かれる陸上炉に対して、OFNP では工場において集中的に製造し、完成状態で係留場所に曳航・設置できるため、品質向上が図れる。

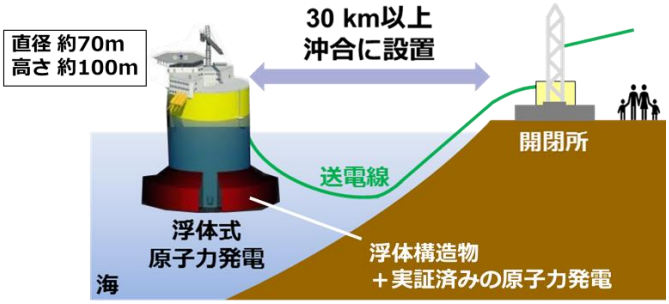



図 1　OFNP のイメージ

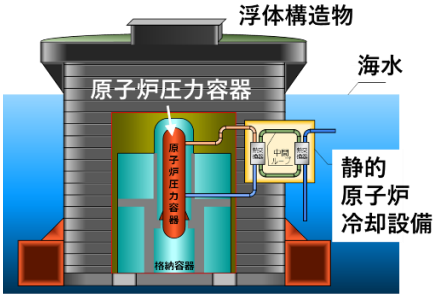



図 2　海水を利用した OFNP の安全系

このような OFNP の特長に着目し、2020 年度に産業力競争懇談会（COCN）において「浮体式原子力発電研究会」を立ち上げ、2021 年度からは COCN の推進テーマとして OFNP の実現に向けた検討を実施している。このプロジェクトには、原子力プラントメーカ、ゼネコン、エンジニアリング会社、造船会社、電力会社、大学、研究機関等が参画している。主な検討結果を以下に述べる。

### 2. COCN における OFNP 実現に向けた検討

#### 2-1. 2020 年度の検討結果

2020 年度の研究会[1]では、OFNP の持つ安全性向上の可能性を確認するとともに、その実現のために必要となる 111 の検討課題を整理した。その中から、優先度が高いと考えられる、規制要求に照らした課題抽出、

海上での地震動（海震）の影響、沸騰水型軽水炉（BWR）における浮体揺動影響、簡易的な確率論的リスク評価（PRA）による安全性向上度の推定に取り組んだ。

現行規制への適合性については、原子力規制委員会「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（設置許可基準規則）」、旧原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（安全設計審査指針）」、海洋規制（原子力規制委員会「原子力船特殊規則」）に照らして課題・優位性を検討した結果、設計上対応すべき事項は残るものの適合可能な見通しが得られている。

海震の影響については、船舶の設計要件には海震への対策はなく、海震被害の報告自体が非常に稀であることを確認した。また簡易的なモデルケースによる海震の解析では、海底で地震が発生した場合、海面には縦波のみ伝わり横波の水平動成分はなくなることから、浮体式構造物への影響は緩和されることが示唆された。一方で、縦波は海水中を伝播するため、海底地質を調査の上、陸上同様に活断層近傍を回避した立地を考慮する必要性は残るが、万一新たに近傍に活断層や海底火山などが見つかった場合でも、設置場所を移動させること等でリスクを低減できる。

また BWR の場合には揺動に対する炉内のボイド率の変化や限界熱流束への影響があることから、文献調査及び核熱水力動特性計算による感度解析を行い、定性的には BWR 運転時の揺動の影響は小さいと評価している。ただし、安全性が確保できることを定量的に示すためには、実機を想定した熱流動実験の実施が望まれることから、引き続き、実験も行い確認していく。

簡易的な PRA により OFNP の安全性向上の程度を推定した。内的事象 PRA では、海水を最終ヒートシンクとする自然循環型の非常用復水器の設置により、全炉心損傷頻度を $10^{-7}$/炉年オーダーに低減できるとの結果が得られている。また、津波のリスクはほぼ無くすことが期待できる一方、海震や波浪に関しては評価のために知見を収集する必要が残っている。

**2-2. 2021 年度の検討結果**

2021 年度は浮体式原子力発電の実現に向け、スケジュール・建造費、OFNP の安全設備、洋上保守方法、1F 事故を教訓とした安全性向上策、国際連携や国際的な規制等、15 項目の検討を行った[2]。主な検討結果を以下に述べる。

初号機の運転開始までに要する期間については、OFNP の規制整備、立地調査、設計、規制審査、建造、検査の期間を評価し、米国で整備されている設計認証制度を活用する場合は 17 年、設計認証制度を活用しない（日本の現行規制）場合は 14.5 年と評価した。なお、2 機目以降は、設計認証を活用できる場合、基本設計、詳細設計が省略されるため、運転開始までに要する期間は約 9 年にまで短縮されると考えている。

OFNP の建造費・建設費については、陸上炉と相違する部分（具体的には OFNP の「浮体構造物」および「海底送電線」と陸上炉の「土木・建屋部分」）に関する費用を概算的に評価した。その結果、OFNP の浮体構造物の建造費は 390～560 億円程度、海底送電線の建設費は 304～475 億円程度で、合計数百億円から一千億円程度に対し、陸上炉の土木・建屋部分の建設費は 825～1375 億円程度であったことから、OFNP の建造費および建造費は陸上炉と大きく変わらないと考えている。

OFNP の安全設備設計では、BWR を対象として、陸上炉をベースケースとして検討を行った。図 3 に安全系の区分分離の一例を示す。設計基準事故（DBA）時に期待する動的安全系は、安全上の区分分離を図るとともにオンラインメンテナンスを可能とするよう、図 3(a)のように 4 区分とすることを考えている。また過酷事故（SA）には静的機器で対応する設計とし、図 3(b)のように SA 時に期待する静的安全系は 2 区分としている。また、安全系の構成はこれで確定ではなく、例えば、非常用復水器(ICS)を SA に至る前（DBA、炉心損傷に至るおそれのある事故）の段階から使うこと等、安全性向上の余地が残されていることから、より安全で効率的な系統構成について更なる検討を進めていく。

OFNP の点検保守作業については、浮体式石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）と同様に基本的に洋上で実施可能と考えられるが、船体の再塗装や大型補修等は洋上での実施が難しくドライドックでの作業が必要となる。また、燃料交換等の OFNP に大きな揺動があった場合にリスクが大きい作業については、揺動の大きさ等を評価した上で実施可否の検討を行う必要がある。

また、OFNP の供用期間は一般的な原子力発電と同じく 40 年を目指しているが、これに対して FPSO の設

計寿命は通常 25 年程度と比較的短いことから、浮体構造物等の長期運用を考慮した設計・保守を検討した。浮体構造物等の腐食・疲労を考慮した設計とすることや、防食技術の活用、また、係留索については基本的には供用期間中の交換が必要と考えられるが、これらの対策により、長期運用が可能になると考えている。

OFNP の位置保持技術の検討では「円筒型の浮体構造物」、「沖合 30km」、「水深 200～1000m」において使用可能な技術を調査した結果、多点係留と自動船位保持装置（DPS）が適当と考えられる。また、共通要因による位置保持機能喪失を回避する観点から、多点係留と DPS の両方を採用し多様性を持たせること、両方が使用できない場合に備えて非常用の錨を準備することが考えられる。

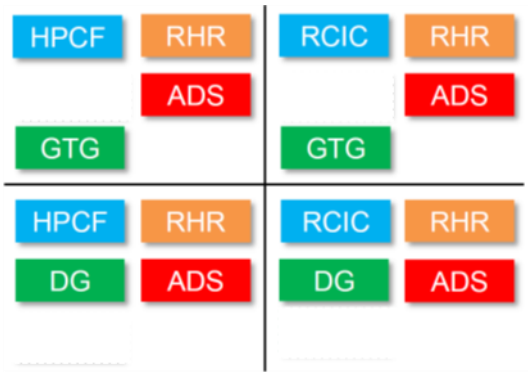
揺動による原子炉（炉型：BWR）への影響を確認するための評価、実験については、浮体全体の上下左右の揺動と浮体中心軸に対する炉心の傾きにより、限界熱流束（CHF）の減少そしてボイド率（炉心出力）が変化する可能性があることから、揺動または傾き、並びにそれらの重畳が想定される実炉運転条件範囲（流量変動、出力変動）での CHF、ボイド率を測定する試験が必要と考えている。

また、1F 事故時において原子炉減圧操作と原子炉水位計測が困難であったことを教訓として、過酷事故環境における減圧操作および水位計測について有効な施策を取り纏め、安全性の向上を図った。

国際連携の枠組み作りに向けた取り組みとして、国際原子力機関（IAEA）主催で 2021 年 5 月に開催されたウェビナー”Advances in Reactor Technologies for Marine-based Small Modular Reactors” において、OFNP に関する中国、韓国、ロシア、米国の各機関の検討状況が紹介され、情報収集および意見交換を行った。また、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）および IAEA とも OFNP に関する意見交換を行っている。

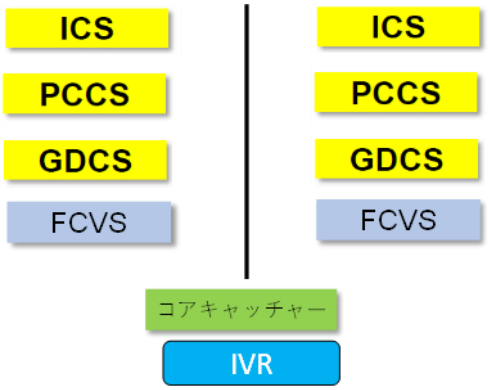
国際規制に関しては、放射性廃棄物の海洋投棄について、ロンドン条約・議定書、国内法（原子炉等規制法）を調査し、通常の運用に伴う放射性廃棄物の放出は海洋投棄に当たらないことを確認した。一方で、規制上問題はなくとも様々なステークホルダーとの調整により放出が認められない可能性はあるが、陸上炉の運用実績から、運転中に発生する放射性廃棄物を OFNP 内に貯蔵し定期検査中に陸上に移送する運用（陸上炉と同等の運用）により対応可能と考えている。

OFNP に関する知見収集も実施しており、過去の原子力船「むつ」等の文献を調査し、原子力船の耐衝突構造や、沈没時に水圧による格納容器（PCV）破損を防止する機能（圧力平衡弁）等、OFNP の安全性向上に有効な知見が得られている。




ADS：自動減圧系
DG：非常用ディーゼル発電機
GTG：ガスタービン発電機
HPCF：高圧炉心注水系
RCIC：残留熱除去系
RHR：残留熱除去系

(a) DBA に対応する安全系(4 区分)




ICS：非常用復水器
FCVS：フィルターベントシステム
GDCS：重力落下式炉心冷却系
IVR：炉心溶融デブリ炉内保持
PCCS：静的格納容器冷却系

(b) SA に対応する安全系(2 区分)

図 3　OFNP（炉型：BWR）における安全系区分分離の一例

### 3. NEXIP における OFNP の成立性に関する研究

COCN における OFNP 検討課題の一部については、2021 年度より NEXIP (Nuclear Energy×Innovation Promotion)事業の一つである資源エネルギー庁の「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」において補助を頂き、研究を進めている。NEXIP における研究は電力中央研究所が幹事となり、メンバーはプラントメーカ、電力、大学、研究機関で構成されている。2021 年度は、浮体揺動における BWR の成立性を確認するための熱流動実験等を実施した。

### 4. 今後の予定

2022 年度も COCN の推進テーマとして、OFNP の安全設備、レイアウト、揺動等に関する検討を継続するとともに、運用する海域および運用方法、建造・保守の場所および方法、社会的受容性等、OFNP の実現に向けた更なる検討を行っている。また、NEXIP における研究も継続しており、引き続き OFNP の成立性確認に向けた取り組みを進めていく。

### 参考文献

[1] 産業競争力懇談会,『2020 年度 研究会 最終報告【浮体式原子力発電研究会】』(2021), http://www.cocn.jp/report/3fa29452533b880e1321c00eeaea0e9be78e40f0.pdf
[2] 産業競争力懇談会,『2021 年度 プロジェクト 最終報告【浮体式原子力発電】』(2022) http://www.cocn.jp/report/2d24cd957f9f32f2f975ae1d37b5f75f257037b4.pdf

---

*Daisuke Sasa, Hiroyuki Nakano, Shuichi Ohmori, Akira Gotoh
Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2022年秋の大会

熱流動部会セッション

# 国内における浮体式原子力発電の検討状況
Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

## （2）浮体式原子力発電における BWR 成立性の評価
(2) Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*木野 千晶，手塚 健一
エネ総研

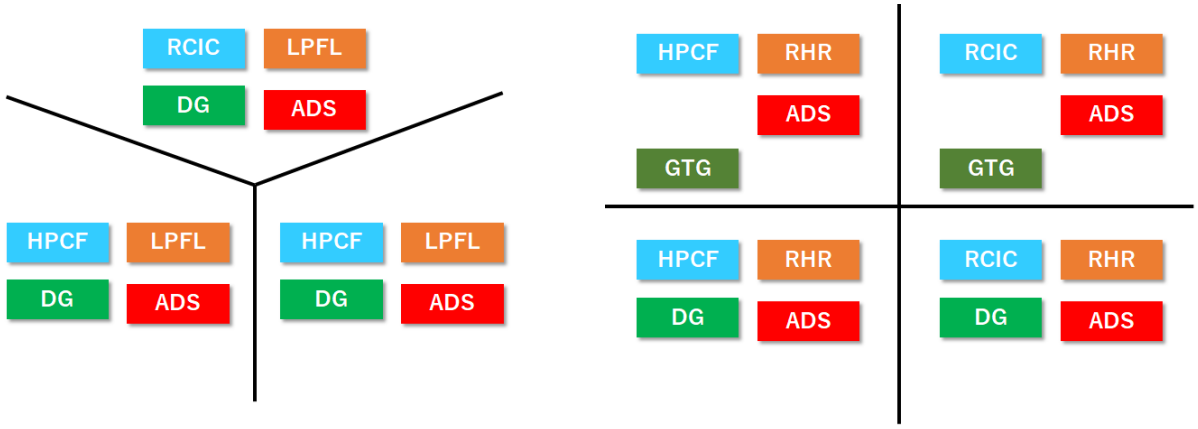
### 1. 緒言
浮体式原子力発電は、円筒型の浮体構造物に，実証済の原子炉を搭載して沿岸から数十 km 沖合の洋上に浮かせるものであり、産業競争力の観点からも実現性が高く有望な原子力発電である。炉型としては BWR と PWR に加えて SMR 等の新型炉の適用も考えられる、新しいプラットフォームの提案である。従来、船や潜水艦など揺動場における炉型は PWR が主であるが、これまでの検討では BWR でも十分成立する見通しが得られている。本発表では、炉型として BWR（ABWR）を採用した際の工学的課題や設置許可に向けて今後必要となる実験・解析計画について、産業競争力懇談会（COCN）にて検討された内容 [1]を報告するとともに、今後の検討課題を整理する。

### 2. 浮体式原子力発電所の安全設備
#### 2-1. 安全系区分分離の検討
陸上に設置された BWR（陸上 BWR）の安全審査においては、“安全機能を有する構築物、系統又は機器は、同位又は下位の重要度（安全機能を有しないものを含む。）の構築物、系統又は機器の影響により所要の安全機能が阻害されないように、機能的な隔離若しくは物理的な分離又はこの両者の組合せが適切に考慮された設計”であることが求められている（以下、区分分離） 。日本の BWR の安全系は、再循環配管破断など設計基準事故（DBA: Design Basic Accident）に対応するための動的機器による安全系のみである。ABWR に採用された 3 区分安全系を図 1(a)に示す。自動減圧系(ADS)についても 3 区分設置されている。

浮体式 BWR の区分分離検討例を図 1(b)に示す。この安全系の特徴は、DBA 時に期待する動的機器を 4 区分として、オンラインメンテナンスが可能となっている点である。東京電力福島第一原子力発電所事故(1F 事故)では、非常用ディーゼル発電機(DG)の受電設備が同じ場所に設置されていたため、津波により同時に機能を喪失した。その経験を踏まえ、浮体式 BWR では DG 設置場所も別々にすることを検討している。過酷事故（SA: Severe Accident）時に稼働を期待する静的システムも設置しており、2 区分として多重性と多様性（減圧系、注水系、溶融炉心冷却系）を持たせている。

今後の課題として、今回の区分分離案は安全性向上の観点より、区分分離及び安全系の数を単純に増やしているが、系統複雑化によるデメリット（コスト・リスク）の可能性にも留意した検討を進める事が必要となる。また、浮体式特有の事故シナリオ（例えば、浸水による大規模な傾斜、沈没など）も取り入れた確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Analysis）による炉心損傷頻度（CDF: Core Damage Frequency）評価・目標値の設定、並びにコスト評価なども実施する必要がある。

#### 2-2. 海水を活用した静的な崩壊熱除去システムの成立性検討
浮体式 BWR では陸上 BWR よりも安全性を向上させるため、人の判断・作業に依存せず、浮力・重力などの自然力により燃料棒の崩壊熱を除去するシステム（静的システム）の導入を検討している。これにより、万一炉心が溶融した場合でも、溶融炉心を自然力で冷却し環境への放射能の漏洩を防ぐことができる。加えて、浮体式 BWR 周囲に豊富に存在する海水を利用することで、半永久的に稼働する静的システムを検討する（最新の軽水炉でも静的システム稼働時間は 3 日間程度）。

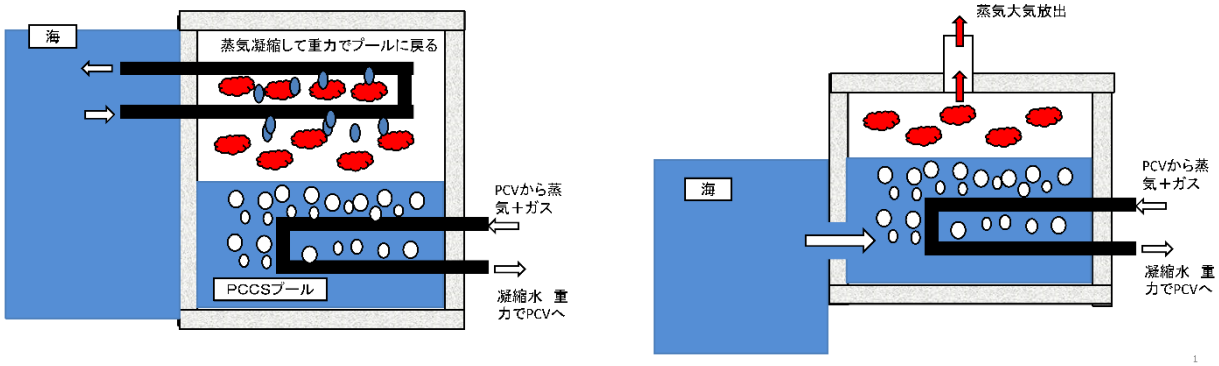



(a) 陸上 ABWR　　(b) 浮体式 BWR

図 1 陸上 ABWR および浮体式 BWR の安全系区分分離

（RCIC：原子炉隔離時冷却系、HPCF：高圧炉心注水系、LPFL：低圧炉心注水系、DG：非常用ディーゼル発電機、ADS：自動減圧系、GTG：ガスタービン発電機）

図 2 に海水を利用した半永久的に稼働する静的システムのアイデアの例を示す。図 2(a)は、ICS（Isolation Condenser system）,PCCS（Passive Core Cooling System）で発生した蒸気を上部に設けた熱交換器(熱交)により凝縮し、重力によりプールへ戻すことにより、ICS,PCCS のプール水の容量を一定に保つことが可能である。蒸気の冷却には海水の自然循環が利用されている。ただし、蒸気を凝縮する熱交が大きくなる課題がある。図 2(b)は、ICS, PCCS のプールを海と連結することにより蒸発分は供給される。課題は、海水による PCCS 熱交換器の腐食、熱交表面への塩の析出による伝熱阻害､そして熱交が破損すると、放射性物質に汚染された水が直接海に放出される可能性がある。そのため、FBR(Fast Breeder Reactor)の蒸気発生器のように伝熱管を二重管にすることなどの工夫が必要である。また、PCCS,ICS に流入する蒸気に含まれる非凝縮ガスの蓄積により伝熱が阻害され RPV,PCV の蒸気を凝縮できなくなる可能性がある。ESBWR(Economic Simplified BWR)そして SBWR(Simplified BWR) では非凝縮ガスを自動的に排出されるような構造を取り入れているが、今回のように長期間稼働した場合、何らかの影響がある可能性があり、非凝縮ガスの蓄積に配慮する必要がある。




(a) 凝縮管利用　　(b) 海と冷却プールの直結

図 2 海水を利用した半永久的に稼働する静的システムのアイデア

また、浮体式 BWR では、“多重性 多様性を持った溶融炉心冷却システム”として、「溶融炉心の RPV 内閉じ込め」、「コアキャッチャーでの RPV 外表面からの溶融炉心冷却」を検討している。「溶融炉心の RPV 内閉じ込め」において、BWR では RPV 下部に制御棒駆動機構(CRD)があり、RPV 下部外表面を冷却する流れを

阻害する可能性がある点に留意する必要がある。これらを用いても事故が収束しない場合は、海と二重構造PCV とを爆破弁を備えた配管で連結させた「PCV 二重壁構造内の冠水冷却」を検討している。

今後の課題として、海水を長期間利用する静的システムでは塩の析出による配管の閉塞や熱伝達の劣化についての評価が必要となる。海中に設置する機器については、フジツボなど海生物の付着や腐食などを考慮したメンテナンスの容易さも考慮しなくてはならない。また、傾斜や揺動が静的システムに与える影響についても引き続き検討が必要となる。

## 3. 浮体揺動場における BWR 炉心の成立性検討

### 3-1. 揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響

BWR は炉心内にある冷却材（水）を燃料棒で直接沸騰させることで主蒸気タービンを駆動するための蒸気を発生させる。一般に水を沸騰する過程で熱負荷が過度になると、沸騰様式が変化することにより伝熱性能が急激に下がる遷移現象が知られている。洋上の場合、揺動が BWR 炉心内における沸騰様式や伝熱性能などに影響を与え、結果的に出力変動が発生する可能性がある。

一方、TRACE コードを用いて揺動がプラント全体の流動変動に与える影響を評価した結果、浮体揺動加速度が 0.8G と保守的に仮定した場合でも、炉心入口流速の変化は±4%の範囲に限定されていることが COCN 内で実施された解析結果 [2]より明らかにされた。MIT の評価 [3]では、北海において 1 万年に 1 回の頻度で発生すると評価された嵐であっても、水平および及び垂直方向の浮体揺動加速度は 100 gal (約 0.1 g)未満に抑えられるとされている。さらに、2020 年度の COCN の評価 [4]では、過去の文献調査より以下の知見が得られている。

- 210-520gal で加振した場合でも、炉心内ボイドの成長に対してほとんど影響しない [5]。
- 一般的に加速度の増大とともに限界熱流束(CHF)は低下するが、100gal 未満であれば CHF の減少は僅か [6]。
- BWR の定格運転における高圧・高流量条件下において、垂直状態から傾斜角が 10° 未満であれば、CHF の減少の影響は小さいと推定される [7]。

よって、揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響は軽微であると考えられる。

### 3-2. 設置許可申請に向けた今後の研究開発計画

表 1 には、ABWR の原子炉設置許可申請書の添付書類八及び十を対象に、揺動・傾斜で影響すると考えられる代表的な安全評価パラメータを抽出した。

表 1 原子炉設置許可申請書における安全評価項目と揺動・傾斜に影響される熱水力パラメータ

| 添付書類八 | |
|---|---|
| 核設計 | 燃料棒熱伝達率、炉心流量、ボイド率、流量分布 |
| 熱水力設計 | GEXL 相関式、ボイド率、流量分布、二相流摩擦抵抗倍率・局所圧損倍率、傾斜時のポンプ特性 |
| 動特性（安定性） | 流量分布、ボイド率、二相流体のチャネル内のスイープ時間遅れ |
| 添付書類十 | |
| 過渡解析 | 燃料棒熱伝達率、炉心流量、ボイド率 |

設置許可申請において原子炉炉心の動特性（安定性）などに関する基本設計はプラント動特性解析コード（以下、プラント解析コード）を用いて評価されることが一般的である。プラント解析コードは、原子炉の各コンポーネント（例えば、パイプ、弁、ジェットポンプ、ベッセルなど）における熱水力モデルと炉心におけ

る核動特性モデルを備えており、通常運転および事故時におけるプラント過渡の熱水力挙動を把握することができる。現在のプラント解析コードは陸上に設置された原子炉を念頭に開発されており、特に熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

主な熱水力モデルとしては、流動様式、界面・壁面熱伝達、CHF、リフラッディング、界面・壁面摩擦、液滴エントレインメントなどが挙げられる。各モデルはレイノルズ数や流量をパラメータとして構成されていることから、振幅・周期の大きい流量変動の影響は、モデルを構成する無次元数の変化を通じて考慮可能であると予想される。一方で、加速度や傾斜の影響を受ける熱水力現象の場合、モデル式の修正・微調整が必要となると考えられることから、実験による加速度や傾斜の影響を評価したデータが必要となる。

## 4. 結言

炉型としてBWR（ABWR）を採用した際の工学的課題や設置許可に向けて今後必要となる実験・解析計画について、検討課題を整理した。特に、安全設備（安全系区分分離・静的システム）・炉心安定性について浮体式特有の課題を抽出した。

安全系区分分離においては、1F事故の経験も踏まえ、４区分を基本アイデアとする。一方で、浮体式特有の事故シナリオ（例えば、浸水による大規模な傾斜、沈没など）も取り入れたPRAによる炉心損傷頻度CDF評価・目標値の設定、並びにコスト評価が必要となる。静的システムでは周囲に豊富に存在する海水の利用を前提とするが、塩の析出による配管の閉塞や熱伝達の劣化についての評価、メンテナンスの容易さについて今後検討を深める必要がある。また、傾斜や揺動の影響についても引き続き検討が必要となる。

BWR炉心の安定性については、過去の文献調査やシステム解析より、揺動がBWR炉心の安定性に与える影響は軽微であると考えられる。ただし、実際の設置許可の申請に際しては、具体的な実験・解析結果に基づく立証が求められる可能性がある。設置許可申請で重要となるプラント解析コード内の熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

## 参考文献

1) 産業競争力懇談会2021年度推進テーマプロジェクト「浮体式原子力発電」最終報告書，(2022).
2) 古谷正裕，”核熱結合を考慮したBWRプラント揺動解析”，日本原子力学会2022年秋の大会，2L_PL03, (2022).
3) Y. Zhang, J. Buongiorno, M. Golay, N. Todreas, “Safety Analysis of a 300-MW(electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment”, Nuclear Technology, 203-2, pp. 129–145, (2018).
4) 産業競争力懇談会2020年度研究会「浮体式原子力発電研究会」最終報告書，(2021).
5) 川村，折井，唐沢，西田，曾根田，“サブクールボイド挙動に及ぼす水平加振の影響評価”，日本原子力学会1996年春の年会, C49, (1996).
6) 楠，大辻，井川，黒沢，岩堀，横村，“加速度変動時の限界熱流束に関する実験（その２）（加速度変動時の限界熱流束の測定：第１報）”，JAERI-M 89-216, (1989).
7) S. Rouge, “SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure”, Nuclear Engineering and Design, 169, 185-195, (1997).

*Chiaki Kino and Kenichi Tezuka
IAE.

2022年秋の大会

熱流動部会セッション

# 国内における浮体式原子力発電の検討状況
Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

## （3）核熱結合を考慮したBWRプラント揺動解析
(3) BWR Plant Oscillation Analysis with Thermal Hydraulics-Neutronics Coupling

*古谷 正裕[1]
[1]早稲田大学

### 1. 緒言
洋上における原子力利用については、浮体式原子力発電の設計や、原子力船としての実用例がある。洋上では気象条件により大きな揺動や傾斜を経験することから、原子力プラント応答が古くから研究されている。近年においても浮体式原子力発電[1],[2]及び原子力船[3]の揺動や傾斜影響が数値シミュレーションにより評価されている。

これらはいずれも炉心が単相流である加圧水型原子炉(PWR)であり、炉心で沸騰二相流となる沸騰水型原子炉(BWR)を対象とした核熱結合を考慮した揺動解析は見当たらない。本報では、産業競争力懇談会(COCN)の浮体式原子力発電プロジェクトにおいて、BWRプラントを対象に、核熱結合を考慮した揺動解析評価を行ったので報告する。

### 2. BWRプラント揺動解析評価
浮体式BWRの鉛直方向の揺動が炉内流動に与える影響を把握するため、電気出力110万kWの典型的なBWR 5を対象に、鉛直方向の加速度を正弦波で与える解析を実施した。BWR5プラント諸元は文献[4]を参照した。ボイド反応度及びドップラー反応度を考慮している。システム動特性解析コードとして米国規制委員会が管理するTRACEコードを用いた。2021年12月時点に於ける最新バージョンVersion 5.0 patch level 6である。ソースコードに、任意の時刻の加速度を三次元で与えられるように変更し、コンパイルして実行形式を生成した。加速度の時間変化を考慮した修正コードの妥当性を確認するために、矩形プールの揺動試験における液面振動（スロッシング）が実験結果と精度良く一致することを確認した。

浮体式BWRが経験する揺動を保守側に包絡すべく、加速度変動周期を2～300 s、鉛直方向加速度振幅を0.2, 0.4, 0.6, 0.8 Gの範囲で改良コードを用いてパラメータサーベイした。図1に鉛直加速度揺動が炉心入口流速に与える影響を示す。図1下図が、BWRプラント全体に与えた鉛直方向加速度である。重力加速度(鉛直上向きを正として-1 G = -9.8 m/s$^2$)に周期3 sの鉛直方向加速度を目的振幅まで10周期で到達するように振幅を線形に増大させた。図1上図は、炉心入口流速の応答である。初期に定格運転条件にあるBWRが鉛直下方に重力が増減すると、自然循環駆動力の増減により流速が増減している。流速応答の振幅は概ね加速度変動の振幅に比例している。加速度振幅が0.8Gの場合でも、入口流速の変化は±4%の範囲に限定されている。

図2に加速度変動の振幅(0.2~0.8 G)と周期(2~300 s)が入口流速変動に与える影響を示す。加速度変動の目標振幅が増大すると、入口流速の標準偏差が数%増大している。加振周期10 s以上と比較すると数s程度の加振周期では入口流速の標準偏差がやや上昇している。これはBWRの炉心安定性の共振周波数に近接していることが原因と考えられるが、定格運転条件における強制流動下ではその影響は小さいことを示している。計算範囲の周期（2～300 s）においては、入口流速の標準偏差の変化が小さいことから炉心入口流量の追従性が高いことが判明した。

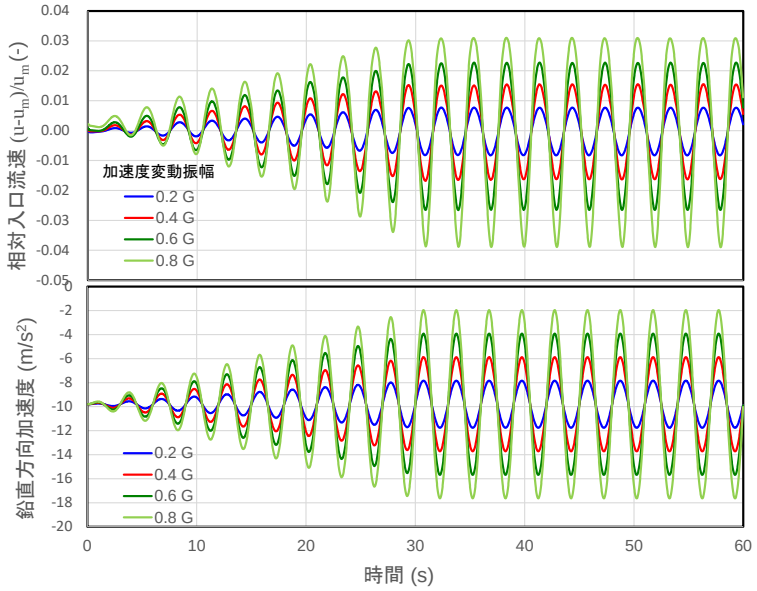



図 1 鉛直加速度による炉心入口流量の振動

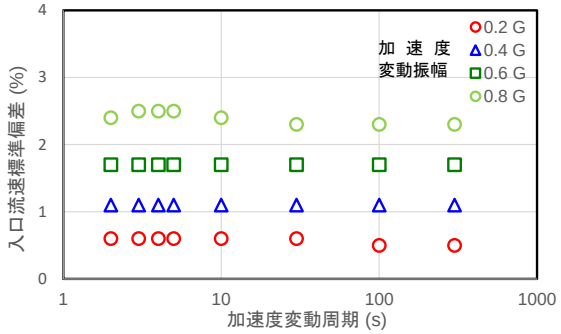



図 2 加速度振幅と周期に対する入口流速変動

## 3. 結言

プラント過渡解析コード TRACE に三次元加速度を考慮する改良を行い、ボイド反応度フィードバックを考慮した BWR 揺動解析を行った。ボイド反応度フィードバック等を考慮した計算結果では、定格運転条件において振幅 0.8 G、周期 2~300 s に対する流量振動は標準偏差 3%未満であり、鉛直加振の影響は小さい。今後は、ポンプトリップ後の自然循環状態における安定性評価や、傾斜における炉内流動評価が行われることで、BWR が浮体式原子力発電の重要な選択肢となることが期待される。

## 参考文献

[1] Zhang, Y., Buongiorno, J. *et al.*, “Safety Analysis of a 300-MW (electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment,” Nuclear Technology, 203-2, (2018).

[2] Li, R., Peng, M. *et al*., “The natural circulation flow characteristic of the core in floating nuclear power plant in rolling motion,” Ann. Nucl. Energy, 142 (2020) 107385.

[3] Yan, B. H., “Review of the nuclear reactor thermal hydraulic research in ocean motions,” Nucl. Eng. Des., 313, (2017), pp. 370-385.

[4] 玉越武, 渡辺憲夫, 平野雅司「110 万 kW 級 BWR プラントを解析対象とした熱水力解析コード TRAC-BF1 用入力データの作成」, JAERI-Data/Code 98-037 (1998).

*Masahiro Furuya[1]

[1]Waseda Univ.

2022年秋の大会

熱流動部会セッション

# 国内における浮体式原子力発電の検討状況
Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

## （4）NEXIP における浮体式炉の熱流動研究と過酷事故の実質的排除への展望

(4) Study on Thermal-Hydraulics related to OFNP in NEXIP
and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents

*宇井　淳[1]
[1]電中研

### 1. 緒言

産業競争力懇談会(COCN)の浮体式原子力発電プロジェクトにて抽出し検討している課題の一部を，NEXIP (Nuclear Energy×Innovation Promotion)事業のひとつである資源エネルギー庁の社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業において補助いただきながら，浮体式原子炉の成立性に関する研究を進めている。同事業における熱流動試験，受動的安全系の検討内容を紹介すると共に，沖合で稼働する浮体式原子炉の過酷事故や放射性物質の大規模放出に繋がる事故シナリオの実質的排除への展望を述べる。

### 2. NEXIP における浮体式原子炉の成立性に関する調査・研究

2021 年度は，浮体揺動における BWR の成立性を確認する研究として，大気圧二重管体系での流量・出力振動試験，過去の原子力船の技術，国内の規制要件，及び浮体揺動の実験的研究の調査，航空機衝突やテロ対策の検討，受動的安全系の構成の検討，及び工学的安全施設のレイアウトの検討等を実施した。

#### 2.1. 浮体揺動を想定した流量・出力振動試験

浮体式原子炉が沖合で揺動した場合に生じる炉心流量の変動及びそれに伴う出力変動を想定して試験条件を設定し，通電加熱で発熱する模擬燃料棒から発生する気泡の径やボイド率の変化を高速度ビデオカメラ，光学ダブルプローブ，光ファイバ等を用いて計測し，解析コードの妥当性確認に用いた（図 1）。今年度は高温高圧でのバンドル体系での揺動試験を行うとともに，浮体式炉の通常運転時における揺動の影響を実験的に確認していく予定である。

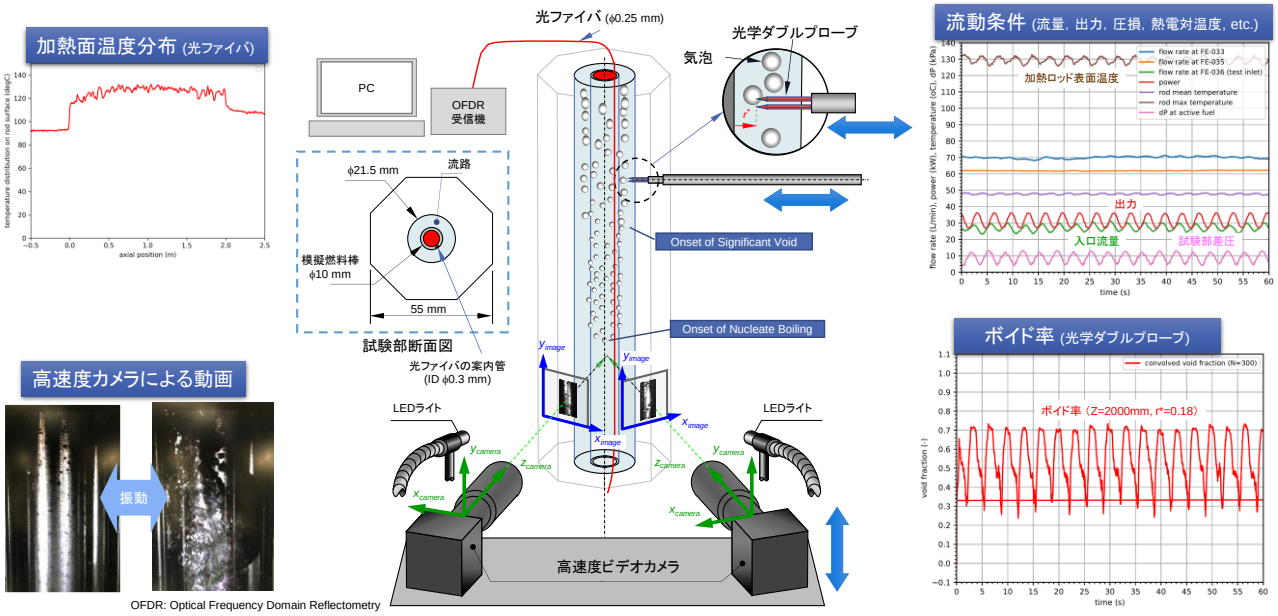



図 1　浮体揺動を想定した流量・出力振動試験とその計測結果の例

### 2.2. 受動的安全系の構成の検討

新型炉等において採用される受動的安全系や自然循環冷却系の構成や特徴を調査・分類し（図 2），高い信頼性を有し将来の設計変更にも柔軟に対応できる浮体式原子炉の受動的安全系として，非常用復水器と周辺海水を利用した外部冷却型の受動的格納容器冷却系を選定した（図 3）。また，選定した受動的安全系やその他の工学的安全施設等の浮体構造へのレイアウトについて検討を行った。

現在，新規制基準適合性審査の有効性評価の一つである炉心損傷に至るおそれのある事故のいくつかのシナリオについて，浮体式原子炉に非常用復水器等の受動的安全系が設置された条件での評価を進めている。

セッション当日は，これらの取組みについて紹介する。

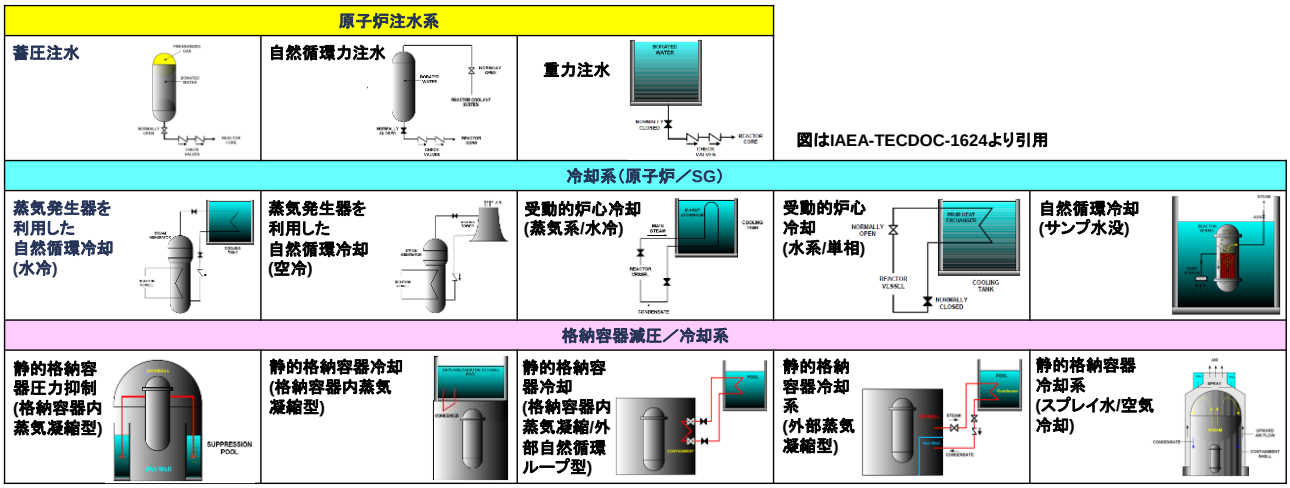



図 2　受動的安全系や自然循環冷却系の構成の分類

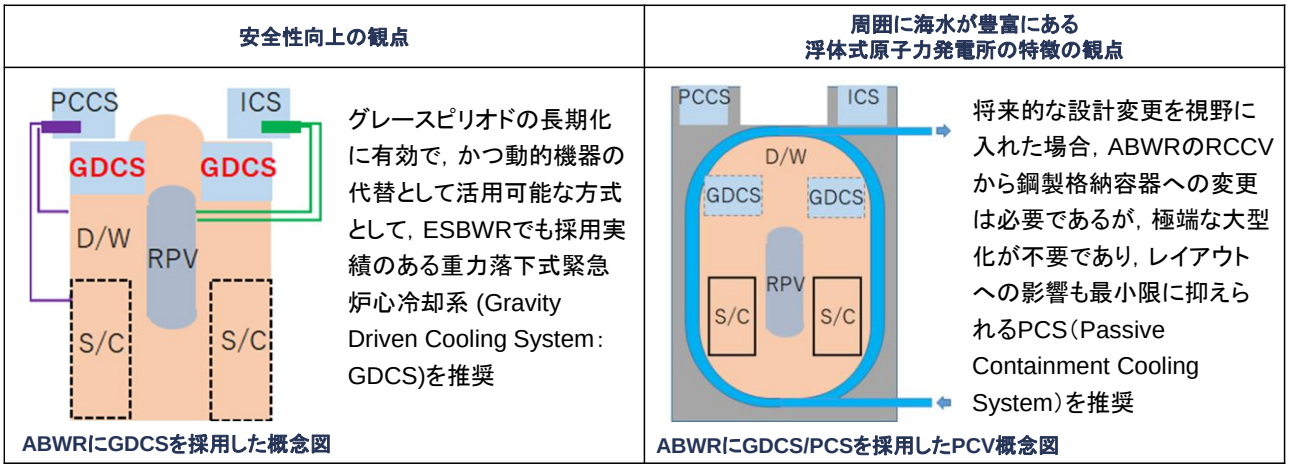



図 3　浮体式原子炉概念における受動的安全系の選定案

### 3. 沖合での浮体構造の特性を活かした概念検討と過酷事故の実質的排除への展望

IAEA[1]や WENRA[2][3]は，“放射性物質の大規模放出となる事故の実質的な排除”(Practical Elimination, PE)を目指す設計を求めている。PE の定義は機関によって若干差はあるが，IAEA SSR-2/1 の解釈に相当する文書[4]では，PE として対処すべき事象や現象を 5 つのカテゴリーに分類してそれぞれに対応した設計や対策を求めている。具体的には，①原子炉の炉心損傷とそれに伴う早期の格納容器破損につながる可能性のある事象（原子炉冷却システムの大型機器の故障，制御不能な反応度事故），②格納容器の早期破損につながるようなシビアアクシデント現象（格納容器の直接加熱（DCH），大規模な水蒸気爆発，水素爆発），③格納容器の晩期破損につながるようなシビアアクシデント現象（溶融炉心コンクリート相互作用（MCCI），格納容器熱除去の喪失），④格納容器バイパスを伴うシビアアクシデント，⑤燃料貯蔵プール（SFP）内の燃料の著しい損傷，

を挙げている。

PE は，2 つの概念に基づいている。第一は物理的不可能性を踏まえた決定論的なものであり，実際には特殊なケースに限定される。第二の概念は確率論的なものであり，高い信頼性を持ってその状態が著しく発生しにくいことである。放射性物質の大規模放出に関わる上記の PE の 5 つのカテゴリーは，主にレベル 2 PRA にて扱う事象に相当している。

これまでの商業軽水炉の確率論的リスク評価(PRA)の結果の傾向としては，炉心損傷頻度(CDF)が高い設計の状態で，格納容器機能喪失頻度(CFF)だけを数桁下げること，すなわち炉心が溶融したあとで格納器側で放射性物質の環境への放出を護りきる設計や対策は，難易度が高くなる。炉心損傷後の現象は未だ不確かさが大きく，想定外の事故進展もあり得るので，対策がうまくいかない場合も考慮しなければならず，その結果保守性が重なりコストも増加しやすい。一方，CDF を下げる設計とすれば，格納容器直結事象など一部のシナリオを除けば CFF も基本的に追従して下がる。深層防護第 4 層の対策も当然実装するが，第 3 層への対策の強化で CDF を下げる（炉心損傷の実質的な排除を目指す）設計とすることで，後段のレベル 2 PRA のリスクも含め，トータルとしてリスクを下げる構成にできると期待される。深層防護のどの層にどれだけの設備を配置し，どのような対策を採るかのバランスを考えることは重要であり[5]，その設計方針は安全性及び経済性に影響する。

上述の PE の観点で，現状想定される All Modes, All Hazards に対して多重性や多様性を有する設計とすれば，炉心損傷を実質的に防止し，過酷事故を排除できると言えるレベルの設計に近づけられるものと期待される。深層防護の前段否定という考え方があるが，系統分離や位置的分散により共通原因故障の回避を意識した設計とし，洋上での All Modes, All Hazards に対して多重性や多様性を有した設計としていくことは，事象発生時においても，第 3 層の安全系統がいくつか生き残り，第 4 層の設備や対策として機能する可能性も高まる。

翻って沖合で稼働する浮体式原子炉においては，炉心や格納容器の冷却用の水源，最終ヒートシンク，スクラビングによる放射性物質閉じ込め，γ線等の遮蔽，いずれにも活用できる海水が，直ぐ手の届くところに大量に存在する環境での稼働となる。その周辺の大量の海水を活用し，まずは炉心損傷防止に注力する設計思想として PE を目指すとともに，種々のリスクを下げる戦略を検討できる。大規模震災等において物資の補給や陸上のインフラが活用できない状態でも，周辺の大量の海水の活用次第で，陸上の原子炉に比べて固有の安全性を持つシステムを比較的容易に設置できると考える。東電福島事故直後の事故対策として，冠水（水棺）の可能性が一時期検討されたが，浮体式炉では炉心や格納容器を喫水より低い位置に設置することにより，そのような事故対策も注入弁の系統を多重化すれば信頼性を高めて実現できると考える。

浮体式炉では，転覆，沈没，海震など陸上とは異なる脅威や事故シナリオが存在する。しかしながら，原子力船「むつ」に導入されていた，転覆時にも制御棒が抜けない構造，沈没時にも原子炉容器や格納容器を圧壊させない圧力調整弁の設置，大型タンカーが衝突しても炉心を護れる強度を持たせる設計とすることで浮体構造物の船殻が第二の格納容器の役目も果たすと期待されることなど，過去の設計や原子力船特殊則の要件等から安全上重要な設備や機能を学ぶことができる。人と環境を放射線影響から護ることが原子力安全の基本であるが，浮体式炉が浮いていても沈んでも，また外部電源や所内電源が喪失した状態でも，周辺の海水を利用した自然循環冷却で炉心や格納容器を長期間安定して冷却し続け，放射性物質を環境に放出するリスクを著しく下げ，実質的に排除できると言えるレベルの設計は，これまでの検討では実装可能と考えている。また，陸上にて大規模震災が発生した場合でも，オフサイトからの支援無く，洋上にて単独で安全に運転継続あるいは停止後の長期炉心冷却が達成される設計を目指す。

期待した設計となるかどうかは，安全評価，有効性評価，洋上のハザードの選定とそれを踏まえた PRA 等の実施により今後確認していく。引き続きより具体的な検討を進め，基本設計のレベルに引き上げていきたいと考えている。

## 4. 結言

小型モジュール炉（SMR）に分類される原子力発電所の中で最初に商業運転を開始したのはシベリアのペベクで稼働するロシアの浮体式原子力発電所（Akademik Lomonosov）である。中国や韓国も洋上で稼働する浮体式原子炉の開発を進め，渤海等での稼働に向けて取り組んでいる。我が国でも，立地の選択肢の拡大にも資する浮体式原子炉は，大きな可能性を秘めていると考えるが，いかがだろうか。

## 参考文献

[1] IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, Rev. 1 (2016)

[2] WENRA, “Report Safety of new NPP designs” (2013)

[3] WENRA, “Report Practical Elimination Applied to New NPP Designs – Key Elements and Expectations” (2019)

[4] IAEA, “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1791 (2016)

[5] 日本原子力学会原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ報告書 (2020)

---

*Atsushi Ui[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

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

# [2M_PL] Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

Chair: Yoshihito Namito (KEK)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room M (E2 Bildg.1F No.101)

## [2M_PL01] Recent research activities for neutron-induced soft errors in Hokkaido University

*Hirotaka Sato[1] （1. Hokkaido Univ）

## [2M_PL02] Measurement of Muon-induced Soft Error and Its Challenges

*Masanori Hashimoto[1] （1. Kyoto Univ）

## [2M_PL03] Simulation of soft errors due to environmental radiation

*Shinichiro Abe[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 環境放射線と半導体デバイスのソフトエラー
Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

## 北海道大学における中性子ソフトエラー研究の現状

Recent research activities for neutron-induced soft errors in Hokkaido University

*佐藤 博隆[1]，岩下 秀徳[2]，木内 笠[1,2]
[1]北海道大学，[2]NTT 宇宙環境エネルギー研究所

北海道大学大学院工学研究院の 32 MeV 電子線形加速器駆動パルス中性子源「HUNS」では、宇宙線中性子に起因する半導体利用電子機器“システム”のソフトエラーに関する対策試験を 2012 年度より行っている。宇宙線中性子は一次宇宙線である主に陽子などの高エネルギー粒子により発生して地上に降り注いでいる二次宇宙線であり、そのエネルギーは meV から GeV に渡る。高速中性子も含まれているため、地上の建物の中に設置されている電子機器に入射し得る。高速中性子は閾値核反応や核破砕反応といった荷電粒子生成反応を引き起こすため、電子機器内でビット反転（SEU）が起こり得る。このビット反転により一時的なメモリエラーが起こり、電子機器の誤動作が起こり得る。これをソフトエラーと呼び、半導体メーカーなどで対策が急務となっている。また、半導体から構成される電子機器“システム”のレベルの観点からも対策が求められている。多数の電子機器システムを運用するためシステムレベルではソフトエラーの発生頻度が高い情報通信ネットワークの分野において、中性子ソフトエラー対策試験に関する国際標準（ITU-T）が 2018 年に制定されている。このような背景から、HUNS における“システム”レベル試験が活発となっている。

高強度の高速中性子を電子機器システムに照射することで、自然界に比べ多くのソフトエラーを引き起こすことができる。これをソフトエラー加速試験と呼び、ソフトエラー対策の実確認と、自然界でのエラーレートの推定の二つの観点から重要となっている。HUNS におけるソフトエラー加速試験の大きな特長は、直径 250 mm の大面積ビームラインを 3 本同時使用することができることであり、“システム”レベルソフトエラー加速試験に向いている[1]。また、高強度すぎる中性子ビーム照射は電子機器システム内のあちこちでソフトエラーが生じ、ソフトエラー評価実験を継続することが困難である。しかし、HUNS の高速中性子束は線源から 6 m の位置で $10^5$ n/cm$^2$/s 以下程度なので、実験継続性の高い適度な高強度ビームであると言える。

一方、HUNS の中性子エネルギースペクトルは地上における宇宙線中性子のエネルギースペクトルとは形状が異なるため、中性子束の比から単純に自然界におけるエラーレートの推定を行うことはできない。そこでまず、超高速ソフトエラー検知回路を実装した三種類の FPGA を用いて、LANSCE において 1～800 MeV の中性子に関するエネルギー高分解能な SEU 断面積の絶対値を世界で初めて実測した[2]。そして、これら FPGA のソフトエラーレートを HUNS ならびに住重アテックスの 18 MeV 陽子サイクロトロン中性子源で測定した。また、既知の SEU 断面積と PHITS で計算した各中性子施設の中性子エネルギースペクトルを用いて、ソフトエラーレートを計算した。その結果、ソフトエラーレートの測定値と計算値は数十%の範囲内で一致した。一方、1 MeV 以下の SEU 断面積を LANSCE では実測できなかったため、計算値が過小評価されている傾向も確認された。以上のように、計算された中性子エネルギースペクトルの妥当性を確認したため、この情報を基に自然界に対する HUNS のソフトエラー加速係数を求めた所、1100 万倍程度と見積もられた[3]。このように、中性子エネルギー依存の SEU 断面積を実測できたことにより、自然界とは異なる中性子エネルギースペクトル形状を持つ HUNS のソフトエラー加速係数を見積もることができた。

[1] H. Iwashita, H. Sato *et al.*, IEEE Trans. Nucl. Sci. **64** (2017) 689-696.

[2] H. Iwashita, G. Funatsu, H. Sato, T. Kamiyama *et al.*, IEEE Trans. Nucl. Sci. **67** (2020) 2363-2369.

[3] R. Kiuchi and H. Iwashita, Private communication, 28th February 2022 and 19th July 2022.

*Hirotaka Sato[1], Hidenori Iwashita[2] and Ryu Kiuchi[1,2]

[1]Hokkaido Univ., [2]NTT Space Environment & Energy Lab.

2022年秋の大会

放射線工学部会セッション

環境放射線と半導体デバイスのソフトエラー
Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

# ミュオン起因ソフトエラーの測定と課題

Measurement of muon-induced soft error and challenges

*橋本 昌宜[1]
[1]京都大学

**1. 概要**

宇宙線に起因する中性子やミュオンが集積回路に引き起こすソフトエラーが信頼性低下要因として注目を浴びている[1]。特に、Society 5.0 では高信頼なシステムの構築が求められる一方で、ソフトエラーはその実現を阻害する要因となりうる。近年の集積デバイスでは中性子がソフトエラーの主要因を占めると言われてきており、中性子を対象とした多くの研究開発が行われてきた。一方で、トランジスタの微細化によりビット反転に必要な臨界電荷量が小さくなること、地上に届く粒子数は中性子よりもミュオンのほうが多いことなどから、ミュオン起因ソフトエラーへの懸念が高まっていた。

本発表では、J-PARC MUSE で実施した SRAM に対する正負ミュオン照射実験の結果を報告する[2-8]。これまで正ミュオン照射実験結果の報告は数例あったが、負ミュオン照射試験の報告はなく、世界に先駆けて実施した照射実験である。実験結果より、ミュオンによってソフトエラーが発生すること、負ミュオンは原子核に捕獲される物理過程により正ミュオンよりソフトエラーへの影響が大きいことを明らかにした。さらに、中性子起因ソフトエラーとの類似性や、デバイス構造、テクノロジーへの依存性、照射施設の違い[9]などについても報告する。2019 年度より科研費基盤(S)で実施している「ミューオン起因ソフトエラー評価基盤技術: 実測とシミュレーションに基づく将来予測 」の研究課題を紹介し、今後の研究の展開を議論する。

**2. 参考文献**

[1] M. Hashimoto, K. Kobayashi, J. Furuta, S. Abe, and Y. Watanabe, "Characterizing SRAM and FF Soft Error Rates with Measurement and Simulation," *Integration, the VLSI Journal*, vol. 69, pp. 161-179, Nov. 2019.

[2] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao, M. Hashimoto, K. Nakano, H. Sato, T. Kin, S. Abe, K. Hamada, M. Tampo, and Y. Miyake, "Negative and Positive Muon-Induced Single Event Upsets in 65-nm UTBB SOI SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 65, no. 8, pp. 1742-1749, August 2018.

[3] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, Y. Watanabe, K. Nakano, H. Sato, T. Kin, K. Hamada, M. Tampo, and Y. Miyake, "Measurement and Mechanism Investigation of Negative and Positive Muon-Induced Upsets in 65-nm Bulk SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 65, no. 8, pp. 1734-1741, August 2018.

[4] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao, M. Hashimoto, and S. Abe, "Estimation of Muon-Induced SEU Rates for 65-nm Bulk and UTBB-SOI SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 66, no. 7, pp. 1398 - 1403, July 2019.

[5] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, S. Abe, and Y. Watanabe, "Similarity Analysis on Neutron- and Negative Moun-Induced MCUs in 65-nm Bulk SRAM," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 66, no. 7, pp. 1390 - 1397, July 2019.

[6] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, Y. Watanabe, S. Abe, M. Tampo, S. Takeshita, and Y. Miyake, "Impact of the Angle of Incidence on Negative Muon-Induced SEU Cross Sections of 65-nm Bulk and FDSOI SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 67, no. 7, pp. 1566 - 1572, July 2020.

[7] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, Y. Watanabe, S. Abe, M. Tampo, S. Takeshita, and Y. Miyake, "Negative and Positive Muon-Induced SEU Cross Sections in 28-nm and 65-nm Planar Bulk CMOS SRAMs," in *Proceedings of International Reliability Physics Symposium (IRPS)*, 2019.

[8] T. Kato, M. Tampo, S. Takeshita, H. Tanaka, H. Matsuyama, M. Hashimoto, and Y. Miyake, "Muon-Induced Single-Event Upsets in 20-nm SRAMs: Comparative Characterization with Neutrons and Alpha Particles," *IEEE Transactions*

*on Nuclear Science*, vol. 68, no. 7, pp. 1436-1444, July 2021.
[9] T. Mahara, S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao, M. Hashimoto, T. Y. Saito, M. Niikura, K. Ninomiya, D. Tomono, and A. Sato, "Irradiation Test of 65 nm Bulk SRAMs with DC Muon Beam at RCNP MuSIC Facility," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 67, no. 7, pp.1555 - 1559, July 2020.

---

*Masanori Hashimoto[1]
[1]Kyoto Univ.

2022年秋の大会

放射線工学部会セッション

環境放射線と半導体デバイスのソフトエラー
Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

# 環境放射線起因ソフトエラーのシミュレーション

Simulation of soft errors due to environmental radiation

*安部 晋一郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

半導体デバイスに対する放射線影響として、1 つの放射線によってメモリ素子の保持するデータが反転する現象（シングルイベントアップセット,SEU）があり、これによって電子機器に一時的な誤動作（ソフトエラー）が生じる。地上環境におけるソフトエラーは中性子が主因であり、近年はミューオンの影響も懸念されている。中性子やミューオンは透過性が高く遮蔽が困難なため、電子機器の信頼性を保証するためにはソフトエラー発生率（SER）を事前に評価することが重要となる。

SER 評価方法としては実測的な方法とシミュレーションがある。放射線照射施設で中性子やミューオンを実際に照射して評価する方法（加速試験）は、実際の発生率を把握する上で非常に有用であるが、ビームタイムには限りがあるため多くの電子機器を評価することは困難である。一方、シミュレーションで SER を精度よく評価できれば、デバイス製造前の段階で評価を行い、その結果を早期にフィードバックすることでソフトエラー対策技術の研究開発を効率よく進めることに役立つ。

このような状況において、我々は企業や大学・研究機関と協力して、ソフトエラーシミュレーション技術の研究開発やソフトエラー発生の物理過程の詳細解析、SER 評価手法の構築などに取り組んでいる。

## 2. ソフトエラーシミュレーション技術の研究開発

ソフトエラーの原因となる SEU の発生過程は、核反応過程、電荷付与過程、電荷収集過程の 3 つに大別される。我々の研究では、核反応過程および電荷付与過程の解析には放射線挙動解析コード PHITS [1]を、電荷収集過程の解析には 3 次元 TCAD システム HyENEXSS [2-4]を利用しており、これまでの研究で PHITS と HyENEXSS を連成させたマルチスケールモンテカルロシミュレーション手法 PHYSERD [5]を構築した。図 1 に PHYSERD による解析結果の一例を示す。このような詳細な解析はソフトエラー発生メカニズムを理解する上で有用な知見が得られるが、1 つの核反応イベントの解析に数時間、場合によっては十数時間要することもある。SER 評価には多くの核反応イベントを解析する必要があるため、PHYSERD を SER 評価に適用することは計算コストの面で課題がある。

シミュレーションによる SER 評価では、計算コスト低減のために有感領域モデルを用いて収集電荷量を概算することが一般的である。有感領域モデルには、単一有感領域（SSV）モデルと多重有感領域（MSV）モデルの 2 種類がある。SSV モデルでは、半導体デバイス内に有感領域を 1 つ定義し、その有感領域に付与された電荷は全て収集されると仮定して収集電荷量を概算する。このときの有感領域の形状はトランジスタのアクティブ領域面積やファネリング長に基づいて定義される。ただ、近年の最先端デバイスに関しては SSV モデルでは計算精度に問題が生じることが多々ある。MSV モデルでは、半導体デバイス内に複数の有感領域を定義し、各領域における電荷収集効率（付与電荷量に対する収集電荷量の割合）を考慮して収集電荷量を概算する。PHYSERD の詳細解析結果を基準値として SSV モデルと MSV モデルの精度検証を行った結果、図 2 に示すように、MSV モデルによる核反応イベント 1 つ 1 つの収集電荷量の概算値は PHYSERD による結果と良い一致を示す[6,7]。なお、MSV モデルの有感領域の形状や電荷収集効率は、TCAD シミュレーションによる電荷収集過程の系統調査結果などに基づいて定義するため、SSV モデルと比較すると追加の計算コストを要するが、PHYSERD と比較すると SER 評価に要する計算コストは 10～20%程度まで低減される。

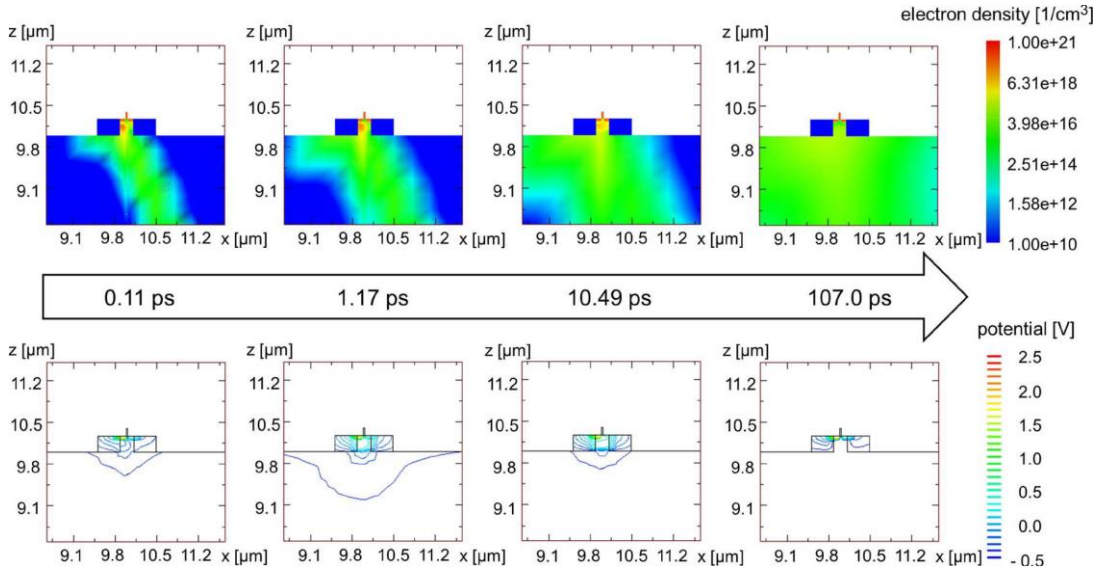



図 1. PHYSERD を用いた核反応イベントの過渡応答解析結果 [5]

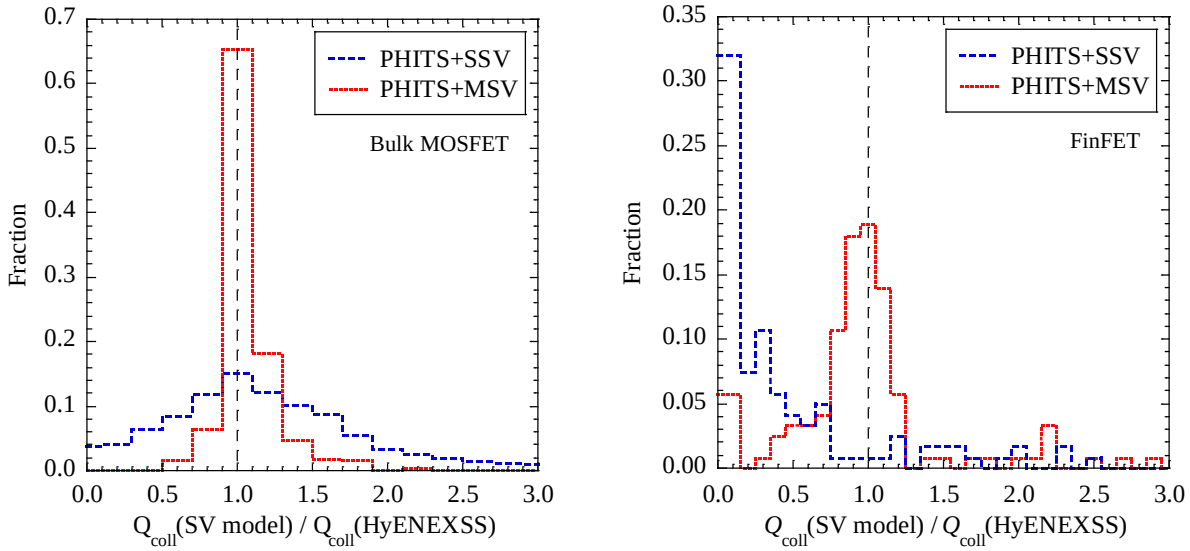



図 2. Bulk MOSFET（左）と FinFET（右）に関する収集電荷量の相対値の度数分布 [6,7]

### 3. ソフトエラー発生の物理過程の詳細解析

シミュレーションは、物理現象をモデル化してコンピュータ上で模擬計算を行うため、現実では観測が困難な情報を計算結果から抽出することが可能であり、測定結果の物理的解釈やソフトエラー対策法の研究開発において役に立つ。また実験前にシミュレーションを行うことで、有意な測定結果を得るために必要なビーム条件やマシンタイムなどを予測することも可能である。

一例として、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター（CYRIC）で実施した、準単色中性子照射 SEU 測定実験の結果とその解析結果[8]を示す。この研究では、中性子照射施設での加速試験において、中性子照射方向が測定結果にどのような影響を及ぼすかを明らかにすることを目的とした。試験ボードの樹脂製パッケージ側とプリント基板側からそれぞれ中性子を照射したところ、図 3 に示すように、樹脂製パッケージ側から照射すると SEU 発生率が 3 割から 5 割高くなることが分かった。この実験結果について PHIT+MSV モデルを用いて解析を行ったところ、図 4 に示すように樹脂製パッケージ側から照射した際に二次軽イオン起因 SEU 発生率が高くなることが明らかになった。特に水素イオンの寄与が照射方向によって大きく異なるが、これは樹脂に含まれる水素原子と入射中性子との弾性散乱によって二次陽子が前方に多く放

出されることが原因であることも詳細解析から判明した。この結果から、パッケージの材質を樹脂から水素原子を含まないセラミックに変更することで、SEU 発生数を低減できるという知見も得られた。

また別の例として、ミューオン起因ソフトエラーに関する研究成果[9]を示す。研究に着手した当時、ソフトエラーに対するミューオンの直接電離や負ミューオン捕獲反応の影響について、いくつかの先行研究が行われていたが、環境ミューオン起因ソフトエラーに関する知見は十分とは言えなかった。そこで、PHITS のミューオン仮想光子核反応モデルおよび負ミューオン捕獲反応モデルを新規開発し、PHITS＋MSV モデルを用いて環境ミューオン起因 SER の解析を行った。その結果、図 5 に示すように、建屋やサーバー筐体による遮蔽効果まで考慮すると、環境中性子起因 SER に対して環境ミューオン起因 SER は中性子起因 SER に対して 20%程度と、その影響は無視できないことが判明した。また環境ミューオン起因 SER の主因は負ミューオン捕獲反応で、仮想光子を介したミューオン核反応の影響は小さいことも明らかになった。このシミュレーション結果を受け、J-PARC の物質・生命科学実験施設においてミューオン照射ソフトエラー測定実験を行い、ミューオンが半導体デバイス内に停止するエネルギーで照射したときに、正ミューオンに比べて負ミューオンの方が SEU 発生率が高くなることを実験的に初めて明らかにした。

## 4. まとめ

本稿ではこれまでの研究成果を踏まえて、ソフトエラーシミュレーション手法および SER 評価におけるシミュレーションの有用性について記載した。本講演では、最新の研究成果についても紹介する。

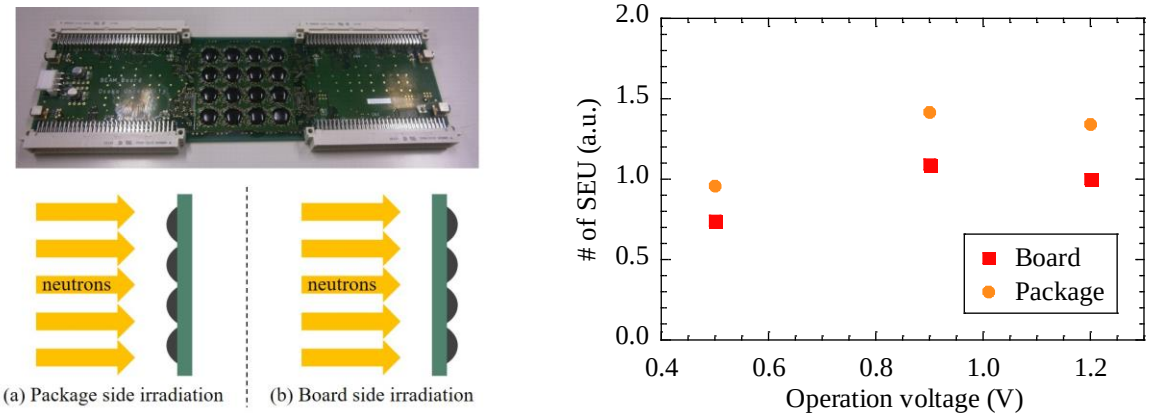



図 3. 試験ボードと照射方向の概念図（左）および 65MeV 準単色中性子照射 SEU 測定結果（右）[8]

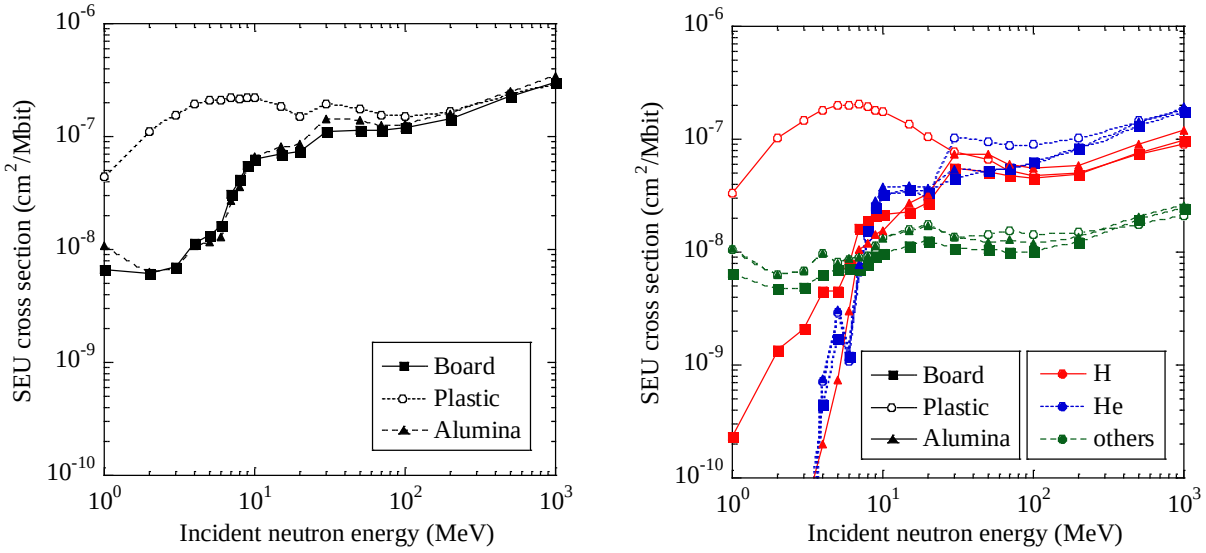



図 4. PHITS＋MSV モデルで算定した中性子起因 SEU 断面積（左）および二次イオン種の寄与（右）[8]

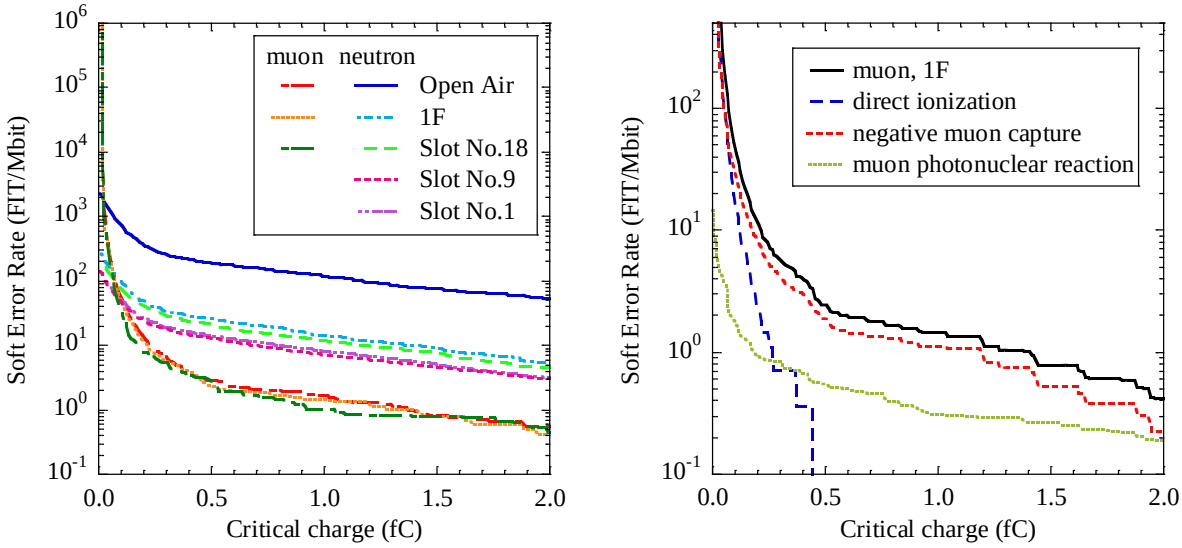



図 5. 屋外、建屋 1 階およびサーバー筐体内における環境中性子およびミューオン起因 SER（左）および環境ミューオン起因 SER における各物理過程の寄与（右）[9]

**謝辞**

本研究の一部は、笹川科学研究助成（2011 年度, 研究番号: 23-216）、日本学術振興会 特別研究員(DC2)奨励費（2012 年度～2013 年度, 課題番号: 24-7673）、日本学術振興会 科研費（2016 年度～2018 年度, 課題番号: JP16H03906）、科学技術振興機構 産学共創プラットフォーム共同研究推進プログラム（JST-OPERA）（2017 年度～2021 年度, 課題番号: JPMJOP1841）、日本学術振興会 科研費（2019 年度～, 課題番号: JP19H05664）の助成を受けるとともに、(株)半導体理工学研究センター（2008 年度～2010 年度）、富士通セミコンダクター(株)（2011 年度～2014 年度）、(株)ソシオネクスト（2015 年度～）から支援を受け、筑波大学、大阪大学、九州大学、京都工芸繊維大学、京都女子大学、東京大学、東北大学、京都大学、大阪工業大学、高度情報科学技術研究機構、宇宙航空研究開発機構、高エネルギー加速器研究機構、(株)日立製作所、HIREC(株)と協力して遂行したものです。この場を借りて感謝を述べさせていただきます。

**参考文献**

[1] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 55, pp. 684-690 (2018).

[2] N. Kotani, *Proc. of Int. Conf. Simulation of Semiconductor Processes and Devices (SISPAD), Leuven, Belgium, Sep. 2-4, 1998*, pp. 3-7 (1998).

[3] 和田哲典, 藤永正人, 大蔵康幸 et al., 第 53 回応用物理学会関係連合講演会 講演予稿集, 22p-ZA-2 (2006).

[4] 中村光利, 応用物理, vol. 77, pp. 818-822 (2008).

[5] S. Abe and Y. Watanabe, *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol. 61, pp. 3519-3526 (2014).

[6] S. Abe and T. Sato, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 53, pp. 451-458 (2016).

[7] 安部晋一郎, 佐藤達彦, 加藤貴志 et al., *第 78 回応用物理学会周期学術講演 講演予稿集*, 7a-PB3-8 (2017).

[8] S. Abe W. Liao, S. Manabe et al., *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol. 66, pp. 1374-1380 (2019).

[9] S. Abe and T. Sato, *IEEE Conf. Pub.*, PE.6.1 (2017).

[10] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao et al., IEEE Trans. Nucl. Sci., vol. 65, pp. 1742-1749 (2018).

*Shin-ichiro Abe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

# [2N_PL] Restoration, Reconstruction and Development after Disaster

Accelerator and Quantum Beam Facilities

Chair: Kai Masuda (QST)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM  Room N (E2 Bildg.1F No.102)

## [2N_PL01] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - Tandem Accelerator Facility at the University of Tsukuba -

*Kimikazu Sasa[1] (1. Univ. of Tsukuba)

## [2N_PL02] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - AIST Electron LINAC Facility -

*Ryoichi Suzuki[1] (1. AIST)

## [2N_PL03] Restoration, Reconstruction and Development after 2018 Hokkaido Eastern Iburi Earthquake - Quantum Beam HVEM Facility at Hokkaido University -

*Tamaki Shibayama[1] (1. Hokkaido Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

加速器・ビーム部会セッション

災害からの復旧、復興、その後の発展　～加速器・量子ビーム施設～
Restoration, Reconstruction and Development after Disaster
- Accelerator and Quantum Beam Facilities –

# (1) 筑波大学タンデム加速器施設の東日本大震災からの復旧・復興とその後の発展

(1) Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake
- Tandem Accelerator Facility at the University of Tsukuba -

*笹 公和[1]
[1]筑波大学

## 1. はじめに

筑波大学タンデム加速器施設では、1975 年に 12UD ペレトロンタンデム加速器(最大端子電圧 12 MV)を導入して、加速器の維持管理と共同研究の利用支援をおこなってきた。しかし、2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により、縦型の加速器本体やイオン源装置等の多くの実験設備が損壊した[1]。加速器損壊についての被害状況の確認と加速器の復興計画を同時に取りまとめて、同年 8 月には加速器の更新が承認されている。新たに導入された 6 MV タンデム加速器は、国内では約 20 年ぶりの建設となる大型静電加速器であった。2016 年 1 月に放射線発生装置としての施設検査に合格し、同年 3 月より本格的な運用を開始している。加速器システムとして、5 台の負イオン源と 12 本のビームラインを有しており、地震による被害を免れた 1MV タンデトロン加速器と併せて国内有数のイオンビーム実験施設となっている。筑波大学タンデム加速器施設の東日本大震災からの復旧・復興とその後の発展について報告する。

## 2. 加速器施設の被災について

### 2-1. 東日本大震災時の状況

タンデム加速器施設の建屋高さは 42.1 m、1 階の施設全幅は 46.5 m である。12UD ペレトロンタンデム加速器は、縦型で設置されており、9 階がイオン源室で、Cs スパッタ負イオン源、AMS 用マルチカソード型 Cs スパッタ負イオン源、ラムシフト型偏極イオン源(PIS)の 3 台のイオン源があった。加速タンクは直径 4.9 m、高さ 17.9 m、総重量が 120 トンあり、加速器棟 3 階から 7 階までの間に床を突き抜けて設置されていた。東日本大震災の発生当時は、$^{41}$Ca の AMS 試験測定を実施しており、ターミナル電圧 8 MV で加速器を運転中であった。茨城県つくば市では、最大で震度 6 弱の大きな揺れが発生した。地震発生の際に加速器棟 4、5、7 階の遮へい扉が動いて、加速器が緊急停止するのを監視システムで確認している。地震による揺れの途中で、施設は停電となり、その後の状況把握には 1 週間程度の日数が掛かることになった。照明を無くした制御室では、パソコンや棚などの倒壊や天井の送風口の落下などがあった。停電・断水の影響と加速タンクに封入している絶縁ガスの流出による危険性もあるため、施設への立ち入りは 1 週間ほど後になった。

### 2-2. 加速器施設の被害状況

加速器本体の被害状況の確認は、2011 年 3 月末に実施された。加速タンクの内部には、直径 1.8 m、全長 17.5 m、重量は約 10 トンの加速管コラムがあったが、全て倒壊して加速タンク底部に横たわっていた。

加速器本体の総重量は約 120 トンであり、4 階に設置された 3 台の加速器支持用ジャッキが加速器より外れ掛かり、加速器本体が建物下部へ落下する危険性が生じていた。また、加速器本体の前後の真空ライン系もほぼ全てが損壊していた。その他、9 階に設置してあった 3 台のイオン源装置が全損となった。

### 2-3. 加速器の更新計画

12UD ペレトロンタンデム加速器は損傷が大きく、復旧の目処が立たなかった。しかし、被災した加速器については、震災後に早急に復興計画を立案する必要があった。第 1 次災害復旧費要求書の提出は、2011 年 3 月末であったが、その時点で加速器本体の損傷の度合いは判明しておらず、損壊したイオン源及び実験装置類の復旧費のみを申請した。震災による被害報告と施設の復旧活動を同時に進めていたが、夏前には 12UD

ペレトロンタンデム加速器を修復するか、またはシャットダウンして加速器の更新を申請するかの判断が必要となった。12UD ペレトロンタンデム加速器は、建設時に建屋と同時に組み立てを行っており、加速器修復には建屋構造上の問題が発生した。また同じ縦型のタンデム加速器の復旧には、地震対策上の問題があった。最終的には、2011 年 8 月に加速器の更新を申請して、補正予算で承認された。更新する加速器は、耐震性を考慮して横置きで施設 1 階に設置できる最大のものとして、加速電圧 6 MV のタンデム加速器を選択した。

**2-4. 12UD ペレトロンタンデム加速器の廃止措置**

施設の改修工事と併行して、12UD ペレトロンタンデム加速器の廃止措置を実施した。平成 24 年施行の放射線障害防止法の改正後において、研究用加速器では最初の廃止事例となった。加速器を廃止するにあたり、生成された放射化物の対応は必須となる。計算と実測から放射化の範囲を特定し適切な措置を講じることになった。加速器における放射化範囲の評価については、前例が無かったために対応に手間取った。廃止措置の遅れから、更新された加速器は予定より 2 年ほど遅れて 2016 年から運用が開始されることになった。

**3. タンデム加速器施設の復興とその後の発展**

**3-1. 6 MV タンデム加速器の導入**

2011 年 8 月に導入が決定された 6 MV タンデム加速器は、最新のペレトロン型タンデムであり、コンピュータ制御による自動運転が可能となっている。高安定電圧(電圧安定精度 ~$10^{-4}$)により、陽子は 3 μA、重イオンでは 50 μA までの直流ビームが提供可能となっている[2]。廃止した 12UD ペレトロンタンデム加速器の実験設備の一部も再利用しており、実験装置類は全て施設 1 階に集約を図った。図 1 に復興した筑波大学タンデム加速器施設を示す。2014 年に加速器本体が導入されて、ビームラインの建設や加速器調整などがおこなわれ、2016 年 1 月に放射線発生装置としての施設検査に合格して同年 3 月より本格的な運用を開始している。

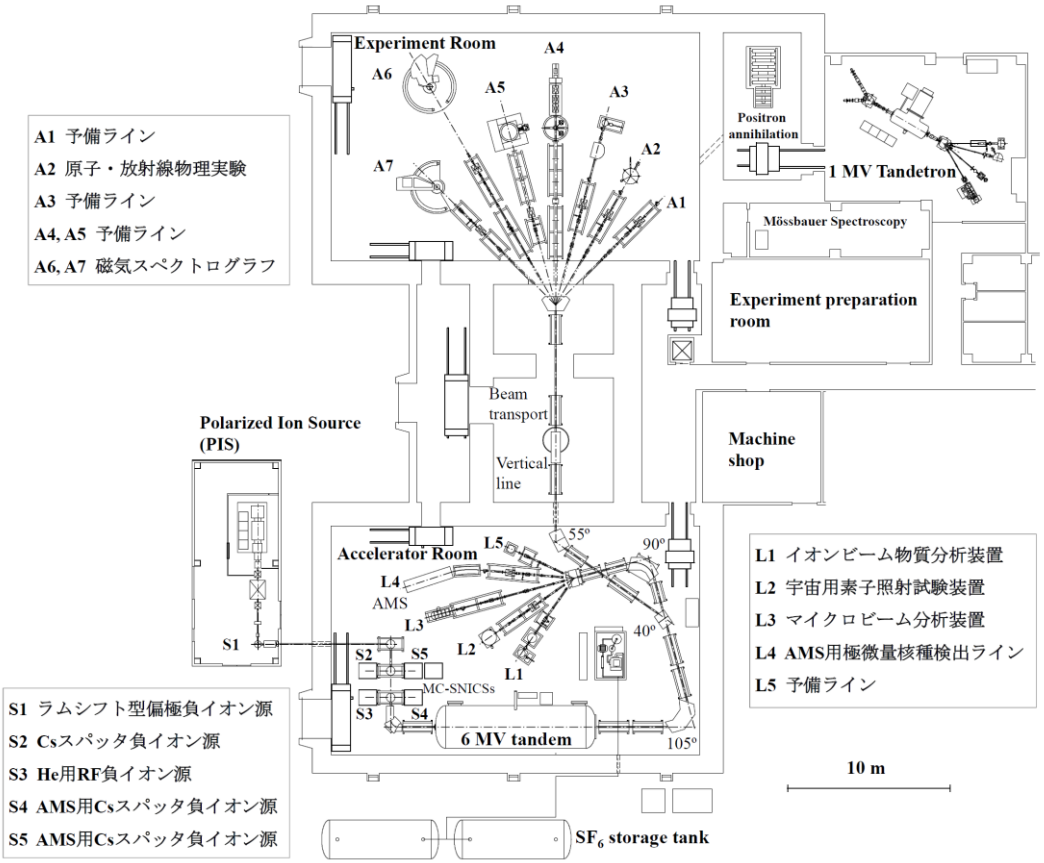



図 1　筑波大学タンデム加速器施設の復興後の加速器配置図

**3-2. 6 MV タンデム加速器の研究展開**

加速器本体は東日本大震災の復興経費で対応したが、ビーム実験装置の開発についてはプロジェクト経費を獲得して進めた。原子核実験の用途についてはエネルギー範囲が限られるが、低エネルギー天体核反応実験や偏極陽子・重陽子による核反応実験に利用されている。加速器質量分析(AMS)装置は、国内最大の最新鋭

AMS システムとして、極微量核種の高感度分析が可能となっている。また、ゴニオメーターを備えたイオンビーム分析システムやマイクロビーム装置、放射線耐性試験装置などが新たに設置された。

**3-2-1. イオンビーム物質分析装置**

L1 コースにイオンビーム物質分析用装置を設置している。5 軸ゴニオメーターを持つ試料台があり、ラザフォード後方散乱(RBS)分析や重イオン反跳原子検出法(ERDA)による水素・軽元素分析とチャネリング測定が可能なシステムとなっている。半導体素子や新機能素材の構造解析及び微量元素分析が実施されている。

**3-2-2. 宇宙用素子照射試験装置**

宇宙放射線環境におけるデバイスのシングルイベント発生頻度は、LET の低い数 10 MeV/(mg/cm$^2$)以下の領域に閾値があり、タンデム加速器による加速粒子エネルギー範囲と一致する。最近、宇宙用機器や原子力施設及び廃炉作業等で使用する機器に搭載する半導体素子について、より安価な民生用部品の使用が望まれている。文科省「先端研究基盤共用・プラットフォーム形成事業」での高度化設備として開発をおこなった宇宙用素子照射試験装置は、L2 コースに設置されており、ビーム拡散用の散乱体を導入可能な微弱ビーム形成部と直径 1 m の真空槽からなる照射試験部、集中制御・計測部と真空排気系システム部から形成されている。照射試験部には、遠隔操作により 4 軸が駆動する A5 版サイズ(148 mm × 210 mm) の試料ホルダーが設置されている。半導体素子へのイオン照射では、照射粒子を均一に分散させる必要がある。また、照射量としては微弱な $10^2$~$10^4$ ions/cm$^2$/s 程度であり、大面積の均一照射野を形成するイオン照射技術の開発をおこなった。拡散均一ビームの形状として、ほぼ正方形(57 mm × 57 mm)の照射野を得ており、現在のところ照射均一度は 90%以上となっている。

**3-2-3. 構造材料用マイクロビーム分析装置**

戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)「革新的構造材料」における先端計測装置として、構造材料用マイクロビーム分析装置を L3 コースに整備した。MeV 級イオンのマイクロビーム形成を図り、高エネルギーHe ビームを用いた透過 ERDA による水素分析の他に、超伝導トンネル接合型(STJ)検出器を用いた軽元素と微量添加元素の分析法の開発を進めている。

**3-2-4. 加速器質量分析(AMS)装置**

国内で最大となる AMS 装置であり、L4 コースに設置した極微量核種検出ラインには，22.5° 球面電極型静電分析器が設置されており、末端の 5 枚電極型ΔE-E ガス検出器により多核種 AMS 測定に対応可能となっている。測定可能な極微量核種は、$^{14}$C ($T_{1/2}$ = 5,730 yr)の他に、長半減期核種である $^{10}$Be (1.36 × $10^6$ yr)、$^{26}$Al (7.17 × $10^5$ yr)、$^{36}$Cl (3.01 × $10^5$ yr)、$^{41}$Ca (1.03 × $10^5$ yr)、$^{129}$I (1.57 × $10^7$ yr)などであり、同位体比 $10^{-10}$ から $10^{-15}$ での検出が可能である[3]。特に、$^{41}$Ca については、国内で初めて高感度検出を実現した核種である。長半減期の極微量核種の検出技術は、地球環境研究における同位体トレーサー研究に利用されている。

**4. まとめ**

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により、筑波大学の 12UD ペレトロンタンデム加速器は損壊したが、多くの関係者の協力により施設を改修して新たな加速器を導入することができた。加速器の損壊からの復旧・復興には約 5 年の歳月を費やしたことになる。6 MV タンデム加速器は、2016 年 3 月から正式運用を開始している。加速電圧は 1.0 から 6.0 MV の範囲で 1 kV 単位で電圧可変であり、多種のイオンを精密なエネルギーで提供可能なシステムとなっている。現在、複合的なイオンビーム利用研究の展開を目指して、新規のビーム実験装置の開発・整備を進展させている。加速器の安定的な運用を図りながら、施設共用により学外機関及び産業界とも共同利用研究を積極的に推進していく予定である。

**参考文献**

[1] 笹 公和,「加速器」, Vol.9(1), 14-21, 2012.
[2] K. Sasa et al., *Nucl. Instrum. Methods. Phys. Res. B* 361, 124-128, 2015.
[3] K. Sasa et al., *Nucl. Instrum. Methods. Phys. Res. B* 437, 98-102, 2018

*Kimikazu Sasa[1]
[1] Univ. Tsukuba

2022年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

災害からの復旧、復興、その後の発展　～加速器・量子ビーム施設～
Restoration, Reconstruction and Development after Disaster
- Accelerator and Quantum Beam Facilities -

# (2) 産総研電子加速器施設の東日本大震災からの復旧とその後の展開

(2) Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake
- AIST Electron LINAC Facility -

*鈴木 良一[1]
[1]産業技術総合研究所

## 1. はじめに

産総研電子加速器施設では、震災前は、低速陽電子発生や電子蓄積リングへの電子入射用 400 MeV 電子リニアック TELL、放射光やレーザー逆コンプトン散乱等の実験のための 800 MeV 電子蓄積リング TERAS、自由電子レーザー実験用電子蓄積リング NIJI-IV、テラヘルツや準単色 X 線発生用 S バンド小型リニアック、医療用 LINAC、超伝導電子加速器、超小型電子加速器など、小型及び中型の電子加速器開発及びその利用研究を行ってきた。本発表では、この産総研電子加速器施設の東日本大震災による被害やその対応状況と、その後の新たな研究の展開について報告する。

## 2. 産総研電子加速器施設の東日本大震災の被害と対応 [1]

### 2-1. 電子加速器施設の被害と対応

東日本大震災では、電子加速器施設の直接的な被害としては電子蓄積リング TERAS や NIJI-V に電子ビームを輸送している TELL ビームラインの真空ベローズからの大気リークや、超伝導加速器の RF カプラー部セラミック破損など真空系の被害が大きかったが、技術的には復旧はそれほど難しくはなかった。しかし、人的リソース、研究予算、研究展開等を検討して、電子蓄積リング TERAS と NIJI-IV はシャットダウンし、小型電子加速器開発およびそれらの利用研究に力をいれることになった。

### 2-2. 福島原発事故対応

産総研電子加速器施設では、放射線に関係する様々な研究が行なわれてきたことから、東日本大震災による福島原発事故対策として、産総研つくば事業所の放射線のモニタリング状況を Web で公開するシステムを事故後すぐに構築して情報発信を行うとともに、研究所の一般公開での展示、福島県への専門家派遣などを実施した。また、生活の中で使用できる放射線線量計開発の産総研の所内プロジェクトを立ち上げて、長期間電池交換無しに放射線（ガンマ線）の線量を記録できる線量計を開発した[2]。これは、つくば市民の協力による実証試験を経て技術移転/製品化し、福島県の自治体等に導入された。また、この線量計は、宇宙飛行士用の線量計などの応用も期待され、現在 JAXA 等と共同研究を行なっている。

## 3. 産総研電子加速器施設の東日本大震災後の新たな展開

以下に震災後の産総研電子加速器施設の震災前からの変化と研究展開について説明する。

### 3-1. 電子線形加速器（TELL）のエネルギー縮小化と低速陽電子源への利用

前述のとおり、電子蓄積リング TERAS と NIJI-IV は震災後シャットダウンすることになったが、TELL は材料評価等に利用する低速陽電子ビームの発生には適していることから、TELL は主に低速陽電子発生用加速器として利用されることになった。低速陽電子発生には、電子エネルギーは 50 MeV 以下で可能であることから、従来 20 本あった加速管のうちの４本を使用し、設置場所を陽電子発生部の近くに移設して稼働させている。また、震災前は、電子加速器施設の省エネ化に取り組んできており、空調や冷却水系の省エネ化は実現した[3] が、電子リニアックの電源系に出力 1 MW のモーター・ジェネレータ（MG）を用いていて、

長時間駆動する場合の電力が問題になっていた。この加速器の電源系に対して PFN 充電電源を更新することにより MG を廃止し、低電力で加速器の稼働を可能にした。これにより、長時間の稼働でも電力消費の心配をせずに低速陽電子ビームの発生が可能になり、文科省ナノテクノロジープラットフォーム事業などで先端材料の分析・評価に利用されてきている。

**3-2. 中性子解析用電子加速器（AISTANS）**

シャットダウンした NIJI-IV の跡地を利用して、NEDO 革新的新構造材料等研究開発事業により、電子加速器を用いた構造材料の中性子解析技術を開発することになり、新たな電子加速器と中性子解析装置を建設した。この電子加速器は、加速管や真空部材など TELL のエネルギー縮小化によって余った部材を再利用して、コスト及び開発期間の短縮をはかった。

2020 年にこの電子加速器及び中性子解析施設が完成[4] し、ブラッグエッジイメージングなど、中性子ラジオグラフィだけでは観測できない結晶情報のイメージング等が可能になった。現在、新たな中性子ビームラインの増設やビーム出力増強など、さらなる性能向上に取り組んでいる。

**3-3. 医療用電子 LINAC**

医療分野では医療用 LINAC の高エネルギー光子線および電子線の水吸収線量の標準が必要とされている。そこで産総研では 2010 年に医療用 LINAC を導入し、震災で一度壊れたが、その後復旧させて線量標準の開発・供給を行なってきている。近年このニーズがさらに高まってきたことから、TERAS 跡地に新たな医療用 LINAC を設置して、高エネルギー光子線および電子線水吸収線量標準の供給などに使用する予定である。

**3-4. 非破壊検査用小型電子加速器/X 線源開発**

インフラ構造物の検査では、構造物内部の非破壊検査が望まれていることから、JST/NEDO のインフラ維持管理プロジェクトにおいて、小型電子加速器の技術を応用して、C-band テーブルトップ電子加速器やカーボンナノ構造体電子源を用いたロボットに搭載可能な超小型 X 線源、高感度大面積検出器などの開発に成功した。現在、これらの研究成果の社会実装を目指して産総研サステナブルインフラ研究ラボにて研究・開発を行なっている。

**3-5. スーパーカミオカンデ検出器エネルギー較正用加速器**

スーパーカミオカンデでは、超新星背景ニュートリノの観測を目指した研究が行なわれており。そのためには 20 MeV 以上までのエネルギー領域について検出器のエネルギー較正を行なう必要があるが、現在の加速器では対応できず、設置スペースも限られている。そこで、産総研の小型電子加速器の開発経験を生かして、限られたスペースに設置可能な検出器エネルギー較正用電子加速器の開発を行なっている。

## 4. おわりに

以上のように、産総研電子加速器施設では、震災によって電子蓄積リングなど研究継続が困難になったものもあるが、小型電子加速器技術をベースに新たな研究展開がなされており、今後の発展が期待される。

## 参考文献

[1] 鈴木 良一：”産総研電子加速器施設の震災後の状況”, 加速器, 9 (2012) 10.
[2] https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2012/pr20120213/pr20120213.html
[3] 鈴木 良一他：”産総研電子加速器施設の現状と将来計画”, Proc. Particle Accelerator Soc. Meeting (2009) 54.
[4] https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2020/pr20200122/pr20200122.html

*Ryoichi Suzuki[1]
[1]AIST.

2022年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

# 災害からの復旧、復興、その後の発展　～加速器・量子ビーム施設～

Restoration, Reconstruction and Development after Disaster
- Accelerator and Quantum Beam Facilities -

# (3) 北大複合量子ビーム超高圧顕微解析装置群の胆振東部震災からの復旧と今後の発展

(3) Restoration, Reconstruction and Development after 2018 Hokkaido Eastern Iburi Earthquake
- Quantum Beam HVEM Facility at Hokkaido University -

*柴山 環樹[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院

## 1. はじめに

放射線照射環境下における材料特性の変化について、材料試験炉での中性子照射や実機のサーベイランス試験片を利用する他、加速器を利用したイオン照射や高エネルギー電子照射によるシミュレーション照射を利用して研究を行っている。その中でも 1MV を超える加速電圧を有する超高圧電子顕微鏡は、照射欠陥の形成や離合集散の様子をその場観察できる特徴がある。液体窒素近傍の低温から約 1000℃までその場観察が可能で、近年は、ピエゾ素子や MEMS を利用した特殊な試料ホルダーも開発されている。北海道大学では、2 台のイオン加速器を超高圧電子顕微鏡に連結し、その後 3 種類のレーザーを連結して光励起や急速加熱冷却サイクルが可能となるアップグレードを行い、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡として運用している。現在、文科省 ARIM 事業を通じて国内外の研究者に開放している。超高圧電子顕微鏡のコックロフト高電圧発生装置やイオン加速器など、その多くが国内の機器メーカー製であることから、予めある程度の対策は行っていたが、2011 年の東日本大震災と 2018 年の北海道胆振東部震災にて想定を超える地震により被災した。本講演では、震災によるダメージからの復旧と今後の発展について述べる。

## 2. 2011 年の東日本大震災

長時間の低周波振動で、イオン加速器のビームラインにはダメージを受けたがコックロフト高電圧発生装置や加速管にはダメージを受けなかった。電子顕微鏡は、目視できるダメージがほとんど無く復旧が早かった。一方、イオン加速器は自分たちでできる整備の限界と産業利用のイオン加速器の復旧とが重なり最終的に元通りに戻すためにかなりの期間を必要とした。

## 3. 2018 年の北海道胆振東部地震

前回の被災で自分たちでもある程度イオン加速器を整備出来るように準備をしていたので、復旧に要する期間も費用も抑えることが出来た。超高圧電子顕微鏡は、これまでの地震による被災経験から SF6 を充填した高圧タンク内のコックロフト高電圧発生装置を支えるアクリル樹脂性の台座などについて対策を施していた。しかしながら、北大の装置は 2005 年の震災による台座の設計変更について未対策だったため、台座の破壊など複数のダメージがあったが、それらにより倒壊に至らなかった。超高圧電子顕微鏡の除振台は躯体内部の構造物の損傷について、超音波探傷試験が出来ず、剥離したコンクリートの修繕や除振台の水平を調べる高さセンサーなどの交換を行い、実際に運転して電子顕微鏡画像から復旧を判断した。

## 4. まとめ

幸いにも、政府の震災復旧の予算を受けることが出来て、事前にダメージが判明し見積可能な部分の復旧は問題なかった。一方、内部をばらして検査しないと修理の見積が出来ない部分については、分解して調査するための費用や期間が無く事前に提出出来なかったことから、今後も避け通ることが出来ない自然災害時の大型実験装置の復旧には、弾力的な運用の適用など検討が必要と考えられる。

---

*Tamaki Shibayama[1]

[1]Hokkaido Univ.

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Investigation Committee on Nuclear Data

# [3N_PL] Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

Chair: Tokio Fukahori (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

## [3N_PL01] Summary of JENDL-5 activation cross section data

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

## [3N_PL02] Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

## [3N_PL03] Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

## [3N_PL04] Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

*Mami Kochiyama[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

# 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

## （1）JENDL-5 放射化断面積データの概要

(1) Summary of JENDL-5 activation cross section data

*岩本 信之[1]
[1]JAEA

### 1. 背景

評価済核データライブラリである JENDL の特殊目的ファイルには、原子炉での中性子照射による放射化量推定用に放射化断面積ファイル 96（JENDL/A-96）[1]と原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル 2017（JENDL/AD-2017）[2,3]があり、それぞれ 1996 年 3 月と 2018 年 3 月に公開された。

特に、JENDL/AD-2017 では、原子炉施設の廃止措置における放射性核種の生成量評価で必要となる 30 日以上及び超長半減期の放射性核種を生成する親核種（311 核種）が選定され、それらの放射化断面積が整備された。また、ORIGEN-S 用 199 群放射化断面積ライブラリ（MAXS/AD-2017）も 2021 年 5 月に公開され、利用可能となっている[4]。

JENDL/AD-2017 の利用に当たり原子炉構造材を構成する主要な元素に加えて、構造材に含まれる微量元素の放射化量評価も必要となっていた。そのため、微量元素の放射化量評価を網羅するには、少なくとも JEFF-3.1/A 程度の核種数（774 核種）の収録が必要であるとの指摘があった[5]。また、短寿命核種であっても、詳細な放射化量を把握するという観点から、放射性核種を生成し得る断面積の整備が要求されていた。

### 2. 核データライブラリ

#### 2-1. JENDL-5

汎用評価済核データライブラリである JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された[6]。中性子サブライブラリ（オリジナル）には、H（原子番号 Z=1）から Fm（Z=100）までの 795 核種に対する中性子入射反応データが収録されており、最大入射エネルギーは 20MeV もしくは 200MeV となっている。中性子サブライブラリには派生データとして、(1) ポイントワイズデータ（0K）、(2) ポイントワイズデータ（300K）、(3) u20 データ（最大入射エネルギーが 20MeV のデータ）、(4) 放射化断面積データ（JENDL-5/A）の 4 つがある。JENDL-5/A では、JENDL-5 から放射化量の推定に必要なデータのみが抽出され収録してある。また、JENDL-5/A とセットでの利用が想定されるのが崩壊データサブライブラリである。このサブライブラリには、中性子及び H から Og（Z=118）までの 4071 核種に対する崩壊データが収録されている。

#### 2-2. JENDL-5/A

JENDL-5/A には $^{4}$He を除く 794 核種に対して 12,770 反応が収録され、最大エネルギーは 20MeV、温度は 293.6K のポイントワイズ断面積データが与えられている。前版の JENDL/A-96（233 核種、1,827 反応）や JENDL/AD-2017（311 核種、4,549 反応）と比較すると、JENDL-5/A の収録データ量は前版より圧倒的に増え、多くの利用要求を包含するようになっている。なお、これらのデータ量は JEFF-3.1/A の 774 核種、12,617 反応に匹敵している。また、核データは反応チャンネルごとに収録されている。

ファイルの構成として、オリジナルとの違いは以下の通りである。MF2（共鳴パラメータ収録）の共鳴データはポイントワイズ断面積で表現し、MF3（断面積収録）と MF10（アイソマー生成断面積収録）へ収録した。これに伴って、MF2 から共鳴パラメータを削除し、散乱半径のみの情報となっている。MF3 では、放射化量推定に不要な全断面積や弾性散乱断面積、部分断面積を削除してある。MF9（アイソマー生成断面積比）のデータは MF3 のポイントワイズ断面積を基に断面積データに変換し、MF10 に移行してある。なお、MF4-

6（角度分布やエネルギースペクトル収録）、MF9、MF12-15（ガンマ線データ収録）は削除されている。MF32-35（共分散データ収録）にある共分散データも放射化量推定への利用には不十分なため、JENDL-5/A では削除した。収録されているデータをまとめると MF1,2,3,8,10 となるが、MF3,8,10 にのみ実用となるデータが収録されている。

**2-3. MF3（断面積収録）と MF10（アイソマー生成断面積収録）との関係**

MF10 にはアイソマー生成断面積が収録されているが、MF10 がある場合には対応する MF3 の断面積を削除してある。これは MF3 にある全体の反応断面積が MF10 にある個々のアイソマー生成断面積から再現可能であることと、MF3 と MF10 の断面積の間で不整合が生じないように配慮したためである。例外として非弾性散乱がある。放射化断面積では、基底状態が標的であった場合にはアイソマー状態の生成断面積が MF10 に収録されるが、アイソマー状態が標的の場合には基底状態の生成断面積が MF10 に収録されている。MF10 には基底状態かアイソマー状態のどちらかの断面積しかないため、MF3 に全体の非弾性散乱断面積を収録した。

**2-4. 崩壊データとの関係**

崩壊データを収録する MF8 には、基底状態と MF9 や MF10 があればアイソマー状態の励起エネルギー、アイソマー番号、断面積データが収録されている MF 番号が記載されている。JENDL/AD-2017 のアイソマー番号は、アイソマーとなっている励起レベルに対して基底状態からの番号が記載されていた。この方法では、利用している励起レベル情報が異なるとレベル番号が変わるため利便性が低下する。この点を考慮して、JENDL-5 ではアイソマーとして現れた順番をそのまま入れることにした。崩壊データサブライブラリでも同様のルールに則って作成したので、JENDL-5/A との核種と状態の対応付けが容易になっている。

## 3. まとめ

汎用評価済核データライブラリ JENDL-5 では特殊目的ファイルの放射化断面積ファイルを統合することを目的の一つとして開発され、中性子サブライブラリの派生ファイルとして放射化断面積データ（JENDL-5/A）を提供した。JENDL-5/A の収録核種数、反応数を増やすことで実用上十分な範囲を網羅している。崩壊データサブライブラリとの整合性を高めることで、利用者の利便性を高めた。

[1] Y. Nakajima et al., JAERI-M 91-032, p.43 (1991)
[2] K. Shibata et at., JAEA-Conf 2016-004, p.47 (2016)
[3] N. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. to be submitted (2022)
[4] C. Konno, JAEA-Conf 2020-001, p.193 (2020)
[5] K. Okumura et al., JAEA-Conf 2015-003, p.43 (2016)
[6] O. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. submitted (2022)

*Nobuyuki Iwamoto[1]
[1]JAEA

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

# 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

## （2）近年の評価済み核データライブラリを用いた放射化計算における留意点

(2) Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

*奥村　啓介[1]
[1]日本原子力研究開発機構（JAEA）

### 1. はじめに

本件では、主に原子力施設の廃止措置に向けた放射化計算において、量的にも質的にも詳細化が進んでいる近年の評価済み核データを用いた放射化計算を行う場合の課題について紹介する。

### 2. 計算コードとデータ

原子力施設の廃止措置に関連した放射能濃度の計算は、一般に中性子輸送計算と放射化計算（核種崩壊生成計算）とで構成される。以下では、中性子輸送計算について簡単に触れ、主に放射化計算の部分について近年の評価済み核データの利用を踏まえた留意点を紹介する。

2-1 中性子輸送計算

中性子輸送計算には、MATXS 形式の炉定数ライブラリを用いる 2 次元または 3 次元の DORT や TORT などの $S_N$ 輸送計算コード[1]が利用されることが多い。これらの計算では、体系の特徴に応じて、中性子の深層透過、ストリーミング、コンクリート中の水分による漏洩中性子の熱化などに配慮して、多群断面積の群構造やその他の離散化条件などの最適化が求められる。遮蔽計算によく利用されてきた MATXSLIB-J33（熱中性子 1 群）[2]は、コンクリート材を含む体系の計算には向かないため、日本において JENDL-4.0 以降に作成されている MATXS 形式の中性子断面積ライブラリは、VITAMIN-B の群構造(高速 163 群+熱 36 群)[3]を採用している。一方で、詳細な 3 次元モデルの採用や熱エネルギー領域の多群化は従来の遮蔽計算などに比べて多くの計算時間を要するため、より高速で収束性の良い $S_N$ 計算が望まれている。近年では、これらの近似を考慮する必要なく、複雑幾何形状のモデル化も比較的容易な連続エネルギーモンテカルロ法（MCNP、PHITS）による計算も採用されている。原子炉施設のような大きなプラントの解析では、中性子束が 10 桁程度の範囲で大きく変わることもあるため、効率的な分散低減法とのセットで利用される。中性子輸送計算に係る核データはこれまでも概ね完備していることから、エンドユーザーの期待は主に大きなプラント体系に対する計算の高速化にあると思われる。

2-2 放射化計算

放射化計算は核燃料物質を対象とする場合には「燃焼計算」と呼ばれることが多いが、基礎方程式は燃焼計算も放射化計算も全く同じである。燃焼方程式に現れる核種に依存するパラメータには、核反応断面積、核異性体比、半減期、崩壊分岐比、核分裂収率が主なものであり、これらは、評価済み核データライブラリを基に加工され、放射化計算コードのデータライブラリとしてコードシステムに組み込まれる。構造材の放射化計算においても、ウランやトリウムなどを微量不純物として扱うことがあるため、核分裂断面積や核分裂収率などのデータも放射化計算には必要である。

放射化計算には、日本では ORIGEN2[4]や SCALE システムに組み込まれている ORIGEN-S[5]コードが現在も広く利用されている。両者の違いは、ORIGEN2 が代表的な炉型に依存した 1 群断面積をデータライブラリに組み込んでいるのに対し、ORIGEN-S では、中性子輸送計算で得られる中性子スペクトルの情報（スペクトルインデックス）とエネルギー3 群のデータライブラリを使って、任意の中性子スペクトルを近似的に考慮できる点である。原子力施設の放射化計算では、場所によって中性子スペクトルが大きく変わるため、ORIGEN-S が主に使用されている。

### 3. 近年の評価済み核データを用いる放射化計算の課題

放射化計算は、原子炉設計などに利用される燃焼計算に比べて格段に多くの核種や核反応に対するデータが必要とされる。このため、JENDL-4.0（304 核種）などで不足する核データを JEFF の放射化断面積データで補完することを行ってきた[6]。2021 年 12 月に公開された JENDL-5[7]の放射化断面積データは 794 核種に対して用意され、今後は他の評価済み核データで補完する必要性は無くなっている。また、図 1 に示すように、JENDL-5 では従来の崩壊データの見直しも行われ、JENDL 崩壊データファイル 2015（JENDL-DDF2015）[8]に比べ、JENDL-5 の崩壊サブライブラリの収納核種は 4071 核種に拡充され、崩壊チェーンの内容もより正確なものとなっている。例えば、JENDL-DDF2015 では $^{239}$Pu の α 崩壊により直接 $^{235}$U が生成されるものとなっていたが、JENDL-5 では、$^{239}$Pu の α 崩壊の約 80%が、$^{235m}$U（半減期約 25min.）を経て核異性体転移により $^{235}$U が生成される記述に変更された。これは最新の ENDF/B や JEFF の崩壊データサブライブラリも同様な扱いになっている（ただし $^{239}$Pu の α 崩壊分岐比は異なる）。

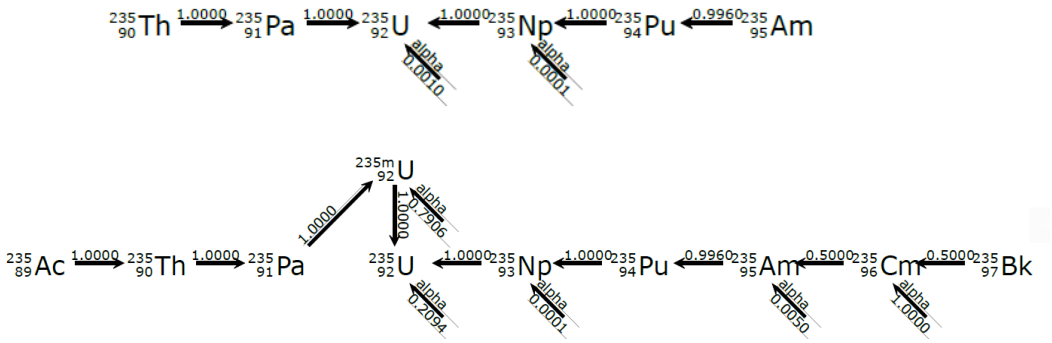



図 1 崩壊チェーンの違い（上：JENDL-DDF2015、下：JENDL-5 崩壊データサブライブラリ）

ORIGEN2 は、ユーザーが用意する中性子スペクトルを使用して 1 群断面積を作成するツール[6]を使えば、放射化計算にも利用することができる。しかし、プログラムの基本設計が古い ORIGEN2 では、固定化されたデータライブラリ形式の制約上、α 崩壊による第一メタ核種の生成パスを ORIGEN2 のデータライブラリに収納できないしくみとなっている。また、近年の崩壊データサブライブラリで多く扱われるようになってきた第 2 メタ核種も OROGEN2 ライブラリには組み込むことができない。

日本では、ORIGEN2 のデータライブラリ（断面積、核分裂収率、半減期、光子発生など）を時々の最新 JENDL データで置き換えた ORIGEN2 用のデータライブラリ（ORLIBJ32、ORLIBJ33、ORLIBJ40）[9]を JENDL 委員会が中心となって開発してきたが、核種の大幅な増加と崩壊チェーンの詳細化により、近年の評価済み核データから ORIGEN2 用のデータライブラリを作成することは困難になっている。このため、JENDL-5 ベースの ORIGEN2 用データライブラリを作成する計画も今のところない。また、ORIGEN2 で扱うことができる中性子の核反応は、(n,γ)、(n,p)、(n,α)、(n,f)、(n,2n)、(n,3n)のみであり、放射化計算の適用範囲はこれらの核反応の範囲に限定される。3 群の範囲で中性子スペクトルの変化を考慮できる ORIGEN-S は、主なガス生成評価にも対応可能な 23 種類の核反応を考慮することができる。ただし、核異性体比はスペクトルインデックスにより変化しないプログラム仕様になっている。最近の SCALE6.2 システムに導入された新しい ORIGEN モジュール[10]では、燃焼方程式の数値解法に複雑な崩壊チェーンに対してもロバストに対応可能なチェビシェフ有理近似(CRAM)[11]を導入している。また、1 群断面積も核異性体を含めて多群断面積から作成できるようにしており、これまでの ORIGEN シリーズの中では、最も放射化計算に適したコードとなっている。

崩壊データサブライブラリの詳細化に伴い、核データ評価に依存する崩壊チェーンの差異も多くみられるようになった。一例として、JENDL-5、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 の各崩壊サブライブラリにおける、質量数 129 の崩壊チェーンの一部を図 2 に比較して示す。これらの違いは、放射化計算以前に、同一組成からの単純な崩壊計算の結果にも差異をもたらすことになるが、核種数が膨大であるため網羅的な検討は難しい。

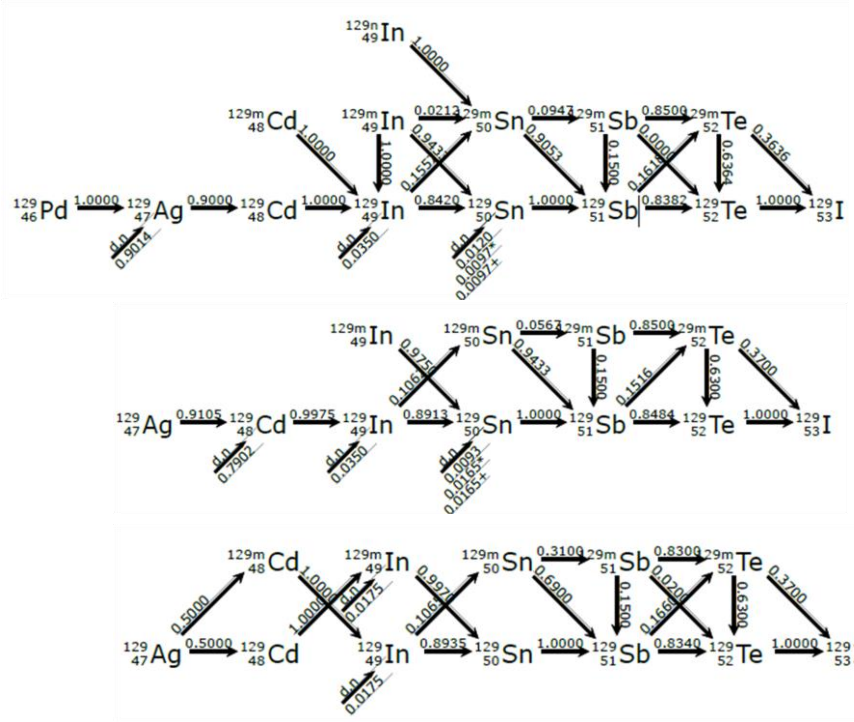



図 2　崩壊チェーンの差異（JENDL-5, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3）

### 3. 結言

近年の評価済み核データの詳細化により、より正確な放射化計算ができる環境が整いつつあるが、これに合わせた機能を有する新しい放射化計算コードの開発が望まれる。また、その信頼性を確認するための V&V が今後重要になると予想される。

【参考文献】

[1] RSIC CODE PACKAGE CCC-650K, “DOORS3.2a: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System,” Oak Ridge National Laboratory.
[2] K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, etc., “The Libraries DSXLIB and MATXSLIB Based on JENDL-3.3,” JAERI-Data/Code 2003-011 (2003).
[3] J. E. White, et al., “Production and Testing of the Revised VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-96 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VI.3 Nuclear Data,” NUREG/CR-6214, Rev. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2000).
[4] A. G. Croff, “ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials,” Nuclear Technology, Vol.62, (1983).
[5] I.C. Gauld, G. Radulescu, G. Ilas, et al., “Isotopic Depletion and Decay Methods and Analysis Capabilities in SCALE,” Nucl. Technol., 174, 169-195 (2011).
[6] K. Okumura, K. Kojima, K. Tanaka, “Development of multi-group neutron activation cross-section library for decommissioning of nuclear facilities,” JAEA-Conf 2015-003, 43-47 (2016).
[7] Nuclear Data Center, JAEA, https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5.html
[8] J. Katakura, F. Minato, “JENDL Decay Data File 2015,” JAEA-Data/Code 2015-030 (2016).
[9] 奥村啓介, 杉野和輝, 小嶋健介 他, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット; ORLIBJ40,” JAEA-Data/Code 2012-032
[10] ORNL, “SCALE 6.2 Special Edition,” SCALE Newsletter, No.48 (2016).
[11] Maria Pusa, “Rational Approximations to the Matrix Exponential in Burnup Calculations,” Nucl. Sci. and Technol., 169, 155-167 (2011).

*Keisuke Okumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

# 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

## （3）廃止措置及び廃棄物処理処分における核データの利用と今後核データに期待すること

(3) Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

*田中　健一（一財）エネルギー総合工学研究所

### 1. 国内，海外の廃止措置の状況

国内の原子力発電所は，全体の約 40%に相当する 24 基（福島第一発電所（以下，“１F”という。）の６基の廃炉を含む。）が廃止措置又は廃止措置の準備段階にある[1)]。また，日本原子力研究開発機構（JAEA）では，その所有する 79 の研究炉，核燃料取扱施設及び研究施設などの原子力施設（研究施設等）を 70 年ほどの期間で 1.9 兆円の予算見込みで廃止措置を行なっていく計画である[2)]。１F の廃炉，原子力発電所の廃止措置及び研究施設の廃止措置は，社会一般の注目度，必要な技術及び/又は資源投入の規模は異なる。これらの状況をひとまとめにして見れば廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分というバックエンド分野の事業（以下，“バックエンド事業”という。）が原子力産業の主力ビジネスとなっている。

海外では，原子力発電所をはじめとする原子力施設の廃止措置は世界全体で数百の規模である[3)]。このうち，米国では既に数十の廃止措置終了の実績があり，その実績は日本をはじめとする廃止措置対象施設を有する各国で参照される事例となっている。また，米国では廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分を請け負う民間会社が数社存在し，廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分において民間企業が成り立つほどの合理化が進んでいる。欧州の各国では，廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分は国策会社により推進されることとなっており，ステークホルダの理解を得るために効果的なバックエンド事業の推進が求められている。

### 2. 廃止措置を取り巻く動向

#### 2-1. IAEA が主導する Digital Decommissioning (DD)

IAEA は，加盟国における廃止措置の合理的な実施を支援する活動として，廃止措置全般にわたるＩＴ技術の導入を提唱し，定期的な情報提供(Webiner の開催)を 2020 年から開始している[4)]。ここでは，安全が確保され，信頼性があり，かつ，効果的なバックエンド事業の推進に資する情報管理の方法が提案され，その中で“原子力版デジタルフォーメーション (DX[5)])（以下，“原子力 DX”という。）”の構築が提案されている。原子力ＤＸは，廃止措置だけではなく，原子力施設の立地，設計，建設，試運転/就役及び運転を含めた原子力施設のライフサイクル全体にわたって適用することで最も効果を発揮するものである。しかしながら，現時点では，各国において解決すべき重要な課題であるバックエンド業務に重点をおいた”Digital Decommissioning (DD) [6)] ”の概念整理及び一部機能の実装を進めることとなっている。DD は，建築/土木業界で積極的な導入が推進されている BIM (Building Information Modeling)[7)] の概念及び機能を中心に据え，ＢＩＭの取り扱うデータ形式を踏襲し，廃止措置に必要な機能として，データの収集/取得のツール群，情報ハンドリングツール群（DD アプリケーションズ）及び廃止措置の実施支援システム並びに教育訓練ツールで構成されている。IAEA が主導する DD はノルウェイのＩＦＥを中心に開発及び整備が進められている。国内では，昨年度からＩＡＥ が声がけを行い，ゼネコン各社とエンジニアリング会社で立ち上げた勉強会の活動を開始したところである。勉強会は，今年度に国内の実情を考慮したデータ形式の検討を行う計画である。

*Ken-ichi Tanaka[1]

[1]The Institute of Applied Energy（IAE）

### 2-2. Digital Decommissioning (DD)の概要

#### （1） データの構造

DD は，BIM を基本機能として組み込むことから BIM のデータ構造を基本とする。 BIM は IFC(Industry Foundation Classes)[8] と呼ばれるデータ形式を実装している。IFC は，“構造”と“属性”に分類されるオブジェクト指向データ群である。IFC は，そもそも建築/土木分野用に開発されたものであり，原子力施設への適用にあたっては，“属性”に放射能に関わる項目を付加する，または，放射能のデータを新たに追加するなどの拡張が必要になる。

#### （2） DD の構成

DD は，DD における情報をハンドリング行うツール群（DD 中心機能）を中心に，データの収集/取得のツール群（データツール）及び廃止措置の実施支援システム（支援システム）の 3 つの機能群で構成される(図 1 参照)。DD 中心機能の “施設設計情報管理（施設の特性把握）”が BIM であり，noSQL と呼ばれる（オブジェクト指向データベース）データベースによりデータの管理を行う。この機能により廃止措置対象施設のデータが工事計画の立案，安全評価及び規制対応及びコスト評価などへ必要なデータの引き渡しが行われる。データの引き渡し及び DD の情報出力は，“contexture focused（“文脈に焦点を当てた検索方式”）”という検索機能によって行われる。

その他の機能の説明は本稿の目的とするところではないのでここではこれ以上触れないが，上述の 3 つの機能群のうち，データツールは，“廃止措置対象施設に関する事実”を収集又は取得する機能であり，この事実は精緻かつ詳細に収集又は取得されることが必須である。DD に固有の放射能に関するデータも測定/分析及び解析により収集又は取得される。

一方，支援システムは，BIM から提供されるデータである構造及び属性を用いて具体的な工事をプロジェクト管理の手法を用いて立案及び実施支援並びに費用の最適化を図る。最適化にあたっては，廃止措置に関連する内部条件及び外部条件（規制要件を含む）という拘束条件が課せられる。この拘束条件に対してグレーデッドアプローチの考え方が適正に適用されなければならない。BIM のデータベースに対してグレーデッドアプローチの判断条件を適用することで，プロジェクト管理の合理化及び簡略化が可能になる。

図 1 に示す DD の構造では，左側のデータツールでは廃止措置対象の“ありのまま(as is)”を取り扱う精緻かつ詳細なデータの取り扱いがなされ，右側の支援システムでは内部要因及び外部要因と“ありのまま”の情報にグレーデッドアプローチの考え方を適用した上で合理化及び簡略化が行われる。DD 中心機能では，データツールによって提供された“ありのまま”のデータから“Digital Twin”[9] と呼ばれるバーチャルな原子力施設が構築され，「いつ，何を，どのようにする。」といった文脈で求められる情報を支援システムに提供していくものである。

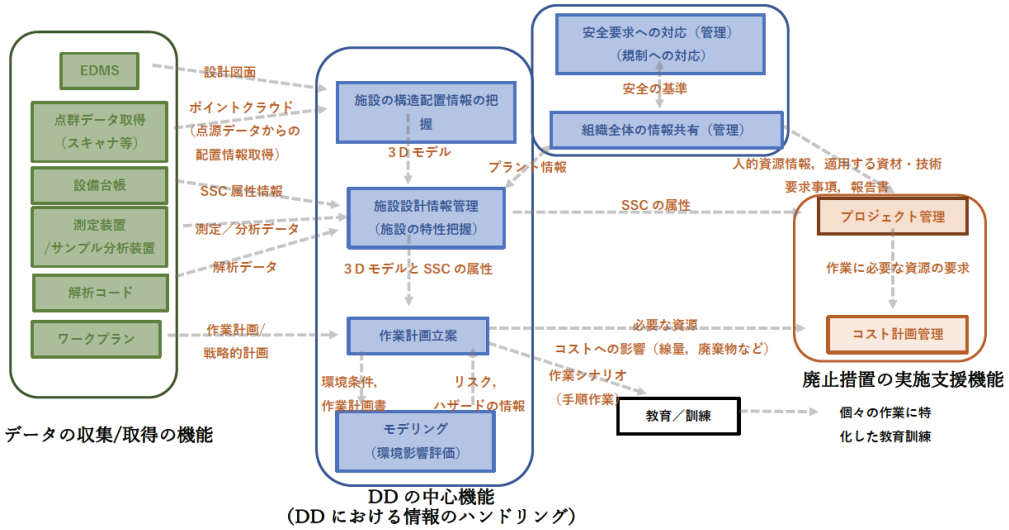



図 1 IAEA が主導する Digital Decommissioning(DD)の構造

### 3. 精緻化と合理化（詳細化と簡略化）

#### 3-1. グレーデッドアプローチについて

IAEA は，廃止措置に関する一般安全要求[9]において，廃止措置の安全確保，すなわち，放射線防護の要求事項の１つとしてグレーデッドアプローチの適用を提唱している。IAEA は，廃止措置の安全確保にはグレーデッドアプローチの適用が必須であると主張しているのである。グレーデッドアプローチは，規制のあり方として以前より提唱されていた考え方ではあり，国内外でバックエンド分野の重要性が増すとともに，ここ数年注目されてきた考え方である。この考え方は，名称ほどその意味することが正しく普及しているとは言い難い現状がある。この考え方が国内に持ち込まれてきた際に割り当てられた“段階的な対応”という訳語のために適用に関わる解釈が曖昧になり，“リスクに応じた規制”という説明とともに，ともすれば“規制の緩和”という文脈で用いられることが多い。しかしながら“緩和”という考えは，この考え方とは全く逆の方向性を意味するである。廃止措置におけるこの考え方の適正な適用の普及を図るため，日本原子力学会標準委員会では廃止措置における基本的な安全要求事項を定める標準[10]を定め，この中でグレーデッドアプローチの適用の前提及び適用の条件を解説した。この箇所の一部を以下に引用する[10]。

（１） グレーデッドアプローチに関わる要求事項

**廃止措置に関わる全ての者は，グレーデッドアプローチの考え方に基づき，廃止措置の計画，実施及び終了の全ての段階における全ての局面に対して，廃止措置対象施設の特性及び廃止措置作業に伴うリスクの程度を考慮して，状況に応じた効果的な施策を講じて廃止措置を遂行しなければならない。**

（２） 適用に関する留意点の引用

**b) 適用する対象箇所及び／又は作業というように範囲を限定し，その範囲の特性に見合うものであること。**

**c) 対象施設の規模，施設の種類及びその施設の構造上の複雑さに応じるものであること。**

**d) 廃止措置の作業を開始する時点における対象施設の物理的，化学的及び放射能インベントリの特性上の状態を考慮していること。**

（３）適用の手順に関する箇所の引用

**f) グレーデッドアプローチの適用においては，一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され，区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていること。**

**グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。**

**－ 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。**

**－ 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。**

**－ グレード間のリスクの差分を考慮し，追加すべき対策を決定していく。**

**なお，定性的な判断基準は，そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。**

**g) グレードの設定及びグレードごとの対策は，文書化されており，作業における対策の実装の判断が検証可能であること。**

（注：引用箇所中の“b)”，“c)”，“d)”，“f)”，“g)”は学会標準記載のままとした。）

上記の引用から分かるように，グレーデッドアプローチの適用では，対象に対して精緻な調査（対象に対する詳細な事実の把握）を行い，厳密に適用範囲，適用の基準及びその対策を設定が必須なのである。このような精緻な作業の下にグレーデッドアプローチの適用が可能になる。この適正な適用は，合理的な資源の投入及び廃止措置の活動自体の簡略化を可能にし，合理的な廃止措置を実現する。グレーデッドアプローチの考え方の適用は，精緻化と合理化，又は，詳細化と簡略化という相反する活動を表裏一体で行なっていくことであると言える。

なお，上述の通り DD の構造も“相反する活動が表裏一体”となっており，このような構造はグレーデッドアプローチによってその妥当性が担保されるものである。

#### 3-2. DD における精緻化（詳細化）

DD におけるデータツール（図１の左側のツール群）では，精緻かつ詳細なデータが収集又は取得される。図中左側の上 3 つの機能は，原子力施設の詳細な構造並びにこれを構成する系統，構造物及び機器（Systems, Structures and Components (SSC)）の構造及び属性に関するデータの収集及び取得を行う機能である。構造について 3D-CAD による３次元表示を行うための情報が整備され，DD 中心機能における“施設の構造配置情報の把握”機能で３次元表示がされる。DD における各々の SSC の属性は，通常の IFC に加え原子力特有のデ

ータが必要になるが，これらについては原子力学会標準[11]に詳細が規定されている。

放射能に関わるデータは，測定装置/サンプル分析装置及び解析コードにより収集及び取得される。収集及び取得の方法は，上述の属性を規定するものとは別の原子力学会標準[12]に規定される。測定値及び/又は分析値は，国際的な動向に従いその信頼性をISOの定めるところ[13]に準拠した形式であることが求められる。

解析コードとは，中性子照射による放射性物質の生成及び消滅を解析評価するため中性子束分布を計算するコード及び計算された中性子束を入力として放射性物質の生成及び消滅を計算するコード並びにこれらで用いられる断面積データを指す。これらについては，信頼性の保証（V&V）がなされ，計算の不確かさ関する情報の提示可能であることが求められる。また，測定値及び/又は分析値並びに計算結果に加え，その値の信頼性を説明するための情報が“文脈に焦点を当てた検索方式”に従い提供できるものとなっていることが求められる。

**3-3. DDにおける合理化（簡略化）**

実際の廃止措置工事を計画し，費用の見積りを行う支援システムでは，具体的な工事対象の特性（放射能に関する情報を含む）及び工事の工法に依存するリスクの大きさがDDの中心機能から提供される。支援システムでは，リスクの大きさに応じて取るべき対策の程度判断し，合理化を図っていくものである。

例えば，作業員の被ばく予測を行い，防護の対策を計画する場合，リスクが相応に大きいものであれば精緻かつ詳細な評価（データツールで得られたものをそのまま用いる評価）が必要になり，リスクが小さいと判断される場合は簡略化された評価を用いることになる。また，発生する放射性廃棄物のレベル区分ごとの物量見積り（クリアランス物を含む）も，放射能レベルの程度及び解体で用いる工法の精度などを考慮し，それらにふさわしい評価が行われることになる。

**４．まとめ（核データに期待すること）**

廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分の合理化では，国際的な動向としてIT技術の導入が積極的に進められている。IAEAは，廃止措置を支援する強力な仕組みとしてDDの開発及び整備を推進している。IAEAが主導するDDはノルウェイのIFEが提案する構造を基本に必要な機能やデータの形式を開発，整備していこうとしている。国内においては，このような活動は皆無であり，昨年よりIAEAの動向を把握する活動が始まったばかりである。

DDの導入の効果，特に費用対効果については，「壊すことやゴミの処理にそのような投資が必要か？」という疑問は当然であり，DDだけでは投資に対する説得力を持たないと言える，しかしながら，DDを原子力DXのサブシステムとして捉え，将来に向けた原子力の継続活動を合理的に進めるための第一歩とすることで説得力を持つものになるであろう。

この企画セッションの他の講演では，廃止措置における核データに関する種々の要求に対してなされ，それに対する対応が紹介されている。これまでのこのような成果により，廃止措置における放射能インベントリ評価の精緻化が進んできた。このような活動を今後も継続的に行なっていただくことを核データのエンドユーザとして切に願うところである。

これに加え，廃止措置及び放射性廃棄物の合理化に資するDDを国内に導入し定着させ，さらには原子力施設のライフサイクル全体で利用可能な原子力ＤＸとして発展させていくために次のような事項を期待する。

ア）核データに収納されている各核種のデータ整備の方法の説明
イ）核データに収納されている各核種のデータの信頼性（核データのV&V）の説明
ウ）核データに収納されている各核種のデータの使用上の留意点（使用の制限）の説明
エ）核データの取り扱いの方法及びその信頼性（核データ処理コードのV&V）の説明
オ）DDで要求される情報の提供方法検討

なお，これらについては今後国産DDにおけるIFCの形式を検討する際に提供可能な形式を協議させていただきたいと考えている。

**参考文献**

１）電気事業連合会，原子力発電所の廃止措置　廃止措置の状況，
https://www.fepc.or.jp/nuclear/haishisochi/index.html
２）JAEA，バックエンドロードマップの概要，https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/s01.pdf
３）原子力デコミッショニング研究会，世界の廃止措置データベース，
http://www.decomiken.org/worlDDb/index.html
４）IAEA，Digital Tools, Virtual Reality and Robots to Help in Accelerating Dismantling of Retired Nuclear Facilities, IAEA Survey Shows，https://www.iaea.org/newscenter/news/digital-tools-virtual-reality-and-robots-to-help-in-accelerating-dismantling-of-retired-nuclear-facilities-iaea-survey-show
５）経済産業省，産業界におけるデジタルトランスフォーメーションの推進，
https://www.meti.go.jp/policy/it_policy/dx/dx.html
６）IAEA, Digitalization Supports Safe and Effective Nuclear Facility Decommissioning,
https://www.iaea.org/newscenter/news/digitalization-supports-safe-and-effective-nuclear-facility-decommissioning
７）国土交通省，BIM/CIM ポータルサイト，http://www.nilim.go.jp/lab/qbg/bimcim/spec_arch_new.html
８）BuildingSMART Japan, IFC とは，https://www.building-smart.or.jp/ifc/whatsifc/
９）IAEA，Decommissioning of Facilities, No.GSR.Part 6, IAEA, 2014
１０）日本原子力学会，原子力施設の廃止措置の基本安全基準：2022，　2022 年度中に発行予定
１１）日本原子力学会，原子力発電所の廃止措置計画時の特性調査指針：202x，発行予定
１２）日本原子力学会，原子力発電所の廃止措置計画時の放射能インベントリー評価指針：202x，発行予定
１３）ISO, Determination of the characteristic limits (decision threshold Detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation, IS0 11929-1~3, 2019

2022年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

# 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用
Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

## （4）埋設処分に向けた研究炉廃棄物の放射化計算の検討状況

(4) Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

*河内山 真美[1]，坂井 章浩[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

日本原子力研究開発機構では、研究施設等廃棄物の埋設処分に係る検討の一環として、研究炉の解体によって発生する廃棄物の計算による放射能インベントリの評価手法を検討している。研究炉の放射能評価では、炉内の中性子輸送計算を実施し、得られた中性子スペクトルを用いて ORIGEN-S コードによる炉内構造物の放射化計算を実施する方法を検討してきた。近年、JENDL-4.0 及び JENDL/AD-2017 などを基に作成したライブラリを導入して評価を実施しており、その検討状況について紹介する。

また、JPDR の解体で発生した生体遮蔽コンクリートのうち保管されているものを対象に、放射能評価計算で得られた結果の埋設処分への適用方法について紹介する。

### 2. 放射能評価計算の近年の検討状況

#### 2-1. 立教大学研究炉を対象とした新しいライブラリを用いた放射能評価

試験研究炉の共通的な放射能評価法を構築するため、立教大学研究炉から試料採取及び残存放射能の化学分析を実施するとともに、試料採取位置での放射能評価計算を実施した[1]。立教大炉の断面のモデルと試料採取位置（P01、P02、P03）を図 1 に示す。本検討では、新規ライブラリを用いて放射能評価計算を再度実施し、中性子束の評価及び試料採取位置における放射能濃度評価を実施した。それらの結果について紹介するとともに、従来の検討結果及び化学分析結果との比較結果について紹介する。

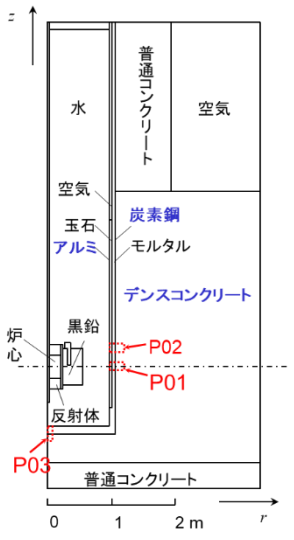



図1 立教炉モデルと試料採取位置

従来の検討では、JSSTDL-J32（JENDL-3.2 から作成された 100 群の断面積ライブラリ）及び SCALE4.4a に付属している ORIGEN-S 用の 3 群断面積を用いて中性子輸送計算及び放射化計算を実施していたが、本検討では、MATXSLIB-J40 を使用した中性子輸送計算に加え、MAXS/AD-2017（JENDL/AD-2017 から作成された 199 群放射化断面積ファイル）と評価地点の中性子スペクトルとから作成した 3 群断面積を用いた放射化計算を実施した。従来の検討及び新規ライブラリを用いた本検討の放射能評価計算のフローを図 2 に示す。

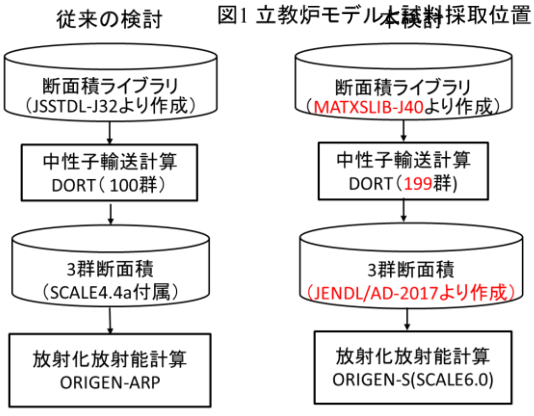



図2 立教大炉の放射能計算フロー

図 3 に、立教大炉の炉心高さにおける JSSTDL-J32 を用いた従来の検討と新規ライブラリ（MATXSLIB-J40）を用いた本検討による熱中性子束の分布を示す。なお、グラフ中に試料採取位置 P01 の位置を併せて示す。これより、MATXSLIB-J40 を用いた中性子輸送計算の方が中性子束が小さい結果が得られた。これは、従来の検討による中性子輸送計算では熱群が少なく、熱中性子の計算を適切に再現できなかったこと

に起因すると考えられる。

アルミニウムタンクの周り（アルミニウム、炭素鋼、デンスコンクリートを含む）から採取したコア試料における H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152 の放射化学分析結果（測定）と、本検討の計算による放射能評価の結果（本計算）及びそれらの比較結果を表 1 に示す。従来の検討での放射能評価の結果（従来計算）及び本計算との比較結果についても示した。測定に対する本計算の放射能濃度の比（表 1（d））は、測定値が得られたものに関しては、P01 において 0.4～0.9 倍、P02 において 0.9～1.4 倍程度でよく一致していると言える。また、P03 においては概ね 1.5～3.2 倍程度となっており、アルミニウム及び炭素鋼の H-3 においては 16 倍と大きく違っている。これは、放射化計算の元素組成の設定において、起源元素である Li の分析で得られた定量下限値が比較的高かったため文献値を使用したが、実際の含有量が分析値よりも低かったためと考えられる。また、従来計算に対する本計算の値（表 1（e））から、本検討による計算が従来の結果の 0.1～0.9 倍と小さくなったが、これは、図 3 で P01 の位置における本検討の熱中性子束が従来の検討のものに比べて小さくなっていることから説明できる。これらより、本検討による中性子束分布及び試料の放射能濃度は、放射化学分析及び従来検討と比較して、概ね一致していると考えられる。

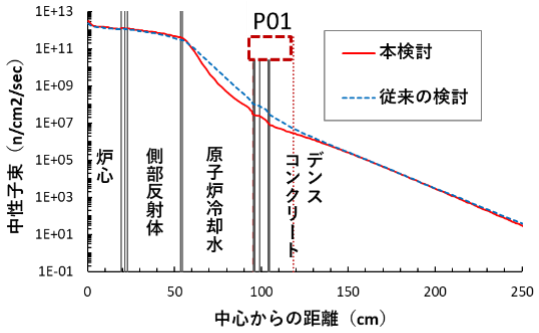



図3 立教大炉 炉心高さの熱中性子束分布

表1 測定と計算による採取試料の放射能濃度

| 材質 | 核種 | 試料採取位置 | (a)測定 (Bq/g) | (b)従来計算 (Bq/g) | (c)本計算 (Bq/g) | (d) 本計算/測定 | (e) 本計算/従来計算 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| アルミニウム | H-3 | P01 | 0.105 ± 0.001 | 0.962 | 0.0570 | 0.54 | 0.06 |
| | | P02 | 0.0255 ± 0.0007 | 0.762 | 0.0364 | 1.4 | 0.05 |
| | | P03 | 0.00234 ± 0.00052 | 0.401 | 0.0367 | 16 | 0.1 |
| | Co-60 | P01 | 0.154 ± 0.006 | 0.315 | 0.100 | 0.65 | 0.32 |
| | | P02 | 0.0682 ± 0.0045 | 0.205 | 0.0647 | 0.95 | 0.32 |
| | | P03 | 0.0417 ± 0.005 | 0.148 | 0.0630 | 1.5 | 0.43 |
| | Ni-63 | P01 | 0.314 ± 0.009 | 0.190 | 0.135 | 0.43 | 0.71 |
| | | P02 | 0.119 ± 0.009 | 0.118 | 0.0986 | 0.83 | 0.84 |
| | | P03 | 0.0588 ± 0.005 | 0.117 | 0.107 | 1.8 | 0.91 |
| 炭素鋼 | H-3 | P03 | <0.0016 | 0.421 | 0.173 | >108 | 0.41 |
| | Co-60 | P01 | 3.38 ± 0.07 | 7.91 | 3.09 | 0.91 | 0.39 |
| | | P02 | 1.45 ± 0.03 | 4.88 | 1.97 | 1.4 | 0.40 |
| | | P03 | 0.785 ± 0.019 | 4.50 | 1.35 | 1.7 | 0.30 |
| | Ni-63 | P01 | 0.588 ± 0.019 | 0.990 | 0.364 | 0.62 | 0.37 |
| | | P02 | 0.258 ± 0.016 | 0.625 | 0.256 | 0.99 | 0.41 |
| | | P03 | 0.0727 ± 0.0086 | 0.414 | 0.162 | 2.2 | 0.39 |
| | Eu-152 | P03 | <0.077 | 0.0820 | 0.0347 | >0.45 | 0.42 |
| コンクリート | H-3 | P01 | 9.91 ± 0.01 | 23.0 | 7.95 | 0.80 | 0.35 |
| | | P02 | 4.79 ± 0.01 | 15.5 | 5.69 | 1.2 | 0.37 |
| | | P03 | 1.136 ± 0.003 | 6.05 | 3.60 | 3.2 | 0.60 |
| | Co-60 | P01 | 1.13 ± 0.02 | 1.92 | 0.890 | 0.79 | 0.46 |
| | | P02 | 0.518 ± 0.01 | 1.26 | 0.617 | 1.2 | 0.49 |
| | | P03 | 0.18 ± 0.002 | 0.958 | 0.383 | 2.1 | 0.40 |
| | Eu-152 | P01 | 1.38 ± 0.02 | 1.97 | 0.690 | 0.50 | 0.35 |
| | | P02 | 0.536 ± 0.01 | 1.32 | 0.577 | 1.1 | 0.44 |
| | | P03 | 0.116 ± 0.002 | 0.647 | 0.328 | 2.8 | 0.51 |

**2-2. JPDR 動力試験炉で発生した廃棄物を対象とした放射能濃度の評価結果の埋設処分への適用検討**

解体後に発生した JPDR の生体遮蔽コンクリートのうち、図 4 で示す比較的炉心に近い部分は、現在保管されている。そのため、この部分を対象に、計算で求めた廃棄物の放射能濃度の埋設処分への適用方法の検討について紹介する。

本検討では、DORT 計算のための断面積ライブラリは前述の MATXSLIB-J40 を用いて作成し、ORIGEN-S 計算のための断面積ライブラリには主に ENDF/B-VI.7 と FENDL-2.0 を基に作成された SCALE6.0 内蔵の 3 群断面積を使用している。放射化計算の結果とコンクリートの体積から保管中のコンクリート全体の平均放射能濃度を算出し、図 5 のフローに従ってトレンチ埋設処分が可能かどうか判定を行うとともに、トレンチ埋設処分における重要核種を試算した。

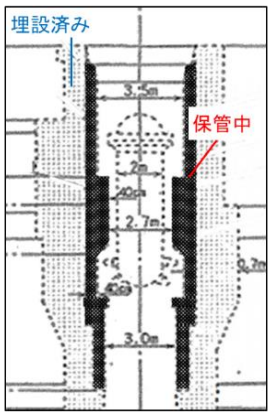



図4 JPDRの生体遮蔽コンクリート

トレンチ処分の安全評価シナリオ毎に、核種 i について基準線量相当濃度 Ci（Bq/t）に対する保管コンクリートの平均放射能濃度 Di（Bq/t）の比の合計（Σ（Di/Ci））を計算したところ、JPDR の保管コンクリートでは、全ての安全評価シナリオにおいて 1 を超えない（$\Sigma(Di/Ci) < 1$）た

め、トレンチ処分の基準線量相当濃度を満足でき、トレンチ埋設処分が可能と判定した。また、トレンチ処分の安全評価シナリオ毎に相対重要度（Di/Ci）が最大となる核種の値に対して1%以上の値となる核種を選定したところ、本試算では、H-3、C-14、Cl-36、Ca-41、Sr-90、Eu-152 が該当し、これらの核種が重要核種の候補となると想定される。埋設処分の事業許可申請書における重要核種では、廃棄物全体の総放射能量及び廃棄物毎の最大放射能濃度の評価が必要となる。今後、実際の埋設事業許可申請の際には、埋設施設の設計及び安全評価を反映した上で、上記の方法で埋設処分区分の判定及び重要核種の選定を実施することとなる。

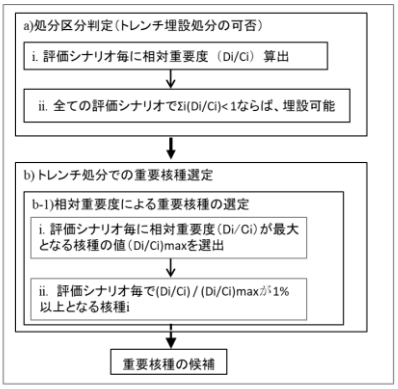


図5 埋設処分区分判定と重要核種候補の選定フロー

## 3. まとめ

埋設処分においては、中性子輸送計算及び放射化計算によって廃棄物の放射能濃度を評価した上で、埋設処分区分の判定及び重要核種の評価をする必要があり、放射能評価においては、最新の知見を反映するため、新しいライブラリによる放射能濃度評価を進める必要がある。本検討では、従来の計算に新しいライブラリを用いた計算による放射能評価計算の結果について紹介するとともに、放射能評価計算で得た結果の埋設処分区分への適用例を紹介した。

現在、放射化計算で中性子スペクトルを適切に反映したライブラリを用いるために、中性子束のエネルギーで 3 群に分けてライブラリを作成し計算を行う ORIGEN-S コードに代わり、199 群のスペクトルをそのまま用いて作成した 1 群ライブラリを用いる ORIGEN コード（SCALE6.2 付属）を導入する検討を進めている。代表的な炉型のスペクトルから作成された SCALE6.0 付属の 3 群放射化断面積ライブラリや、MAXS/AD-2017 を 3 群に縮約した放射化断面積ライブラリは、熱中性子束断面積に近似が入るため、評価点の 199 群中性子スペクトルを反映したライブラリを用いることで、炉毎に運転条件が大きく異なる研究炉の放射能評価のより正確な放射能評価計算が可能になると期待される。

今後も新しいライブラリを用いた原子炉の放射能評価計算を行い、埋設処分における評価に反映していく予定である。

[1] 村上昌史ほか, 試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討,JAEA-Technology 2019-003, 2019, 50p.

*Mami Kochiyama[1] and Akihiro Sakai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency