Wed. Mar 20, 2019

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

[1A_PL02] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (College of Humanities and Social Sciences Bildg. 1F No.10)

[1A_PL0201] Symposium(2019) report
*Noriko Asanuma[1] (1. Tokai Univ.)

[1A_PL0202] Development of 3D radiation imaging technology in the Fukushima Dai-ichi NPS building
*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

[1A_PL0203] Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation
*Saishun Yamazaki[1] (1. JAEA)

[1A_PL0204]
*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1A_PL0205] Efforts of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS
*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

Room G

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1G_PL] Research developments using excellent properties of Lasers III

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G_PL01] Diagnostic technology for electric power equipment using laser-induced breakdown spectroscopy
*Takashi Fujii[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Theoretical study on aerosol caused by laser processing
*Hiroyuki Furukawa[1] (1. Inst. Laser Tech.)

[1G_PL03] Development of trace radioactive isotope analysis by resonance ionization and laser absorption spectroscopy
*Hideo Tomita[1] (1. Nagoya Univ.)

Room H

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

[1H_PL] Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

Chair:Takumi Saito(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H_PL01] Study of radiation distribution measurement for the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Yuta Terasaka[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL02] Monitoring techniques for investigating the distribution of radiocesium in bottom sediment
*Kotaro Ochi[1] (1. JAEA)

[1H_PL03] Radiation Monitoring using Manned Helicopter
*Akira Futemma[1] (1. JAEA)

[1H_PL04] Advancement of Airborne radiation monitoring
*Miyuki Sasaki[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL05] Challenges in evaluating social impacts in the early phase of an accident
*Jun Hirouchi[1] (1. JAEA)

[1H_PL06] Challenges of radiation protection in existing exposure situation
*Kazuji Miwa[1,2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Standard comitee

[1I_PL] Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Fasilities

Chair:Kouji Okamoto(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I_PL01] Necesaty of optimized safety basis on decommissioning
*Kouji Okamoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan
*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto[1], *Ken-ichi Tanaka[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. IAE)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[1J_PL] Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J_PL01] Current status of international cooperation in fast reactor development
*Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

[1J_PL02] Future R&D issues in fast reactor development
*Koji Morita[1] (1. Kyushu Univ.)

[1J_PL03] Current status of international cooperation in high-temperature gas reactor development
*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba ESS)

[1J_PL04] Future R&D issues in high-temperature gas reactor development
*Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

[1J_PL05] Discussion

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee[Co-organized by Human Machine System Subcommittee]

[1L_PL] Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

Chair:Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L_PL01] Role and Challenges of HRA in Probabilistic Risk Assessment
*Takashi Takata[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1L_PL02] Challenges and approaches on HRA Methods for Japan
*Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

[1L_PL03] Applications &Challenges of HRA results to plant design via Human Factors Engineering
*Kenji Mashio[1] (1. MHI)

[1L_PL04] Panel Discussion
*Takashi Takata[1], *Yukihiro Kirimoto[2], *Kenji Mashio[3], *Hiroshi Ujita[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft)

Room M

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

[1M_PL] For succession and development of test techniques on materials irradiation research

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M_PL01] Any idea for successful inheritance of our "technologies" and "wisdom"?
*Hiroaki Abe[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1M_PL02] Activities for succession of irradiation test and post irradiation examination techniques at JAEA
*Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Activities for succession of post irradiation examination techniques at a hot laboratory in a private company
*Yuji Kitsunai[1] (1. NFD)

Thu. Mar 21, 2019

Room B

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

[2B_PL] Nuclear Energy in Canada

Chair:Yukio Tachibana(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[2B_PL01] Nuclear Energy in Canada
*Jean-Philippe Davignon[1] (1. Embassy of Canada)

[2B_PL02] Nuclear Energy in Canada
*Roman Bilak[1] (1. Terralog Tech.)

Room D

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident, Nuclear Fuel Division, Division of Water Chemistry

[2D_PL] Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

Chair:Junichi Takagi(Toshiba ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[2D_PL01] Basic properties of fuel debris and their behavior under severe accident
*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

[2D_PL02] Basic properties of fission products and their behavior under severe accident
*Naoya Miyahara[1] (1. JAEA)

[2D_PL03] Comparison of fuel debris and fission products assumed under decommissioning work
*Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

[2D_PL04] Remarks on radioactive material control under decommissioning work
*Junichi Takagi[1] (1. Toshiba ESS)

Room F

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

[2F_PL] Current status and future trends in electron microscopy

Chair:Hiroyuki Takahashi(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[2F_PL01] Direct electromagnetic field imaging in materials by advanced atomic-resolution electron microscopy
*Naoya Shibata[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2F_PL02] Material characterization using scanning transmission electron microscopy and electron energy-loss spectroscopy
*Koji Kimoto[1] (1. NIMS)

[2F_PL03] Material Analyses by Electron Holography
*Toshiaki Tanigaki[1] (1. Hitachi)

Room G

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

[2G_PL] THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

Chair:Noriyosu Hayashzaki(Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[2G_PL01] Future of Particle Accelerators
*Seiya Yamaguchi[1] (1. KEK)

[2G_PL02] Possible inter-academic-society cooperation for a bright future of the Particle Accelerator and Beams Science Subcommittee
*Ryoichi Hajima[1] (1. QST, President of PASJ)

[2G_PL03] Application of accelerators in the industry
*Hiroaki Sakurabata[1] (1. JEMA)

[2G_PL04] Discussion

Room H

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[2H_PL] How to disseminate information to society from AESJ

Chair:Reiko Nunome(RWNC)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[2H_PL01] Reorganization on position statement and its direction
*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL02] Roles and Guidlines of Press Release
*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL03] Activities of "Nuclear Accident Exposition Team (Team 110)"

*Reiko Nunome[1] (1. RWNC)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

[2I_PL] Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)
1:00 PM - 3:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[2I_PL01] Opening Adress
*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[2I_PL02] Framework of Nuclear Emergency Preparedness and Response in Japan
*Shin-ichi Araki[1] (1. CAO)

[2I_PL03] Issues on Regional Evacuation Planning
*Norio Doshida[1] (1. Ibaraki Prefecture)

[2I_PL04] Issues on Nuclear Disaster Preparedness and Response: Lesson from Support of Victims
*Yayoi Haraguchi[1] (1. Ibaraki Univ.)

[2I_PL05] Discussion

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2J_PL] Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

Chair:Naoyuki Takaki(Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[2J_PL01] Fast Reactors
*Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

[2J_PL02] Accelerator-Driven System (ADS)
*Cheol Ho Pyeon[1] (1. Kyoto Univ.)

[2J_PL03] Light Water Reactors
*Tetsushi Hino[1] (1. Hitachi)

Room K

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

[2K_PL] Frontiers of computational science and engineering to face natural phenomena

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[2K_PL01] Utilizing HPC for natural hazard risk assessment
*Akemi Nishida[1] (1. JAEA)

[2K_PL02] Methodology to evaluate tornado-generated missile protection for structures of Nuclear Power Plants
*Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

[2K_PL03] Predicting atmospheric dispersion of radionuclides
*Haruyasu Nagai[1] (1. JAEA)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Atomic Power Division

[2L_PL] Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[2L_PL01] Great Efforts to Pass Safety Review (Permission for Change in Reactor Installation and Approval of Plan for Construction Works) in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for Tokai-II Power Plant
*Tadashi Oumi[1] (1. JAPC)

[2L_PL02] Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant
*Nobuo Ito[1] (1. JAPC)

[2L_PL03] Great Efforts to Pass Safety Review in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for BWR Plants by the Supplyer
*Takahiro Konno[1] (1. Hitachi-GE)

Room M

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[2M_PL] 11th Fellows Gathering

Chair:Hideaki Yokomizo(Chair of FPC)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[2M_PL01] Target Establishment and Practice in

Nuclear Research and Development

*Shinzo Saito[1] (1. Former JAEA)

Room N

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

[2N_PL] Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[2N_PL01] Overview of SS Subcommittee Meeting

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

[2N_PL02] Qualitative Evaluation of Nuclear Security Risk

*Mitsutoshi Suzuki[1] (1. JAEA)

[2N_PL03] Defence in Depth and Nuclear Security

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2N_PL04] Table Top Exercise of 2S Interface

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

Room O

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2O_PL] Plan of A-FNS

Chair:Takehiko Yokomine(Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[2O_PL01] Outline of the A-FNS Project

*Atsushi Kasugai[1] (1. QST)

[2O_PL02] Overview of A-FNS test modules

*Satoshi Sato[1] (1. QST)

[2O_PL03] Positioning in the research and development of nuclear fusion reactors

*Takeo Muroga[1] (1. NIFS)

[2O_PL04] Requests from the field of application

*Yoshiaki Kiyanagi[1] (1. Nagoya Univ.)

[2O_PL05] Discussion

Fri. Mar 22, 2019

Room B

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

[3B_PL] Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

Chair:Satoshi Yanagihara(Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_PL01] Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal
*Hiroomi Aoki[1] (1. NRA)

[3B_PL02] Development of waste acceptance criteria for near surface diposal project by JAEA
*Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

[3B_PL03] Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria
*Masato Tanaka[1] (1. FEPC)

[3B_PL04] Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology
*Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[3D_PL] Current Status of R&D on Pyroprocessing

Chair:Yasuji Morita(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_PL01] Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country
*Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL02] Reprocessing of Nitride Fuel
*Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuels
*Masatoshi Iizuka[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL04] Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method
*Kuniyoshi Hoshino[1] (1. Hitachi-GE)

[3D_PL05] Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel
*Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City Univ.)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear data division[Co-organized by Special Committee on Nuclear Data]

[3E_PL] Frontier of nuclear data researches on fission product nucides

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_PL01] Progress in nuclear data evaluation
*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Current status of fission yield research
*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] Progress and perspective of nuclear data measurement
*Tatsuya Katabuchi[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL04] Comments from users' side
*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3I_PL] Report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety
*Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

[3I_PL02] Goal and present status of CFD utilization on hydrogen behavior in NPP in Japan
*Ryo Fukuda[1] (1. MHI)

[3I_PL03] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment
*Masaaki Matsumoto[1] (1. MRI)

[3I_PL04] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment
*Atsuhiko Terda[1] (1. JAEA)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3L_PL] New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L_PL01] Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program
*Shuichi Kaneko[1] （1. NRA）

[3L_PL02] To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety
*Hiroko Kondo[1] （1. LLC Matrix K, Univ. of Tokyo）

[3L_PL03] Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants
*Norio Atsumi[1], *Tomoyuki Yokoo[1] （1. FEPC）

[3L_PL04] Discussion

Room M

Planning Lecture | Board and Committee | The AESJ Ethics Committee

[3M_PL] Continuing Qualitity Injustice Problem and Ethics

Chair:Kyoko O h ba(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M_PL01] Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems
*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

[3M_PL02] Culture and Ideal Response of Organizations
*Toshihiro Okuyama[1] （1. ASC）

Planning Lecture | Board and Committee | Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

[1A_PL02] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room A (College of Humanities and Social Sciences Bildg. 1F No.10)

[1A_PL0201] Symposium(2019) report

*Noriko Asanuma[1] (1. Tokai Univ.)

[1A_PL0202] Development of 3D radiation imaging technology in the Fukushima Dai-ichi NPS building

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

[1A_PL0203] Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation

*Saishun Yamazaki[1] (1. JAEA)

[1A_PL0204]

*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1A_PL0205] Efforts of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状

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

（1）公開シンポジウム報告

(1) Symposium (2019) report

*浅沼 徳子[1]

[1]廃炉委運営タスク，東海大学

1. はじめに

2011年3月11日に発生した東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所の事故から8年が経過した。福島の復興と福島第一原子力発電所の廃炉作業は計画に従い、鋭意取り組まれている。日本原子力学会は、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以降、廃炉委）を設置し、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。また、課題を共有し広く意見を募る場として公開シンポジウムを毎年開催している。ここでは、2019年3月9日に開催した第4回シンポジウムの概要を報告する。

2. プログラムの概要

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、2021年内には重要な汚染源である燃料デブリを格納容器の中から取り出すことに着手する計画であり、2019年度内には工法を確定することとなっている。この活動は、世界でも初めての取り組みであり、様々な課題をもたらしている。廃炉委では、この廃炉作業における重要な課題のいくつかについて、定期的にワークショップを開催し議論を進めてきた。今年で4回目となるシンポジウムでは、「確実な廃炉のために今すべきこと」をテーマに、ワークショップでの議論から得られた成果を紹介するとともに、国の補助事業における研究開発の状況や廃炉における国際協力について取り上げた。以下に、プログラムを示す。

シンポジウム「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉－確実な廃炉のために今すべきこと－」

日時と場所：2019年3月9日(土)　13:30～17:00　機械振興会館　多目的ホール

開会の挨拶

講演１：事故炉の廃炉の全工程とホールドポイント

講演２：事故炉の安全確保と管理目標

講演３：廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い

講演４：自然現象に対する事故炉の安全性評価

講演５：新技術への挑戦－国の補助事業による研究開発

講演６：国際協力への提案

質疑応答と閉会の挨拶

3. まとめ

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

*Noriko Asanuma[1]

[1]Tokai Univ.

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状

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

（2）福島第一原子力発電所建屋内での 3 次元放射線イメージング技術の開発

(2) Development of 3D radiation imaging technology in the Fukushima Dai-ichi NPS building

*佐藤 優樹 [1]

[1]原子力機構

1. 緒言

2011 年の東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所（以下、「東京電力 HD」、「1F」という）で起きた事故後、放射性物質の分布を直感的に把握できる放射線の可視化への要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線イメージング装置の開発が進められてきた。サーベイメータ等による“点”の測定とは異なり、放射性物質の存在を見落とすことなく、広範囲を“面”的にその広がりを認識できる装置は、今後ますます開発とその利用が進むと思われる。1F の廃炉を円滑に進めるためには、このような装置の小型化と遠隔操作、及び建屋構造物の３次元モデリング技術との統合が重要となる。ここでは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」という）が 1F で実施してきたコンプトンカメラを基盤とした研究開発の現状について述べる。

2. はじめに

1F 事故により、放射性物質が発電所のサイト内から環境中まで広い範囲にわたって拡散した。廃炉作業を円滑に進めるためには、高濃度汚染物の撤去等による除染が重要であり、そのためにはまず放射性物質がどのように分布しているのかを把握する必要がある。しかし、1F 建屋内は床面だけでなく壁や天井、機器、ガレキ等も汚染されているため放射性物質は３次元的に分布しており、加えて散乱線も多く存在することから、単に建屋内の放射線量を測定するだけでは除去すべき汚染源を特定することは困難である。さらに、建屋内は高線量率環境であるが故に、作業者が長時間作業を実施できない、もしくはそもそも入域が難しい、といったエリアが存在する。このような高線量率環境において３次元的な放射性物質の分布を遠隔にて測定することにより、汚染源を特定し、効率的な除染や効果的な遮へい等の対策に役立てることができれば、廃炉作業の一層の加速に資することができる。

そのために放射性物質を可視化するという要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の開発が進められ、複数のメーカーから販売されるようにもなっている。その場の空間線量率を“点”の情報として測定できるサーベイメータとは異なり、ガンマ線を放出する放射性物質を可視化する装置があれば放射性物質の存在を見落とすことなく、“面”的にその広がりを認識できる。このような特徴を持つガンマカメラについて、高線量率環境で動作可能であり、かつ作業者に代わって高線量率エリアに進入するロボットに搭載可能な小型・軽量な装置の開発が求められていた。

これまでに、小型・軽量なコンプトンカメラ（ガンマカメラの一種）の開発が早稲田大学と浜松ホトニクス株式会社によって共同で進められ、1.9 kg の重量と既存装置からの高感度化が達成されていた[1]。原子力機構の廃炉国際共同研究センター遠隔技術ディビジョンでは、この装置をベースにさらなる小型軽量化を図り、遮蔽体の体積を極力小さくすることが出来て現場に持ちこみ易く、ドローンや小型クローラーロボットにも搭載可能な約 680 g のコンプトンカメラを製作した。現在、製作したコンプトンカメラをドローンに搭載することによる遠隔放射線イメージングシステムの開発を株式会社千代田テクノルと共同で開発を進めており、福島県の帰還困難区域に飛散した放射性物質の分布を迅速に測定・把握することを目的として実証試験を進めている[2]。このようなロボットを用いた遠隔放射線イメージング技術は、1F サイト内における放射性物質分布測定にも資することができる技術である。

図１　小型・軽量コンプトンカメラの外観図。大きさを比較するためにボールペンを配置した。

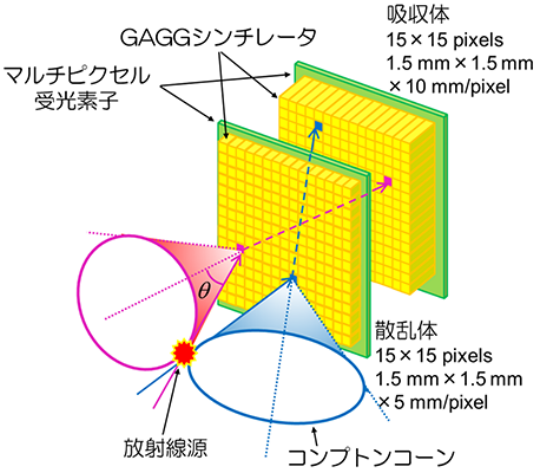


図２　コンプトンカメラの動作原理。センサー前方に仮想コーンを描画し、コーンの交点に放射性物質を見出す。

一方で、1F 建屋内部における測定では放射性物質の可視化技術とともに、建屋構造物内部の３次元モデルを取得・構築する技術が必要となる。建屋構造物の３次元的な寸法を含んだ構造物モデルに、コンプトンカメラで取得される汚染分布の情報を重ね合わせることにより、実空間における汚染分布の拡がりをより詳細に議論することが出来るようになる。そこで、本研究開発ではフォトグラメトリ技術やレーザー光を利用した測域センサーを用いた建屋構造物の３次元モデル構築技術の整備にも着手した。

本発表では、コンプトンカメラによる放射線イメージングと、上述の３次元モデル構築技術を組み合わせたシステムを用いた､1F 建屋内における放射性物質の分布マップの描画に向けた技術開発について紹介する。

3. 福島第一原子力発電所建屋内における放射性物質分布可視化試験

我々は東京電力 HD の協力のもと、1F の建屋内外において、コンプトンカメラを基盤とした３次元放射線イメージングシステムを用いた放射性物質の可視化に関わる実証試験を進めている。図 1 に、試験に使用した小型・軽量コンプトンカメラの外観を示す。本装置は放射性物質から放出されるガンマ線を測定するためのガンマ線センサーと、センサー出力信号を処理するための信号処理基板、及び光学画像を取得するための光学カメラから成る。ガンマ線センサーは 1.5mm 角の 15×15 ピクセルの GAGG シンチレータが 2 層になっており、主要な汚染源である放射性セシウムからのガンマ線が 1 層目（散乱体）と 2 層目（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を計測する。これらの情報を用いてガンマ線の飛来方向を推定してコンプトンコーンを装置前方の仮想空間に描画し、コーンの交点に放射性物質を見出す（図 2)。このコンプトンカメラを用いて、これまでに 1F3 号機タービン建屋内部の空間線量率が 0.4～0.5 mSv/h といった従来のコンプトンカメラでは動作が困難な高線量率エリアにおいて、表面線量率が最大 3.5 mSv/h 程度のホットスポットの検知に成功している[3,4]。

本稿では一例として、平成 30 年 3 月に実施した 1 号機原子炉建屋内部における放射線イメージング試験の結果を紹介する。試験では、小型・軽量コンプトンカメラを東京電力 HD 保有の小型クローラーロボット（米国 iRobot 社、パックボット）に搭載し、１号機原子炉建屋内部のホットスポットの遠隔での探知を試みた。この試験では、作業環境の写真や動画を撮影するためにデジタルカメラ及び LED ライトもロボットに搭載した。ロボット及びコンプトンカメラの操作は、免震重要棟から遠隔にて実施した。

試験の結果、図 3 に示すように大物搬入口突き当りの遮蔽板右側の隙間に、ホットスポットを映し出すことに成功した[5]。この結果は、コンプトンカメラに備え付けられた光学カメラで撮影した作業現場の光学写真に、ガンマ線センサーで取得したガンマ線イベントをもとに再構成したホットスポットのイメージを重ね合わせたものである。映し出されたホットスポットは、原子炉建屋深部からのガンマ線が遮蔽板の隙間から漏れ出していることが形成要因であると考えられる。この測定では、作業員の容易な立ち入りが困難な高線

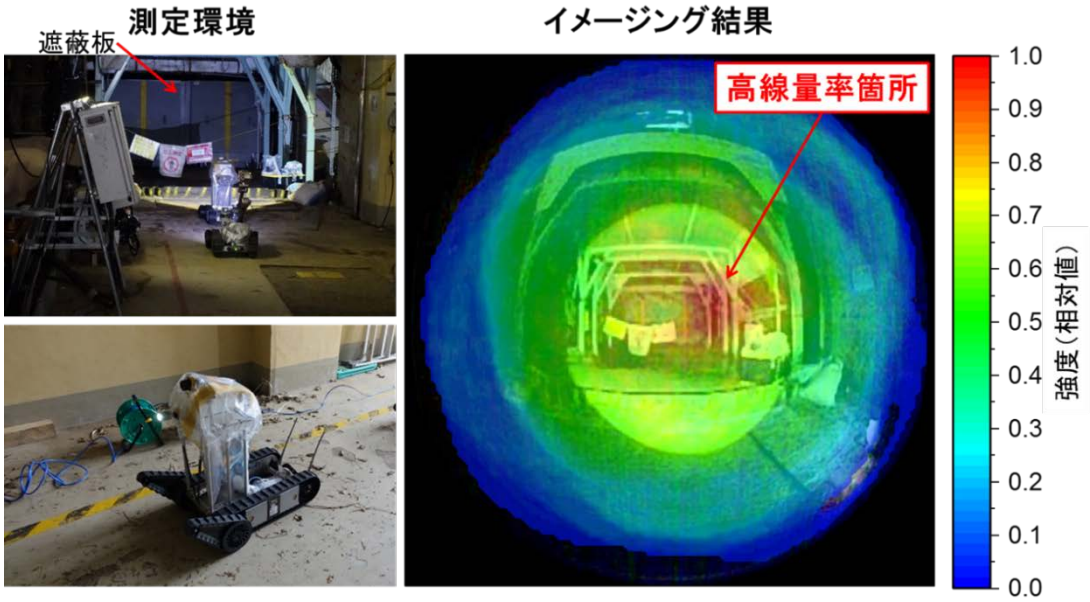


図 3　左上：1F1 号機原子炉建屋内部における放射線イメージング試験の様子。左下：小型・軽量コンプトンカメラを搭載した小型クローラーロボットの外観。右：コンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージ図。通路奥の遮蔽板の右脇からのガンマ線の漏れ出しを検知した。（これらの図は原子力機構平成 30 年 8 月 28 日プレス発表資料より転載）

量率のエリア（> 1 mSv/h）においてロボットを走行させて測定を実施し、遠隔で、かつリアルタイムにホットスポットを可視化できることを実証した。さらに、試験で取得した複数枚の写真（動画から抽出した静止画を含む）を組み合わせて、作業環境の３次元モデルをフォトグラメトリ技術によって仮想空間に構築し、ここにホットスポットのイメージを描画することを行った（図 4）[5]。本手法は写真をもとに復元した現場の３次元モデルを用いることから、そこに写された機器や瓦礫の状態といった現場環境を把握しやすい特徴を有しており、放射性物質の作業環境中の位置を容易に視認することができる[6]。

4. まとめと今後の予定

原子力機構では、小型・軽量コンプトンカメラを基盤として、ロボットや環境認識技術と組み合わせることにより、遠隔にて３次元的な放射性物資分布を取得可能なシステムの開発を進めている。これまでに、1F 建屋内の３次元モデルに、コンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージを重ね合わせることにより、建屋情報を含んだ放射性物質分布図を描画することに成功した。この分布図には実環境の寸法や外観を反映させることができるため、作業者がホットスポットの在りかをこの分布図を用いて視認することにより、注意喚起に伴う被ばく線量の低減や、除染計画の立案に資することができる。今後、未だ調査が実施されていない 1F 原子炉建屋内において、ロボットに本システムを搭載し、遠隔にて詳細な３次元放射性物質分布が把握できるよう研究開発を進め、汚染源の効率的な撤去や効果的な遮蔽により廃炉作業の推進に貢献することを目指す。

図 4　複数枚の写真からフォトグラメトリ技術を用いて再構築した建屋内３次元モデルに、コンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージを描画した。（原子力機構平成 30 年 8 月 28 日プレス発表資料より転載）

謝辞

小型・軽量コンプトンカメラの開発に際し、ご助言くださった早稲田大学の片岡淳教授、岸本彩氏、ならびに浜松ホトニクス株式会社の中村重幸氏、平柳通人氏に感謝します。加えて、コンプトンカメラ搭載ドローンシステムを共同で開発している株式会社千代田テクノル小澤慎吾氏に感謝します。最後に、1F における実証試験にご協力いただいた東京電力 HD の宇津木弥氏、菊地弘幸氏、清岡英男氏、高平史郎氏及び測定に協力していただいた同僚諸氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 浜松ホトニクス株式会社, 早稲田大学, 科学技術振興機構（JST）,プレスリリース, “放射性物質の除染作業を効率化するガンマ線撮像用コンプトンカメラを製品化” , 2013 年 9 月 10 日.

[2] Y. Sato, S. Ozawa, Y. Terasaka, et al. “Remote radiation imaging system using a compact gamma-ray imager mounted on a multicopter drone”. J. Nucl. Sci. Technol., 55: 90–96 (2017).

[3] Y. Sato, Y. Tanifuji, Y. Terasaka, et al. “Radiation imaging using a compact Compton camera inside the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station building”. J. Nucl. Sci. Technol., 55: 965–970 (2018).

[4] 原子力研究開発機構廃炉国際共同研究センター, 東京電力 HD, “1F3 号機タービン建屋内における小型コンプトンカメラによる放射線分布測定試験結果報告”, 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 43 回）, 2017 年 9 月 28 日.

[5] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, プレスリリース, “福島第一原子力発電所の作業現場の汚染個所を遠隔で検知し仮想空間上に可視化する技術を開発”, 2018 年 8 月 28 日.

[6] Y. Sato, S. Ozawa, Y. Tanifuji, et al. “A three-dimensional radiation image display on a real space image created via photogrammetry”. JINST, 13: P03001 (2018).

---

*Yuki Sato[1]

[1]JAEA

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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

（3）デブリ形成に影響を与える制御棒崩落挙動解明に係る現状

(3) Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation

*山崎 宰春[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

シビアアクシデント時の事故進展は PWR での冷却材喪失事故(LOCA)のような典型的な条件で進展すると認識されてきたが、福島第一原子力発電所(1F)事故では事故収束や緩和に向けた懸命な努力により非典型的な条件(1F2 号機で生じたと考えられる水蒸気枯渇条件)で進展した可能性がある。また、BWR 事故進展における制御棒および炉心構成部材の破損が発生する事故初期フェーズでは、後のデブリ形成挙動に影響を与える制御棒ブレードの先行崩落または隣接するチャンネルボックスとの共晶破損が考えられる。本発表では既往の知見や機構実施の試験結果から、事故初期フェーズでの破損挙動を整理し、その後の事故進展に及ぼす影響について報告する。

2. BWR 燃料集合体の破損挙動

BWR 燃料集合体を模擬した体系での代表的な破損試験として、これまでに米国 SNL での DF-4 実験や XR2-1 実験、および独国 KfK での CORA 実験が挙げられる。DF-4 実験では LOCA を仮定した条件での実験を行い、制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶破損を報告している。XR2-1 実験では Ar 雰囲気での炉心上部溶融物の移行過程を調査した実験を行い、溶融物による小規模な閉塞の発生を報告している。CORA 実験では、例えば LOCA を想定した昇温速度条件で試験を行い、初期酸化膜が無い場合(CORA-16)では制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶破損が生じ、初期酸化膜を付加した場合(CORA-28)では制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶が抑制されたことを報告している。

機構で実施した制御棒ブレード破損試験[1]では、水蒸気潤沢条件では制御棒ブレードの先行崩落、また水蒸気枯渇条件ではチャンネルボックスとの共晶による破損を報告しており、これは破損挙動にチャンネルボックス表面の酸化膜が影響を与えることを説明している。非典型的な条件での試験として、試験体に初期酸化膜を付加した上で水蒸気枯渇条件にて試験を行った結果[2]、初期酸化膜が存在することで、制御棒溶融物とチャンネルボックスの反応はほぼ生じないことが明らかとなった。またプラズマ加熱試験では、1F2 号機で想定される軸方向の温度勾配を付加して破損溶融物の移行挙動を調査したところ[3]、高温化した炉心燃料は部分的な閉塞を形成するが、冷却水および冷却ガスに対する透過性は保たれていたことを明らかにした。

これらの知見から、初期フェーズでの破損挙動は、チャンネルボックス表面の酸化膜の存在および軸方向の温度勾配に影響され、酸化膜が薄い場合は制御棒ブレード溶融物とチャンネルボックスの共晶破損が発生し、炉心部に溶融コリウムプールが形成されること、また、酸化膜が厚く温度勾配が高い場合は制御棒ブレードの先行崩落が発生し、冷却ガス流路の閉塞が起こらないため、未溶融燃料が下部ヘッドへ移行する可能性があることが推測された。

参考文献 [1] H. Shibata, et al., in proceedings of Top Fuel 2016, (2016)1033.
[2] A. Pshenicnikov, et al., in proceedings of 24th International QUENCH Workshop, (2018)201.
[3] T. Yamashita, et al., in proceedings of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society, (2018)109-1.

*Saishun Yamazaki[1]
[1]JAEA

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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

（4）IRID の研究開発の概況

(4) Overview of IRID R&D

*高守 謙郎[1]
[1]国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018（原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)、以下、戦略プラン）では福島第一原子力発電所は暫定措置により一定の安定状態を維持している状況にあり、このような状況を抜本的に改善してより安定的な状態に持ち込むために“安全対策をはじめ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”ことが目標として示されている。

IRID は福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる 18 法人が集まった組織体である。上記戦略プランの期待に応えるべく、IRID は「燃料デブリ取り出し」及び「放射性廃棄物の処理・処分」に係る研究開発を推進している。

2. 損傷状況の調査

炉心損傷の発生した各号機の燃料デブリの状況を把握するため、遠隔による格納容器内部調査技術の開発と現地実証試験を行ってきた。2018 年 1 月には 2 号機を対象とした調査装置の現地実証試験を行い、原子炉圧力容器本体基礎（RPV ペデスタル）の内側の画像情報の取得に成功した。この結果、RPV ペデスタル内側下部の損傷状況や底部に堆積物が広がっている様子が明らかとなった。本実証試験も含めたこれまでの格納容器内部調査は、画像情報の取得が主であったが、今後より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載するため、調査装置の大型化を進めている。また、大型の調査装置を格納容器内に安全に投入でき、同時に、より広範囲・長時間の調査が可能となるようなアクセスルートを構築する技術及び高い耐放射線性を有する各種センサーの開発も進めている。

3. 燃料デブリ取り出しシステムの概念検討

燃料デブリは原子炉圧力容器内のみならず、格納容器内部（とりわけ底部）に分布している可能性が事故解析から評価されてきたが、さらにこれまでの格納容器内部調査により、ペデスタル部の機器の破損や溶融凝固物状の堆積物の存在が把握されてきており、燃料デブリ取り出し作業は格納容器内底部に広範に展開される可能性が高い。

3-1. 安全設計と環境制御の検討

燃料デブリの取り出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。

原子炉格納容器（PCV）：

燃料デブリ取り出し作業における PCV 内の水位によっては、PCV 底部まわりの止水工法の適用有無や組み合わせが選択される。例えば圧力抑制室やベント管での止水はその候補である。内部は気相またはある程度の水位に維持されるとともに、冷却水は継続的に供給・循環される。

循環冷却システム：

冷却は循環系統で維持されるが、発熱量の低下等により自然冷却に切り替えられる可能性もある。水質

は浄化系により維持される。浄化系は主に燃料デブリ切削作業に伴い発生する固体粒子の除去と溶解性核種の除去を主な機能とするが、一方で水質管理には防錆剤添加等の腐食抑制機能の展開も検討されている。また、循環冷却水は軽水を使用するため中性子の減速能がある。燃料デブリの扱いにおいて、形状管理や質量管理のみで未臨界維持管理が不十分な場合等においては中性子吸収能のあるホウ素を含む五ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えられ、ホウ素濃度調整システムの検討も進められている。

負圧管理システム：

燃料デブリをとりわけ気中で切削する場合は、ダストの発生が考えられるため、外部への放射性物質の放出を防止するために負圧勾配の形成が行われる。格納容器内を主とした領域での負圧維持やその排気の浄化システムの検討・開発を進めている。

水素発生対策：

高放射線環境下での水の放射線分解により水素が発生することが知られている。現状は格納容器内の窒素置換と排気によりリスクは低減されている。負圧勾配によるバウンダリ形成時には掃気によって対処されうる。取り出された燃料デブリは収納管等の容器に一旦格納されて一時保管設備へ移送される。移送プロセスや保管設備での水素発生については移送時間や保管設備でのベント及び乾燥処理による水素発生量の抑制等による対策が検討されている。

3-2. 燃料デブリ取り出し工法

前項で述べた安全設計・環境制御を前提に、燃料デブリ取り出しに対する作業上の要求、例えば取り扱う量や所要時間（スループット）及び収納・移送・保管工程からの要求事項等に適切に応えつつ、燃料デブリ取出し工法の技術開発を進めている。高線量かつ狭隘な設備内の作業となるため遠隔作業かつ耐放射線性の高さ等さまざまな性能要求も想定されている。干渉物の解体・撤去、燃料デブリの判定、切削加工・収集を十分な速度で行うなど個々の作業プロセスの開発の他、作業機器や監視機器及び支援装置の開発、アクセス、回収、メンテナンス方法及び付帯設備の設置・運用等開発内容は多岐にわたる。また、結果としてのスループットや作業線量等の実現性にかかわる評価も加えられ、事業者の実施するエンジニアリングへの有効なインプットとなるべく開発を推進している。

燃料デブリへのアクセスの視点からは格納容器側面（建屋 1 階レベル）からの開口・アクセス、及び格納容器上方（建屋 5 階レベル）からの開口・アクセスの 2 種類が現実的と考えられている。近年の戦略プランでは PCV 底部の燃料デブリ取り出しの検討を優先する旨方針が示されており、当機構では側面からの開口・アクセスとして格納容器の穿孔による新たな開口、及び既存の機器ハッチの開放（または開口）の 2 ケースを中心に、その工法や投入する遠隔機器類、作業方法等の開発を推進している。

*Kenro Takamori[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2019年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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

（5）総括・廃炉検討委員会の取り組み

(5) Efforts of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*宮野 廣[1,2]
[1]廃炉委委員長，[2]法政大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故(東電福島事故)を防ぎ得なかったことを真摯に受け止めて、平成26年度（2014年）に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」(「廃炉委」)を設置し、活動を進めている。

福島第一原子力発電所で進められている事故炉の廃炉は、世界でも初めてのチャレンジであり、英知を集めた対応が求められる。これに対しては、日本原子力学会は、学術的な支援と提言等を行うための活動として「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（廃炉委)」を中心に、関係機関と協調し、関連学協会とも連携して学術的な課題の解決に貢献すべく取り組んでいる。さらに、学際的活動として、36学協会が参加する「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」と協調し、福島第一の廃炉の情報を提供し、学術界全体として協力体制を構築し、更なる活動の拡大を図っている。

2. 2018年度の活動

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉は、事故炉の廃炉としてかつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。この問題に長期に取り組み、事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行う活動を進めている。

廃炉委では、個別検討課題に取り組むために分科会を設置し活動を進めている。事故進展に関する未解明事項のフォローWG や、建屋の構造性能検討分科会、ロボット分科会、廃棄物検討分科会に加え、今年度は「リスク評価分科会」が成果をまとめ活動を終え、新たに燃料デブリ取り出しでのリスク評価に着目した「廃炉リスク評価分科会」を設置し、福島第一の廃炉をリスク評価に基づき進めるためのリスク評価法を確立すべく支援を進めている。成果は、原子力学会のHP（下記）にまとめている。

（http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public）

今年度は、廃炉委として議論しなければならない課題を取り上げ、専門家で深く議論すべくテーマ毎のワークショップを開催してきた。

・１F廃炉ー廃炉の論点と対応
・事故炉の安全確保と管理目標
・廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い
・廃炉における放射性廃棄物・放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方
・自然事象に対する事故炉の安全性評価
・ロボットの信頼性をどのように担保するか

などの検討を行ってきた。これらの成果は報告書として広く活用されるように逐次公開して行く。

3. 今後の活動

学会は社会とのインタープリターの役割があり、福島第一の廃炉の現状、課題とその解決策などの説明や意見聴衆は重要なものである。専門家集団として、積極的に課題解決の支援を続ける。

*Hiroshi Miyano[1,2]
[1]Chair.of 1F Decommissioning Committee AESJ, [2]Hosei Univ.

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference - Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1G_PL] Research developments using excellent properties of Lasers III

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[1G_PL01] Diagnostic technology for electric power equipment using laser-induced breakdown spectroscopy

*Takashi Fujii[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Theoretical study on aerosol caused by laser processing

*Hiroyuki Furukawa[1] (1. Inst. Laser Tech.)

[1G_PL03] Development of trace radioactive isotope analysis by resonance ionization and laser absorption spectroscopy

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

2019年春の年会

総合講演・報告 1　東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅲ

Research developments using excellent properties of Lasers III

（1）レーザー誘起ブレイクダウン分光を用いた電力設備診断技術

(1)Diagnostic technology for electric power equipment using laser-induced breakdown spectroscopy

*藤井 隆
東京大学

1. はじめに

がいしやブッシングに代表される電力流通設備の汚損は、電力系統の絶縁信頼性や機器の長期信頼性に影響を及ぼす可能性があるため、汚損物の化学組成の同定や定量計測は、汚損状況の正確な評価のために重要である。しかしながら、現在、がいしの汚損状況は、筆あらい法やソルトメータを用いたパイロットがいしの汚損採取により、汚損物の可溶成分と等価の電気伝導度を有する NaCl の密度に換算した等価塩分付着密度として評価されている。これらの汚損度評価方法は、主にオフサイトかつオフライン計測であり、また、付着物質の化学組成同定のためには別途化学分析を行う必要がある。これらの代わりに、レーザー誘起ブレイクダウン分光（Laser-Induced Breakdown Spectroscopy: LIBS）を用いた汚損度評価手法を用いることにより、がいし付着物質の多成分、オンサイト、迅速、かつ遠隔計測が可能になり、運用中のがいしに対する汚損状況の正確な評価が期待される [1,2]。

筆者らは、電力中央研究所において、LIBS を用いた塩分付着密度（Salt Deposit Density; SDD）の遠隔計測技術の開発を行ってきた [3-5]。本講演では、これらの研究成果に関して紹介する。

2. 実験方法

実験配置を図 1 に示す。測定ターゲットとしては、①磁器がいしを模擬した、表面が平らな磁器製サンプル（以下、平板サンプルと呼ぶ）、②現在広く一般に使用されている磁器がいしである懸垂がいし（250 mm 懸垂がいし、SU-120CN）を用い、人工汚損試験において用いられる手法の一つであるどぶ漬け法を用いて汚損させた。エネルギー150 mJ、パルス繰り返し 10 Hz の Nd:YAG レーザーの第 2 高調波を、10 – 20 m 離れた位置に設置した測定ターゲットに集光し、プラズマを生成した。プラズマからの発光は、レーザー集光光学系の近傍に設置した主鏡直径 152 mm のニュートン型望遠鏡を用いて集光し、分光器と ICCD カメラにより分光した。

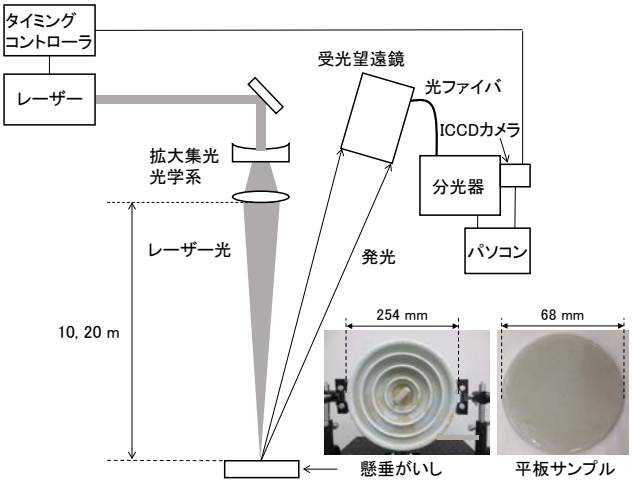


図 1. 実験系

3. 実験結果

3-1. 平板サンプルを用いた実験

平板サンプルを用い、離隔距離 20 m において付着塩分に由来する Na と Cl の発光を計測した [4]。実験の様子を図 2 に示す。Na (819.48 nm)に関しては、最も低い SDD（0.009 mg/cm^2）においても発光が観測され、0.612 mg/cm^{2}まで発光強度は SDD に対して単調増加した。Cl (837.59 nm)に関しては、SDD が 0.076 mg/cm^{2}以上の

サンプルにおいて発光が観測され、0.736 mg/cm^{2}まで発光強度は単調増加した。以上の結果より、Na (819.48 nm)と Cl (837.59 nm)の発光を用いることにより、0.009～0.7 mg/cm^{2}の濃度範囲で SDD の遠隔計測の可能性が示された。これは、国内の送変電設備のほぼ全塩害汚損区分に対応する。また、66 kV 送電鉄塔の標準的な腕金高さは 20 m とされている [6]。従って、本手法を用いることにより、国内の送変電設備のほぼ全塩害汚損区分に対して、 SDD の遠隔計測の可能性が示された。

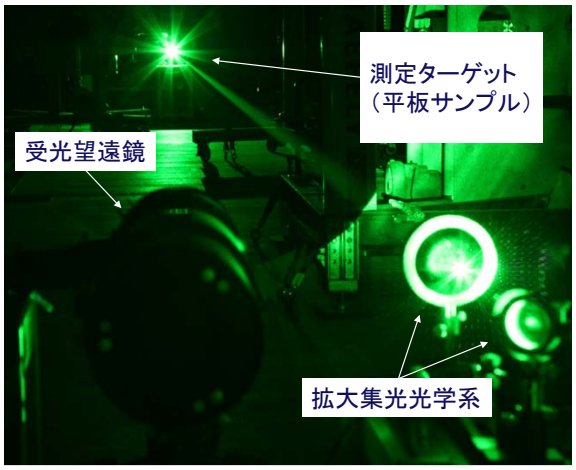


図 2. 離隔距離 20 m での遠隔計測の様子 [4]

3-2. 懸垂がいしを用いた実験

懸垂がいしを測定ターゲットに用い、離隔距離 10 m において、Cl (837.59 nm)の発光強度の SDD 依存性を計測した [5]。懸垂がいしは光学台に対して垂直になるように固定し、がいしの上面および下面それぞれにおいて、中心から 45 度間隔の放射上の 8 個のラインごとに 7 点、合計 56 点レーザー照射を行った。Cl (837.59 nm)の発光強度は、SDD が 0.007 mg/cm^{2}から 0.598 mg/cm^{2}において単調増加する傾向を示した。これは、計測条件が異なるため発光強度の絶対値は異なるものの、平板サンプルを用いて行った結果と同様の傾向である。また、がいし下面の汚損分布は、その複雑な形状に起因して上面より不均一になりやすく、発光強度にも局所的な変化が観測された。しかしながら、発光強度の面全体の平均は、上面と下面の計測において、SDD 依存性に大きな変化はなかった。これらの結果より、本手法は複雑な形状を有する実がいしに対しても適用可能であると考えられる。

4. まとめ

離隔距離 20 m において、平板サンプルに付着した塩分の遠隔計測を行い、Na (819.48 nm)と Cl (837.59 nm)の発光強度が、0.009～0.7 mg の濃度範囲において単調増加することを示した。これにより、国内の送変電設備のほぼ全塩害汚損区分に対して SDD の遠隔計測の可能性を示した。また、離隔距離 10 m における懸垂がいしの計測において、Cl (837.59 nm)の発光強度の SDD 依存性が平板サンプルを用いて行った結果と同様の傾向を示した。これより、本手法は複雑な形状を有する実がいしに対しても適用可能であると考えられる。

謝辞

本稿で紹介した研究成果は、（一財）電力中央研究所において得られたものである。

参考文献

[1] Laser Cross, No. 313 (2014, Apr.) ISSN0914-9805.
[2] 藤吉晋一郎、本田親久、村岡克己、前田三男：レーザー研究、第 20 巻、第 12 号、pp. 29-36 (1992).
[3] 藤井隆、元木浩平、屋地康平、江藤修三：電力中央研究所　研究報告　H15016 (2016).
[4] 藤井隆、元木浩平、屋地康平、江藤修三、堀田栄喜、末包哲也：電力中央研究所　研究報告　H16008 (2017).
[5] 藤井隆、屋地康平：電力中央研究所　研究報告　H17007 (2018).
[6] JEC-127、電気学会電気規格調査会標準規格、送電用支持物設計標準、1979.

*Takashi Fujii
The University of Tokyo

2019年春の年会

総合講演・報告 1　東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発　Ⅲ

Research developments using excellent properties of Lasers III

（2）レーザー加工時に発生するエアロゾルに関する理論的解析

(2) Theoretical study on aerosol caused by laser processing

*古河 裕之[1]，大道 博行[1]

[1]レーザー総研

1.　はじめに

「2018 年度　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　共通基盤型原子力研究プログラム」において、研究開発課題「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」が採択された。本講演にて報告する研究課題は、蒸気及び微粒子の発生に関する理論的研究であり、上記プログラムとは独自に、かつ同プログラムで得られた実験データを参考にしつつ、相補的に研究を行うものである。

レーザー加工技術を原子力施設の安全な廃止措置等に適用するためには、レーザー加工により発生する微粒子の直径がマイクロンメーターオーダー以下となるエアロゾルを外部に放出しない、ことが非常に重要である。大きな粒子サイズであれば、回収は一般的には容易になる。レーザー加工は、照射パワー密度が高く、高速切断等が可能であり、産業界で広く使われている。一方、そのために、レーザー照射部に溶融液体のみでなく蒸気も発生し、人体にとって有害な、特に原子力においては、放射性物質を含む直径 1 μm 以下の微粒子が発生してしまう危険性がある。本研究では、大気中でのレーザー照射に加え、水中でのレーザー照射もモデリングし、金属の高速切断に伴い発生する可能性が高い、蒸気及び微粒子発生のメカニズム等の理論的評価を行う。蒸気が発生した場合の微粒子の大きさ、蒸気と液体の割合等の理論的評価を行う。それらを、蒸気及び微粒子の閉じ込めに資するデータとしてまとめる。図 1 は、大気中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象と測定装置を表した概念図である。

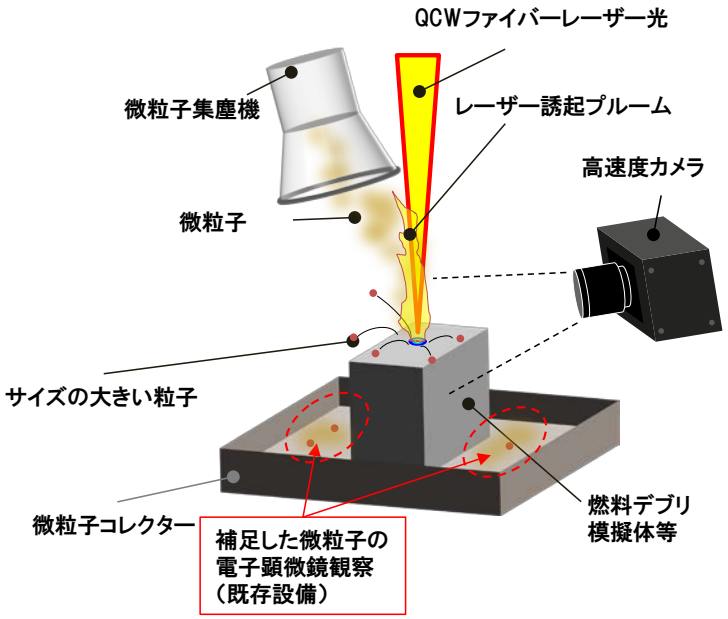


図 1　大気中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象と測定装置を表した概念図

*Hiroyuki Furukawa[1] and Hiroyuki Daido[1]

[1]Institute for Laser Technology

2. 本研究の目的

レーザー加工に関しては、物質の状態が「固体、固液混相、液体、気液混相」等の多岐にわたり、それらが混相状態として存在する。照射レーザーのパワー密度が高いと、これらの混相状態を経て、蒸気及び微粒子が発生する場合がある。蒸気及び微粒子の発生の様子は、照射レーザーのパワー密度、波長、パルス幅、パルス波形などにより、大きく変化する。

凝縮の基本的なメカニズムは、過冷却である。気体が何らかの理由で、局所的に気体のまま沸点以下の温度に低下すると、そこが凝縮核となる。気体を構成する原子は、発生した凝縮核の周囲に集まり、微粒子を構成する。その大きさは、冷却速度と気体の密度により決まる。図 2 は、過冷却による微粒子の生成の概念図である。

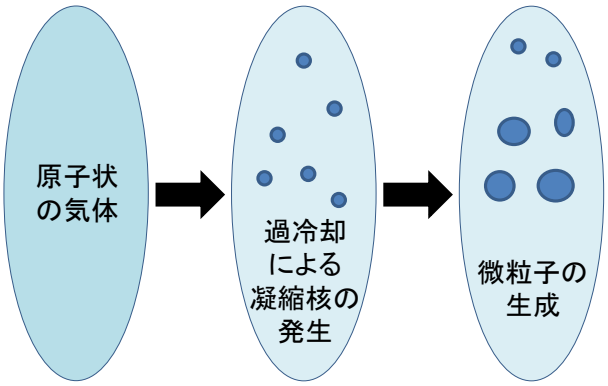


図 2　過冷却による微粒子の生成の概念図

上記に述べた、蒸気の凝縮による微粒子生成を、理論的に定量的に評価できる数少ない理論モデルの一つとして、Lukiyanchuk モデルがある。Lukiyanchuk モデルは、初期に、ある状態の原子状の金属蒸気が存在するとし、それが完全断熱球対称膨張を行うと仮定し、任意の時刻、任意の空間において、凝縮率、及び微粒子の直径等を求めることができるモデルである。凝縮率とは、ある微小空間において、全原子数に対する微粒子の構成に使われた原子の割合、である。Lukiyanchuk モデルは、蒸気の流体運動として「完全断熱球対称膨張」を仮定しており、任意の流体運動に適用するには基礎式の書き換えが必要である。

水中でレーザーを照射した場合に起こる現象は、大気中でレーザーを照射した場合と比べ、さらに複雑である。水圧効果による金属蒸気の閉じ込めは、膨張を抑え粒径を大きくするが、水による金属蒸気の冷却効果は、粒径の微小化をもたらすなど、相反する効果が競合し、生成される微粒子の大きさに複雑な影響を与える。図 3 は、水中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象、微粒子の発生を表した概念図である。大気中の場合と比べ、金属蒸気の膨張が抑制され、微粒子の大きさが大きくなり、金属の溶融領域も深くなる可能性もあり、定量的な評価が期待される。

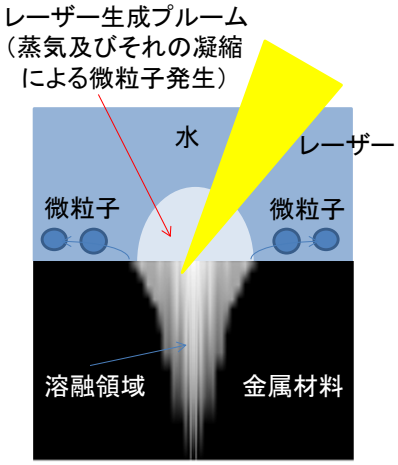


図 3　水中でレーザーを金属に照射した場合の溶融現象、蒸気の発生現象を表した概念図

3. 講演者のこれまでの研究成果

本講演者は、2003 年度から 2007 年度まで行われた、文部科学省リーディングプロジェクト「極端紫外(EUV)光源開発等の先進半導体製造技術の実用化」において、直径 20 μm 程度の錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、ナノメートルオーダーの微粒子が生成される可能性について、Lukiyanchuk モデルを用いて解析した。多数の微粒子が生成されエアロゾル状態になると、メインパルスレーザー（CO_2 レーザー）との相互作用が、バルクの低密度プラズマとの相互作用と大きく異なる可能性があり、発光効率の最適化等に影響を与える可能性がある。図 4 は、錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、微粒子生成の計算モデル (Lukiyanchuk モデル) の概念図である。図 5 は、求めた微粒子の直径分布と凝縮率分布である。

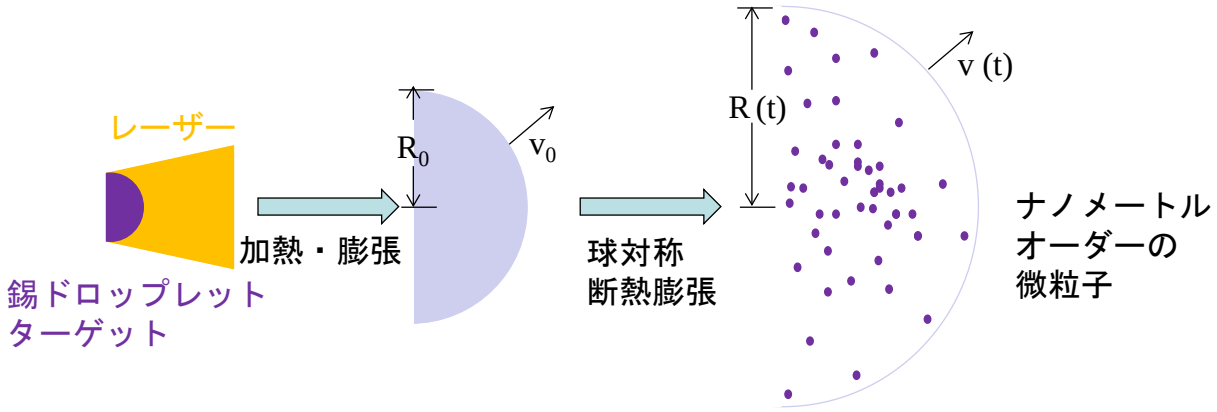


図 4　錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、
微粒子生成の計算モデル (Lukiyanchuku モデル) の概念図

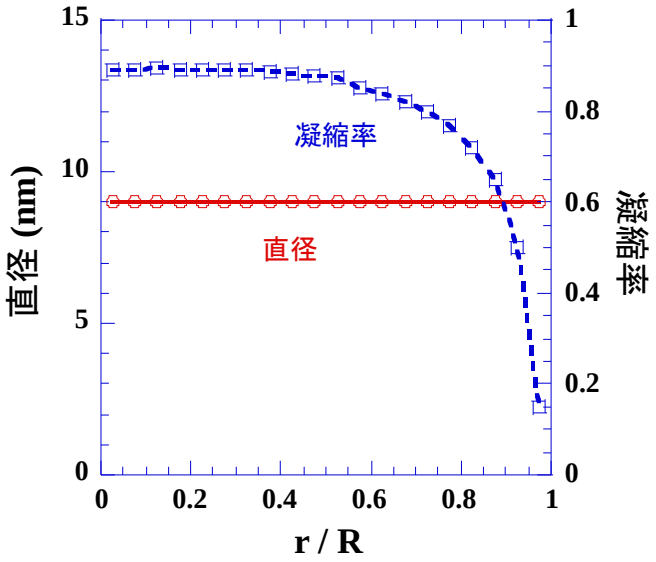


図 5　求めた、ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布

本講演者は、2003 年度から 2006 年度まで行われた、高速点火レーザー核融合炉プラント設計委員会「高速点火レーザー核融合炉発電プラントの概念設計」において、核融合生成 α 粒子等により加熱された液体壁からの蒸発金属中の微粒子生成について、Lukiyanchuk モデルを改良し、液体壁のアブレーション解析コードに組み込み、蒸気中の微粒子の粒径と凝縮率等の評価を行ってきた。図 6 は、液体壁レーザー核融合炉の炉壁表面近傍での課題、図 7 は、高速点火レーザー核融合炉プラント設計「KOYO-fast」に基づいて、液体壁からの蒸発金属のクラスター化を評価し求めた、ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布である。

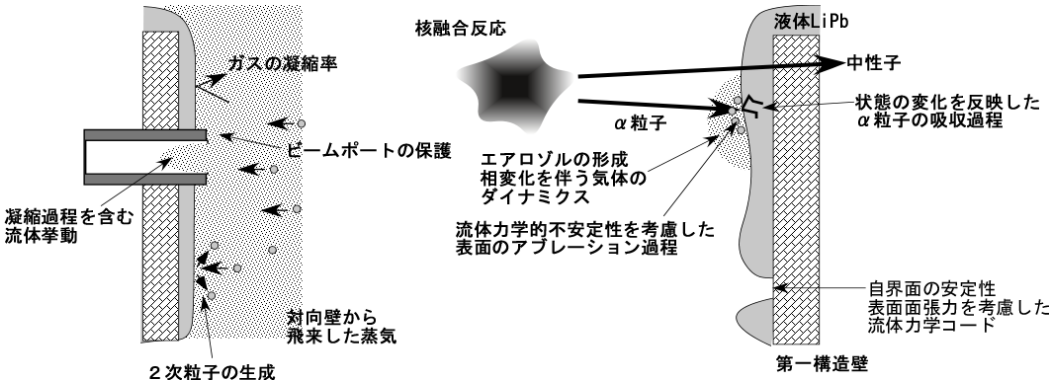


図 6　液体壁レーザー核融合炉の炉壁表面近傍での課題

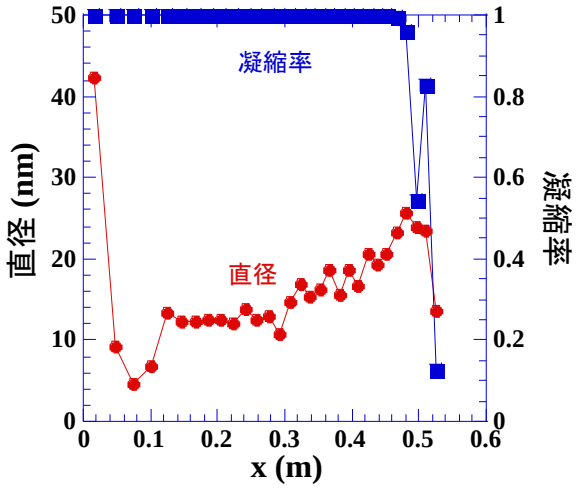


図 7　ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布

4. パルス幅 10 ms の高強度パルスレーザーをサンプルに照射した場合の、1 次元シミュレーション

レーザー加工において、使用が想定されるレーザーのパラメーターを用いて、1 次元のシミュレーションを行い、温度分布の時間発展を評価した。パルス幅は 10 ms、強度は 5 x 10^4 W/cm^2、対象物質はタングステン、とした。融点は 3695 K、沸点は 5828 K である。レーザーの吸収はランバート則に従うとし、吸収長 δ= 100 nm の場合とδ= 1 μm の場合で 0.2 ms 時の温度分布の比較を行った。結果を図 8 に示す。蒸発は、表面から非常に薄い領域で起こり、微粒子発生は蒸気の温度密度に大きく影響を受けるので、微粒子発生に関してこの温度分布の差異は無視できない。固体金属のレーザーの吸収長は数十 nm 程度である。

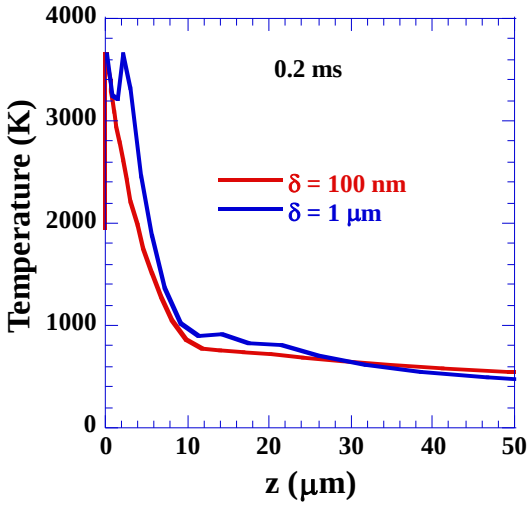


図 8　吸収長 δ= 100 nm の場合とδ= 1 μm の場合の 0.2 ms 時の温度分布の比較

5. 今後の課題

固体から始めて、10 ms のレーザー加工のシミュレーションを行うのは、計算時間的に大変難しいものがある。ある程度溶融池ができた時点を初期値とし、そこからの蒸発現象をシミュレーションする方向で、検討を行う。また、得られた温度分布等から、蒸気、微粒子等の発生を評価する。

2019年春の年会

総合講演・報告 1　東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 Ⅲ

Research developments using excellent properties of Lasers III

(3) レーザー共鳴イオン化および吸収分光と用いた微量放射性核種分析法の開発

(3) Development of trace radioactive isotope analysis by resonance ionization and laser absorption spectroscopy

富田 英生 [1]

[1] 名古屋大学

1. はじめに

従来の放射線計測では分析が困難な核種（例えば、長半減期核種）に対しては、放出される放射線を計数するのではなく、対象核種の原子数を計数する手法で放射能を定量することが有用である。近年のレーザー光源やそれを用いた分光学的手法の進展に伴い、レーザーを用いた高感度放射性核種分析法が注目されている。名古屋大学ではこれまでに、レーザー共鳴イオン化とキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down spectroscopy: CRDS）に基づく分析法の開発を進めてきた。本発表では、これらの原理と微量放射性核種分析への適用例について報告する。

2. レーザー共鳴イオン化に基づく放射性核種分析

測定対象核種の原子をイオン化し、質量分析により同位体を分析する場合、質量スペクトル上の同重体干渉を防ぐために元素分離などの複雑な化学的前処理が必要とされ、迅速な分析が制限される。そこで、元素選択的なイオン化が可能であるレーザー共鳴イオン化に基づく放射性核種分析法の開発を進めている。共鳴イオン化とは、単原子のエネルギー準位において、2つの準位間の差に相当する波長（共鳴波長）を持ったレーザーを照射することにより、共鳴的に対象原子を励起させ、イオン化を行う方法である（図 1 参照）。各元素の単原子のエネルギー準位は元素固有であることから、複数の共鳴遷移を経ることで、高い元素選択性を有するイオン化が実現できる。

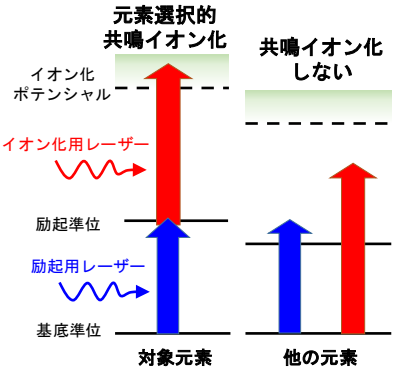


図 1 レーザー共鳴イオン化の原理

共鳴イオン化用レーザー光源として高繰り返し率チタンサファイアレーザーを開発し、集束イオンビームによる分析試料の微小領域スパッタリングで生成した2次中性原子の共鳴イオン化に適用することで、福島第一原子力発電所周辺で採取された放射性 Cs 含有微粒子中の放射性 Cs 同位体マイクロイメージングを実証した[1]。

3. キャビティーリングダウン分光に基づく放射性核種分析

光共振器内での多重反射を用いたレーザー吸収分光である CRDS は、超高感度な分光法として知られている（図 2 参照）。放射性炭素同位体 ^{14}C を対象に、高感度で簡便かつ迅速に分析が可能な CRDS に基づく ^{14}C 分析システムの開発を行っている。気体分子の振動・回転準位は、それを構成する同位体の種類（質量）により僅かに異なるため、^{14}C を含む CO_2（$^{14}CO_2$）による光吸収量を選択的に CRDS にて測定できれば、^{14}C の定量が可能である。中赤外量子カスケードレーザーを用いた CRDS プロトタイプシステムを開発し、その定量性を評価した。また、^{14}C をトレーサーとした動物における薬物動態試験に適用し、その有用性を実証した[2]。

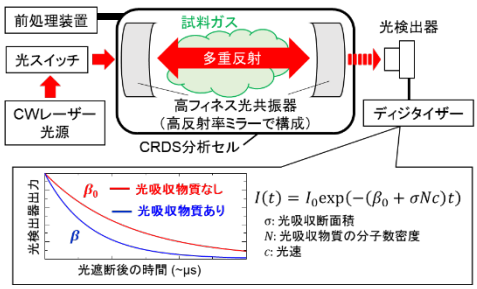


図 2　キャビティーリングダウン分光の原理

謝辞　本研究の一部は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラム、AMED 先端計測分析技術・機器開発プログラム，JSPS 科研費 18H03469，中部電力原子力安全技術研究所 公募研究（一般）の支援を受けて実施されました。

参考文献　[1] T. Sakamoto *et al.*, Analytical Sci. **34**, 1265 (2018).　[2] V. Sonnenschein *et al.*, J. Appl. Phys. **124**, 033101 (2018).

*Hideki Tomita[1]

[1]Nagoya Univ.

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

[1H_PL] Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

Chair:Takumi Saito(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[1H_PL01] Study of radiation distribution measurement for the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuta Terasaka[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL02] Monitoring techniques for investigating the distribution of radiocesium in bottom sediment

*Kotaro Ochi[1] (1. JAEA)

[1H_PL03] Radiation Monitoring using Manned Helicopter

*Akira Futemma[1] (1. JAEA)

[1H_PL04] Advancement of Airborne radiation monitoring

*Miyuki Sasaki[1,2] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

[1H_PL05] Challenges in evaluating social impacts in the early phase of an accident

*Jun Hirouchi[1] (1. JAEA)

[1H_PL06] Challenges of radiation protection in existing exposure situation

*Kazuji Miwa[1,2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究
Student and young researcher's view of research on health physics and environment science

（1）1F 廃炉のための放射線分布測定研究

(1) Study of radiation distribution measurement for the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*寺阪 祐太 [1,2], 佐藤 優樹 [1], 森下 祐樹 [1], 冠城 雅晃 [1], 宇佐美 博士 [1], 鳥居 建男 [1]
[1]原子力機構, [2]名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下、1F）敷地内では作業者の線量低減対策を実施するため、サーベイメータを用いた線量率分布測定が定期的に行われている。しかし、サーベイメータが測定できるのは「場」の線量率であり、放射線源の位置の情報を得ることは難しい。場の線量率に加えて放射線源の位置を正確に把握することで、作業者の線量低減だけでなく今後除染計画を立案する上で有益な情報を得ることができる。1F 原子炉建屋内には局所的ではあるが表面線量率が Sv/h オーダーのホットスポットも存在するため、これらのホットスポットが場の線量率を引き上げている場合、その分布を測定することは作業者の線量低減の観点から極めて重要である。さらに内部被ばく防護の観点からは、アルファ線放出核種の位置分布測定も重要である。このような問題意識から、原子力機構・廃炉国際共同研究センター放射線イメージング技術開発 Gr では 1F 廃炉のための放射線分布測定法に関する研究開発を実施してきた。本発表では、当研究グループが実施している放射線分布測定に関する複数の取り組みについて紹介する。

2. 1F 廃炉のための放射線分布測定に対する取り組み

当グループでは 1F の高線量率環境下で放射線分布を遠隔で可視化するためにコンプトンカメラを使用している。コンプトンカメラは散乱体と吸収体の 2 つの放射線センサーに対するエネルギー付与位置・付与量から放射線の飛来方向を特定するデバイスである。本研究では浜松ホトニクス社と早稲田大学が開発した GAGG（$Gd_3Al_2Ga_3O_{12}$）シンチレータと MPPC（Multi Pixel Photon Counter）をセンサーに用いたコンプトンカメラをベースとして 1F 仕様に小型化した。単に放射線の飛来方向を測定するだけでなく、遠隔操作機器、多視点測定、周辺環境 3D モデルと組み合わせた「遠隔での放射線分布 3D 可視化」技術として開発・整備し、1F 原子炉建屋内で放射線分布可視化の実証試験を実施した。

高線量率環境下での放射線分布測定に対する取り組みとして、シンチレーション光ファイバーの高線量率対応に関する研究にも取り組んでいる。シンチレーション光ファイバーは光ファイバー状のプラスチックシンチレータで、ファイバー両端への光の到達時間差から放射線入射位置を特定する飛行時間法が 1F 汚染水タンクからの汚染水漏洩監視等の現場で応用された例がある。当グループでは飛行時間法の高線量率対応及び飛行時間法に代わる高線量率測定手法を開発することで、コンプトンカメラ等のガンマ線イメージャーでは測定できない高線量率測定、狭隘部及び水中の測定、純ベータ核種の分布測定等への応用を目指している。

1F 原子炉建屋内作業環境には ^{137}Cs や ^{90}Sr といったガンマ・ベータ線源のみならずアルファ線放出核種も存在する可能性があり、それらの吸入・経口摂取による内部被ばくリスク低減のため、1F 作業環境でのアルファ線放出核種の検知が求められている。当グループではベータ線に対する感度を減らした極薄 GAGG シンチレータと MPPC を組み合わせたアルファ核種可視化検出器を開発し、1F 原子炉建屋内測定に応用することで核燃料由来のアルファ核種の検知に成功した。

上記の例のように 1F 原子炉建屋内の様々な線種の核種の分布を測定する手法を当グループでは開発している。これらの取り組みは、現在でも月間の被ばく線量が数 mSv に及ぶ例も多い 1F 作業者の方々の被ばく線量低減を目指しており、1F 廃炉のみならず保健物理の立場からも極めて重要と考えられる。

*Yuta Terasaka[1,2], Yuki Sato[1], Yuki Morishita[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroshi Usami[1], Tatsuo Torii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagoya Univ.

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究
Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

（2）水底の底質中放射性セシウム分布のモニタリング技術について

(2) Monitoring techniques for investigating the distribution of radiocesium in bottom sediment

*越智 康太郎 [1]
[1]日本原子力研究開発機構　福島環境安全センター

1. 緒言

広範囲の水域に降下した放射性セシウムは、降雨による出水に伴い河川上流域から湖沼を介し、最終的には海洋へと移行する。事故から 8 年経過した現在、水域における放射性セシウムは底質中に蓄積しており、その濃度分布の把握は課題となっている。水域は小規模（ため池）、中規模（湖沼およびダム）、大規模（海洋）の三つに大別できる。従来、水域における底質中放射性セシウム分布をモニタリングする際は、エクマンバージ型採泥器やコアサンプラー型採泥器により底質試料を採取し、Ge 半導体検出器により試料を分析する手法が用いられてきた。対象とする環境の規模が大きいほど、従来法では環境全体の放射性セシウムの分布を網羅的に知ることが困難となる。そこで、対象とする水域の環境および規模に応じて水底の放射性セシウム濃度を直接的に計測できる in situ 測定技術の開発を試みた。本発表では、原子力機構が進めてきた底質中の放射性セシウムの分布を迅速かつ簡便にモニタリングする In situ 測定技術について概説する。

2. モニタリング技術

直接的な水底の放射線検出技術の確立を目指し、耐水性の γ 線スペクトロメータの開発を行った。検出器は、水域の規模に合わせて、小規模用には手動で取り扱えるもの、中規模用には潜水型のロボットに搭載できるものおよび大規模用には無人船に搭載できるもの [1)] の 3 種類開発した。セシウム濃度への換算は、γ 線スペクトル上の放射性セシウムの全吸収ピークの計数率と、同地点で実際に採取した底質試料中放射性セシウム濃度の関係から、換算係数 (Bq kg $^{-1}$ cps^{-1}) を算出した。換算係数により求めた濃度を市販の GIS ソフトウエアで Kriging により内挿補間し、対象水域全体での放射性セシウム濃度コンターマップを作成した。

また、得られた γ 線スペクトルのエネルギー帯毎の計数率比を指標とし、底質中放射性セシウムの深さ方向の分布の情報を得ることを試みた。ため池において in situ 測定により取得した γ 線スペクトル情報および同地点で採取した堆積物コア試料の分析結果から求めた重量緩衝深度を比較した [2)]。比較した結果、両者の関係は正の相関関係を示し、その相関関係から農業用ため池底の重量緩衝深度の分布マップの作成を試みた。

3. 結言

上記の技術により、ため池底の放射性セシウム分布を可視化することによって、水域内の放射性セシウム分布についてこれまでより深い考察が可能となる。例えば、小規模な水域では、ため池の面積、土地利用、流入および流出口の数といった条件によりその分布の状況は変化する。一方、中規模な水域では比較的水深が小規模水域に比べ大きいため、前述の条件に加え、流水による底質の鉛直的なかく乱もモニタリング結果に影響を与えうる。海洋でのモニタリング結果は、河口からの距離、水底の起伏の有無といった条件により変化すると考えられる。また、小規模水域で測定できるようになった深さ方向の分布情報は、経時的な変化を確認できるだけでなく、浚渫の必要性の判断など政策的な意思決定に反映できる。本技術の適用により、広範囲の底質中放射性セシウム分布の網羅的評価、中長期的なモニタリングの継続を引き続き実施していく。

参考文献

1) 眞田ら, *J. Adv. Mar. Sci. Tech. Soc.*, **24**, (2018) 9-18.
2) K. Ochi et al., *Anal. Chem.*, **90**, (2018) 10795-10802.

*Kotaro Ochi[1]
[1]JAEA Fukushima Environmental Safety Center

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究
Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

（3）有人ヘリコプターを用いたモニタリングについて

(3) Radiation Monitoring using Manned Helicopter

*普天間　章[1]，工藤　保[1]
[1]日本原子力研究開発機構

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震に起因する津波により、東京電力 (株) 福島第一原子力発電所事故 (福島原子力発電所事故) が発生し、周辺環境に放射性物質が拡散した。このような原子力災害において、放射性核種の拡散状況等を広範囲かつ迅速に測定する手段の一つとして、有人ヘリコプター (有人ヘリ) 等の航空機による放射線モニタリングが用いられる。我が国においては、スリーマイル島原子力発電所事故を契機とし、旧日本原子力研究所 (現日本原子力研究開発機構 (原子力機構)) を中心として、1980 年から有人ヘリを用いた放射線モニタリングに係る技術開発が開始された。福島原子力発電所事故当時、「環境放射線モニタリング指針」の中で原子力災害時に有人ヘリによるモニタリングを実施するよう位置づけられていたものの、広範囲な測定に対応可能なデータ取得方法やデータ解析方法について、定型的に処理できるシステムが整備されていたとは言い難く、福島原子力発電所事故には即座に対応ができる状態ではなかった。

福島原子力発電所事故から約 1 ヶ月後、有人ヘリによるモニタリングが米国エネルギー省 (DOE) と文部科学省により開始された。モニタリング手法については原子力機構をはじめとする研究機関や企業等が集結し、DOE の手法を基礎としながら、急峻な地形が多いという日本独特な環境や放射性核種の拡散規模等の状況を加味して改良された。当該モニタリングにより、福島原子力発電所事故によって環境中に放出された放射性核種の拡散状況が明らかとなり、当時作成された放射性セシウムの地表面沈着量マップや地表面から 1 m 高さにおける空間線量率マップは避難指示区域設定の基礎資料となったほか、様々なメディアや研究に活用されている。2013 年度に有人ヘリを用いたモニタリングは原子力規制委員会に移管され、福島第一原子力発電所を中心とする半径 80 km 圏内及びその周辺地域を対象に、原子力機構が主体となり測定及び解析手法を精緻化しながら、2018 年度現在でも継続的に実施している。このように、測定対象地域における放射性セシウムの地表面への沈着量や地表面から 1 m 高さにおける空間線量率の経時変化等に係る情報を原子力機構は提供してきている。なお、当該モニタリング結果は原子力規制委員会のホームページで随時公開されている。

福島原子力発電所事故に起因する上述のような情報の経時変化を示すだけでなく、2016 年度からは全国の各原子力発電所を中心とする半径 80 km 圏内における有人ヘリによるモニタリングも開始し、各発電所周辺のバックグラウンド放射線量のデータ等、原子力災害時に放出される放射性核種に起因する空間線量率等の迅速な評価に資する情報を整備している。航空機を用いたモニタリングは「原子力災害対策マニュアル」において緊急時モニタリングの一環として実施するよう位置づけられており、原子力災害時には迅速な対応が求められる。このような背景から、原子力災害時における緊急時モニタリング対応の実効性向上に資するため、2017 年度から一部の原子力防災訓練において有人ヘリによるモニタリングも実施するようになった。

以上のように、有人ヘリを用いたモニタリングにより得られる情報量は多く、かつ有用である。本発表では、原子力防災ツールの一つとして活躍が期待されている有人ヘリを用いた放射線モニタリングについて、測定手法やデータ解析手法を中心に概説する。

---

*Akira Futemma[1] and Tamotsu Kudo[1]
[1]Japam Atomic Energy Agency

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究
Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

（4）上空からの放射線測定の高度化

(4) Advancement of Airborne radiation monitoring

*佐々木 美雪 [1,2]
[1]日本原子力研究開発機構　福島環境安全センター
[2]名古屋大学　工学研究科

1. はじめに

福島第 1 原子力発電所事故後、環境中における広域な放射線分布の把握を目的とし、上空からの放射線測定技術の研究開発が行われている。上空からの放射線測定は短時間に広域を測定することができ、入域が困難な場所（森林や高線量地域等）でも測定することができるという利点がある。事故から 8 年経過した現在でも事故直後から行われてきた有人のヘリコプターを利用したモニタリングは原子力規制庁の事業として継続的に行われている。また、現在、技術革新の著しい、無人の飛翔体 (UAV) を用いた手法の開発も進められている。特に、農薬散布に用いられている無人のヘリコプターについては、福島第 1 原子力発電所周辺において継続的なモニタリングツールとして利用されている [1)]。一方、現在の手法は単純な無限平板の線源モデルを想定しているため、線量分布の位置分解能が地上測定と比較する上で十分でないことが課題であった。本発表では、逆問題解析手法を上空からの放射線測定に適用することによって、従来よりも位置分解能を高めることに成功した換算手法について紹介する。

2. 上空からの放射線測定値換算技術

従来、上空で測定されたガンマ線計数率を地上 1 m 高さでの空間線量率の値に換算するには、対地高度とガンマ線計数率の関係から得られる高度補正係数と、ガンマ線計数率とテストサイトの地上における空間線量率との比較から得られる空間線量率換算係数を用いることで地上 1m 空間線量率へと換算している。従来の換算手法は、平面で線源が均一に分布したモデルを基本とした換算手法であり、地形の凹凸や樹木等の遮蔽物を考慮していない。地形の凹凸等を考慮した換算手法の 1 つとして、逆問題解析を使用した換算手法の研究開発を発表者は進めてきた [2)]。逆問題による換算手法は、放射線測定情報に加え、周辺の地形情報及びその情報を元にした空気による減衰、土壌散乱の影響、樹木による遮蔽等のパラメータから計算を実施する。本手法は、福島県内の様々なサイトで上空からの数値と地上の測定値のデータセットを取得してパラメータの最適化を実施することで精度向上が図られている。

一方、換算の精度は上記のパラメータに依存し、今回実施した実測値からの最適化は人手も手間も膨大となる。そこで、これまで取得したビックデータを元に、機械学習を用いた換算技術の研究開発を進めている。様々な体系における放射線測定データを蓄積し、そのデータをもとに学習させ換算式を作成することで、従来に比べより簡便に換算対象ポイントにおける空間線量値等の算出が可能と考えられる。今後は遠隔放射線測定における逆問題解析を用いた換算手法開発に加え、機械学習を用いた換算手法の開発を進めていくことで、将来的には 3 次元的な放射線測定を可能になると考えられる。

参考文献

1) Y. Sanada et al., *J. Environ. Rad.*, **192**, (2018) 417-425.
2) M. Sasaki et al., *Prog. Nucl. Sci. Tech.*, **6**, (2018) in press.

*Miyuki Sasaki[1,2]
[1]JAEA Fukushima Environmental Safety Center
[2]Nagoya University, Graduate School of Engineering

2019年春の年会

保健物理・環境部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究
Student and young researcher's view of research on health physics and environment science

（5）事故初期における住民への影響を評価する上での課題

(5) Challenges in evaluating social impacts in the early phase of an accident

廣内　淳[1]
[1]日本原子力研究開発機構　安全研究センター

原子力施設事故時において、放射性物質の環境中への放出から住民への被ばく評価までに多くのパラメータが関与する。例えば、大気拡散過程では、乾性沈着速度、洗浄係数などが挙げられ、被ばく線量を評価する際には、各核種の放射能濃度のみならず、建物の遮蔽係数、生活習慣などが挙げられる。住民への影響を詳細に評価するには、これらのパラメータを一つ一つ調査していく必要があるものの、全てのパラメータを調査するのは現実的でなく、影響度の大きいパラメータから順次調査していくことが重要である。本発表では、発表者自身の研究を踏まえて、事故初期における住民への影響を評価するうえでの課題を述べる。

原子力施設事故発生後、緊急時モニタリングの一環として広範囲に空間放射線量率及び放射能濃度が測定される。線量率は放射能濃度測定と比較して容易に測定可能であり、放射性物質の放出後の防護措置を実施すべきかの判断基準である運用上の介入レベル（OIL）としても利用されている[1]。しかしながら、線量率のみでは核種組成の情報が含まれておらず、例えば原子力施設事故初期時の甲状腺吸収線量評価で重要なヨウ素がどの程度含まれているか等の情報は含まれていない。一方で放射能濃度測定は測定準備から結果を得るまでの時間が長く、福島第一原子力発電所事故時では、半減期の短いヨウ素、キセノンに関するデータを早期に入手することは困難であった。それ故、線量率のみならず核種組成（可能であれば放射能濃度）の情報も即座に得ることが重要であると考える。核種組成が得られれば、被ばく評価のみならず、上述した OIL にも貢献できると考える。原子力災害対策指針では、地上沈着した放射性核種組成が明確になった時点で必要な場合には OIL 初期設定値は改定されると記載されている。核種組成を即座に入手する手法の一つとして、発表者も考案したモニタリングポストに設置されている NaI(Tl)検出器の波高分布解析が考えられる[2]。しかしながら、NaI(Tl)検出器では 10 μGy h^{-1}を超えると波高分布解析ができなく、核種組成の情報を得ることができなくなるため、高線量率場でも早期に核種組成を取得する手法を考案する必要がある。

核種組成の情報を取得できる状態になったとしても、内部被ばくを正しく評価できない可能性がある。ヨウ素は他の核種とは異なり、大きく分けて 3 つの物理・化学形状（粒子状物質、CH_3I などの反応性の低いガス状、I_2などの反応性の高いガス状）が観測され、環境中ではそれぞれ異なった挙動をする。チェルノブイリ事故時には、これらの形状が観測され、場所によりその組成が異なることが示されている[3]。この原因として、各形状の乾性沈着速度、洗浄係数が異なること、さらに光化学反応により各形状間で分解/生成が行われていることが挙げられる。屋内への侵入、マスク等による除去もヨウ素の形状によって異なる可能性があり、ヨウ素による被ばくをより詳細に評価するためにはヨウ素の環境中での挙動について調査する必要がある。

参考文献

[1] 原子力規制委員会, 原子力災害対策指針（平成 30 年 10 月 1 日一部改正）.
[2] Y.Terasaka et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53, 1919-1932, 2016.
[3] IAEA, Report of the Chernobyl ^{131}I Release Working Ground of EMRAS Theme 1, 2012.

*Jun Hirouchi[1]
[1]JAEA Nuclear Safety Research Center

2019年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究
Student and Young researcher's view of research on health physics and environment science

（6）現存被ばく状況における放射線防護の課題

(6) Challenges of radiation protection in existing exposure situation

*三輪 一爾[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構
[2]東京大学

東京電力・福島第一原子力発電所の事故により、現在の日本には現存被ばく状況にあると考えられる地域が存在する。既存の放射線安全管理の方針は歴史的には計画被ばく状況を想定して組み立てられ、その考え方を他の被ばく状況にも適用できるよう、少しずつ視野を広げて進化させてきた経緯がある。したがって、実在する複雑な現存被ばく状況下での活動に関して、放射線防護の手段として既存の法令やその適用に関する考え方をそのまま踏襲するにはまだ十分ではない場合もあり得る。現実に直面している被ばく環境における放射線防護の考え方の整理を進め、必要となる新しいルールの策定が望まれている。整理のためのケーススタディとして、これまでに、現存被ばく状況における放射性物質で汚染した物の搬出[1)]や廃棄物の管理[2)]についての検討がなされてきた。

本研究では、現存被ばく状況における放射線防護の考え方の整理のためのケーススタディとして、放射性物質で汚染した物品の再生利用に関する可能性を検討する。現存被ばく状況における汚染した物品の再生利用を検討する上では、計画被ばく状況にて実施されているクリアランスとは異なった考え方のもと再生利用が行われる場合も考えられるので、解決すべき放射線防護上の課題が多く生じる可能性がある。ここではそれらの課題の中から、現存被ばく状況を適用する環境の明確化について扱いたい。なお、ここで想定する再生利用の可能性を検討する対象物を、1F 事故によって発生した放射性物質で汚染した土壌やがれき（コンクリート、鉄）とする。

現存被ばく状況における放射線防護を考える上では、どういった環境と状況が「現存被ばく状況」に該当するのかを明確に整理しておく必要がある。ここでは放射線災害後に生じる環境としての現存被ばく状況について検討する。現存被ばく状況の定義は ICRP　Publ.103 (2007) において「管理についての決定をしなければならない時に既に存在する、緊急事態の後の長期被ばく状況を含む被ばく状況」と定義づけられている。しかし、この定義だけでは、被ばくレベルの観点からその環境を現存被ばく状況とすべきか否かの判断することはできない。ICRP　Publ.103 では現存被ばく状況における放射線防護の参考レベルとして 1~20mSv/y を示しているが、被ばく線量が 1mSv/y 以下の場合は防護対策をとらなくてよいとの明らかなコンセンサスはない（注：過去には介入免除レベル 1mSv/y が ICRP Publ.82 (1999)において提唱されているが、現存被ばく状況との関連での具体的な議論はない）。現存被ばく状況を適用できる環境をより明確にするための追加的な考え方として、「緊急時に発生した線源によって、環境中の人の被ばく線量が放射線防護上有意に上昇しうる状況」といった視点が利用できないか、議論したい。

参考文献

1) 放射線防護委員会、現存被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン、H28. 6. 2
2) D. Sugiyama, Jpn. J. Health Phys., 47 (1), 30~33 (2012)

*Kazuji Miwa[1,2]
[1]JAEA
[2]University of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee | Standard comitee

[1I_PL] Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Fasilities

Chair:Kouji Okamoto(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[1I_PL01] Necesaty of optimized safety basis on decommissioning

*Kouji Okamoto[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1I_PL02] Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan

*Ken-ichi Tanaka[1] （1. IAE）

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto[1], *Ken-ichi Tanaka[2] （1. Univ. of Tokyo, 2. IAE）

2019年春の年会

標準委員会セッション

原子力施設の廃止措置の安全の考え方と標準への展開

Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Facilities

（1）廃止措置の安全の考え方

(1) Necessity of optimized safety basis on decommissioning

*岡本　孝司[1]
[1]東京大学

（2）廃止措置の安全原則

(2) Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan

*田中　健一[1]
[1]IAE

1.　はじめに

この企画セッションは，原子力施設の廃止措置という段階の特徴を踏まえた安全の考え方及び原子力学会　基盤応用・廃炉技術専門部会　廃止措置分科会が IAEA の安全原則を参照して策定を進めている廃止措置の安全原則について講演を行い，これらについて聴講者から広くご意見をいただくと共に廃止措置の安全について議論を深めていくことを目的とする。

2.　廃止措置の安全上での特徴

廃止措置の段階に移行した原子力施設は，運転中と異なり静的な状態となっている。さらに，施設が使用していた核燃料物質等（核燃料（新燃料，使用済燃料），核原料物質，核燃料物質など廃止措置にあたり譲渡しの対象となるもの）を廃止措置対象施設外に搬出した後は，放射能インベントリも大幅に減少する。このような点を踏まえると廃止措置対象施設（以下，「対象施設」という。）の原子力安全（放射線安全）に係る状況は運転中とは明らかに異なるものであり，対象施設の安全も運転段階のものとは異なる視点に基づいたものでなければならない。

廃止措置の安全を考える上では，次のような廃止措置の特徴が重要になる。

(1) 対象施設は，静的な状態にあること（異常時において基本的に事象の進展を考慮する必要のない状態）
(2) 対象施設に存在（残留）している放射性物質の量は運転中に比べはるかに減少していること
(3) 対象施設の設備，構造物及び機器（SSC s ）の状況が廃止措置の進捗に従い変化していくこと
(4) 廃止措置の進捗に伴い対象施設に残留している放射性物質の量が順次減少していくこと
(5) 作業者の労働安全のリスクが放射線被ばくのリスクより大きくなること
(6) 放射線被ばくのリスクは，廃止措置で実施する工事により一時的に増大することはあるが，工事の終了又は中断により元の状態戻る又は元の状態より低い状態になること

3. 廃止措置の安全の要件

廃止措置の安全上の特徴を踏まえ合理的に計画し，実施していくための安全に係る主な要件は次の通りである。

*Koji Okamoto[1]　*Ken-ichi Tanaka[2]
[1]University of Tokyo.　[1]The Institute of Applied Energy[2]

3-1. 放射線防護

対象施設に廃止措置に固有の特徴が存在するとしても，原子力施設の安全としての第１の要件は，人に対する放射線防護と環境に対する放射線防護である。廃止措置は，計画被ばくの下に実施され，周辺公衆及び作業従事者の被ばくは ALARA の下に管理される。また，計画外の事象に伴う潜在被ばくにおいても線量限度を超えることのないこととし，同様に ALARA の下に管理される。放射線防護のための施策は，廃止措置の特徴を考慮し，後述のグレーデッドアプローチの適用により最適化される。

3-2.グレーデッドアプローチ

対象施設の安全の確保のために適正な資源投入を実現し，安全で合理的な廃止措置を実現可能とするためにグレーデッドアプローチ（GA）の適用は必須の事項である。GA の適切な適用では，対象施設の‘どこに’，‘どれだけ’，‘どのような’放射性物質が存在するかという施設の特性を正確に把握することが必要である。その上で，施設の特性に応じて達成すべき安全の目標に対して最適な施策を講じていくことが求められる。過度な安全要求並びにそれに対応する過度の安全対策及びそれに伴う過度の資源投入は，場合によっては本来重点を置くべきところを疎かにしてしまうという恐れがあり，安全対策の不合理さの原因となる。これにより廃止措置全体の安全をかえって損なう可能性がある。廃止措置の特徴を踏まえ，対象施設の特性に則した GA に基づく適正な資源投入が廃止措置の安全に必須の事項である。

3-3.リーダシップ

廃止措置は，安全に確保に関する明確な意思及び効率的及び効果的な遂行に対する意思の表明の下に計画され，実施される。廃止措置の遂行に係る確固たる目標を掲げ，目的意識を示すリーダシップは，廃止措置の推進及び完遂に不可欠なものである。廃止措置は数十年という長期にわたる事業である。目標や目的意識は，廃止措置の実施主体（事業者）又は社会環境の変化により見直しが必要な場合もあり得る。しかし，期間を通して，意志を明確に表明し続け，リーダシップを維持し，その意思が廃止措置に関係する者に正しく理解され，浸透していることが求められる。

3-4.プロジェクトマネージメントと

廃止措置は，プロジェクトの 2 つの構成要素である独自性及び有期性を有している。独自性とは，その業務を構成する個々の作業がいずれも「(その業務で）はじめて行うこと」であり，計画時に想定していない未知の事象発生の可能性があることをいう。廃止措置の場合，対象施設内に複数の SSCs が設置されている場合があるが，設置場所や使用履歴などに違いがあることから，まったく同じも事を繰り返しおこなうということはない。また，SSCs を解体し，撤去していくことで対象施設内の状況も廃止措置の進捗に伴い変化している。有期性とは，期間が設定されていること，「始まりと終わりのあること」である。廃止措置は，対象施設の運転を停止し，廃止措置計画の認可を受けて開始され，終了の確認をもって終了となる。その期間は，複数の工事工程に分割され段階的に進んでいくものである。

プロジェクトには，確立されたマネージメントの方法があり，プロジェクトマネージメントと呼ばれている。プロジェクトである廃止措置は，このマネージメントの手法を適用することで効率的かつ効果的に推進可能となる。そのような円滑な推進が，廃止措置全体の安全に結びつくものである。

3-5. 廃止措置の方策（Strategy）

廃止措置の段階で最も安全な状態とは，廃止措置が終了した状態である。廃止措置の期間途中で停滞して，工事途中の不安定な状態が長く続くようなことは安全上あってはならない。このようなことを発生させないために，廃止措置の開始に先立ち事業者の経営状況，投入可能な資源，社会環境及び法令の枠組みを考慮して，明確なリーダシップの下に方策を策定し，その方策に基づく計画立案を行うことが求められる。

4. 廃止措置の安全原則

4-1.IAEA の安全体系

IAEA では，原子力安全を確実なものとしていくため，原子力全般にわたる安全の原則を定めた‘基本安全原則（Fundamental Safety Principles:SF-1）’[1)]の下に，原子力事業に関連する 7 つの項目について‘一般安全要件（General Safety Requirements : GSR）’を定めている。さらに，この下に定められる個別の安全要件や安全指

針が定められており，原子力安全はこの体系の従って達成されていくものとされている。廃止措置に関する安全要件は，6 番目の GSR である GSR.Part.6 Decommissioning of Facilities[2)]に示されている。

4-2.GSR.Part.6 の安全要件

GSR.Part.6 は，８つの章からなり，合計で 15 の安全要件が示されている。図 1 は GSR.Part.6 の目次を示したものである。ここでは，「人の防護と環境の防護」を冒頭に据え，この達成のために 3 つの要件を示している。ここでは，防護と安全について最適化すること，GA を適用すること及び安全評価により廃止措置の活動の妥当性が検証されることを求めている。

2 番目には廃止措置に関連する者の役割が示されている。廃止措置を安全かつ合理的に計画し実施していく第一義の責任は，事業者にあるとし，それを推進していくための政府と規制機関の役割が示されている。事業者，政府及び規制機関は，廃止措置を行う「プレイヤ」としてそれぞれの役割を確実に果たしていくことが求められている。

プロジェクトとしての廃止措置を円滑かつ効果的に実施していくための統合的な管理の仕組みについて 3 番目に示されている。投入可能な資源を効果的に管理し，適切に投入していくことが廃止措置の安全を確実にすることにつながるということが示されている。

明確な方向性を示し，それに従って業務を遂行していくことで効率的かつ効果的な業務の遂行が可能となる。このために廃止措置の方策は必須のものである。明確な意思の下に推進し完遂することで安全が確実なものになることが 4 番目に示されている。

資金の確保は，廃止措置の完遂に必須の事項である。資金が不足することで，廃止措置が遅延する，または，中断することのないようにすることを求めている。

以降の 3 つの章で，廃止措置の計画，実施及び終了のそれぞれについて安全の要件が示されている。

図1　IAEA　GSR.Part.6 の目次 [2)]

IAEA が定める安全体系の適用は，それが加盟国それぞれの原子力を取り巻く状況の最大公約数として定められたものであることを踏まえ，我が国固有の実情に合わせていくことが肝要である。これらの安全要件は，普遍性のあるものであるが，教条的な適用は必ずしも原子力安全の達成に利すものではないことを意識すべきであろう。IAEA の安全体系に示される普遍的な安全の原理及び個々の要件の根底にある考え方を正しく理解し，我が国の実情に合わせた廃止措置の安全の原則が求められる。

5. 廃止措置の安全の原則

廃止措置分科会では，IAEA の安全体系を参照し，国内の実情を反映した，国内における廃止措置の安全の原則の策定を進めている。

5-1.廃止措置の目的

分科会では，廃止措置を可能な限り円滑かつ速やかに完遂することを廃止措置の目的として求めることとする。これは，放射線被ばくについて不安定な状態から速やかに最も安全な状態である終了の状態を達成す

ることを目指すとするものである。

5-2.廃止措置の安全原則

分科会では,14 個の安全原則を定めている。これは GSR.Part.6 の要件及びその根底にある考え方を参照し,前述の目的達成に必要な事項を示している。14 個の安全原則は次の通りである。

(1) 廃止措置における放射線防護
(2) 廃止措置時の労働安全
(3) 廃止措置終了後の安全確保
(4) グレーデッドアプローチ
(5) リーダシップ
(6) 廃止措置の方策
(7) プロジェクト管理
(8) 廃止措置の計画
(9) 廃止措置の実施
(10) 廃止措置の終了
(11) 核燃料物質等の取扱
(12) 放射性廃棄物の管理
(13) 廃止措置に必要な資金の確保
(14) 廃止措置における役割

6. まとめ

本企画セッションでは，廃止措置の特徴及び安全の要件を示し，廃止措置の安全を確実にするために求められる重要な事項を明らかにしていく。また，IAEA の安全要件を紹介し，ここに示される普遍的な安全の原理と共に安全要件の根底にある考え方を説明する。これらを踏まえ，国内における廃止措置を安全に遂行し完遂するために策定を進めている安全原則を説明する。このセッションを通して廃止措置の特徴とそれを反映した安全の考え方や取るべき施策について活発な議論がなされていくことを期待する。

参考文献

1) IAEA,‘Safety Fundamental Principals’, Safety Fundamentals No.SF-1(2006)
2) IAEA, ‘Decommissioning of Facilities’ General Safety Requirements Part 6 No.GSR Part6(2014)

2019年春の年会

標準委員会セッション

原子力施設の廃止措置の安全の考え方と標準への展開

Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Facilities

（1）廃止措置の安全の考え方

(1) Necessity of optimized safety basis on decommissioning

*岡本　孝司[1]
[1]東京大学

（2）廃止措置の安全原則

(2) Developing the safety fundamentals on decommissioning in Japan

*田中　健一[1]
[1]IAE

1.　はじめに

この企画セッションは，原子力施設の廃止措置という段階の特徴を踏まえた安全の考え方及び原子力学会　基盤応用・廃炉技術専門部会　廃止措置分科会が IAEA の安全原則を参照して策定を進めている廃止措置の安全原則について講演を行い，これらについて聴講者から広くご意見をいただくと共に廃止措置の安全について議論を深めていくことを目的とする。

2.　廃止措置の安全上での特徴

廃止措置の段階に移行した原子力施設は，運転中と異なり静的な状態となっている。さらに，施設が使用していた核燃料物質等（核燃料（新燃料，使用済燃料），核原料物質，核燃料物質など廃止措置にあたり譲渡しの対象となるもの）を廃止措置対象施設外に搬出した後は，放射能インベントリも大幅に減少する。このような点を踏まえると廃止措置対象施設（以下，「対象施設」という。）の原子力安全（放射線安全）に係る状況は運転中とは明らかに異なるものであり，対象施設の安全も運転段階のものとは異なる視点に基づいたものでなければならない。

廃止措置の安全を考える上では，次のような廃止措置の特徴が重要になる。

(1) 対象施設は，静的な状態にあること（異常時において基本的に事象の進展を考慮する必要のない状態）
(2) 対象施設に存在（残留）している放射性物質の量は運転中に比べはるかに減少していること
(3) 対象施設の設備，構造物及び機器（SSC s ）の状況が廃止措置の進捗に従い変化していくこと
(4) 廃止措置の進捗に伴い対象施設に残留している放射性物質の量が順次減少していくこと
(5) 作業者の労働安全のリスクが放射線被ばくのリスクより大きくなること
(6) 放射線被ばくのリスクは，廃止措置で実施する工事により一時的に増大することはあるが，工事の終了又は中断により元の状態戻る又は元の状態より低い状態になること

3. 廃止措置の安全の要件

廃止措置の安全上の特徴を踏まえ合理的に計画し，実施していくための安全に係る主な要件は次の通りである。

*Koji Okamoto[1]　*Ken-ichi Tanaka[2]
[1]University of Tokyo.　[1]The Institute of Applied Energy[2]

3-1. 放射線防護

対象施設に廃止措置に固有の特徴が存在するとしても，原子力施設の安全としての第１の要件は，人に対する放射線防護と環境に対する放射線防護である。廃止措置は，計画被ばくの下に実施され，周辺公衆及び作業従事者の被ばくは ALARA の下に管理される。また，計画外の事象に伴う潜在被ばくにおいても線量限度を超えることのないこととし，同様に ALARA の下に管理される。放射線防護のための施策は，廃止措置の特徴を考慮し，後述のグレーデッドアプローチの適用により最適化される。

3-2.グレーデッドアプローチ

対象施設の安全の確保のために適正な資源投入を実現し，安全で合理的な廃止措置を実現可能とするためにグレーデッドアプローチ（GA）の適用は必須の事項である。GA の適切な適用では，対象施設の‘どこに’，‘どれだけ’，‘どのような’放射性物質が存在するかという施設の特性を正確に把握することが必要である。その上で，施設の特性に応じて達成すべき安全の目標に対して最適な施策を講じていくことが求められる。過度な安全要求並びにそれに対応する過度の安全対策及びそれに伴う過度の資源投入は，場合によっては本来重点を置くべきところを疎かにしてしまうという恐れがあり，安全対策の不合理さの原因となる。これにより廃止措置全体の安全をかえって損なう可能性がある。廃止措置の特徴を踏まえ，対象施設の特性に則した GA に基づく適正な資源投入が廃止措置の安全に必須の事項である。

3-3.リーダシップ

廃止措置は，安全に確保に関する明確な意思及び効率的及び効果的な遂行に対する意思の表明の下に計画され，実施される。廃止措置の遂行に係る確固たる目標を掲げ，目的意識を示すリーダシップは，廃止措置の推進及び完遂に不可欠なものである。廃止措置は数十年という長期にわたる事業である。目標や目的意識は，廃止措置の実施主体（事業者）又は社会環境の変化により見直しが必要な場合もあり得る。しかし，期間を通して，意志を明確に表明し続け，リーダシップを維持し，その意思が廃止措置に関係する者に正しく理解され，浸透していることが求められる。

3-4.プロジェクトマネージメントと

廃止措置は，プロジェクトの 2 つの構成要素である独自性及び有期性を有している。独自性とは，その業務を構成する個々の作業がいずれも「(その業務で) はじめて行うこと」であり，計画時に想定していない未知の事象発生の可能性があることをいう。廃止措置の場合，対象施設内に複数の SSCs が設置されている場合があるが，設置場所や使用履歴などに違いがあることから，まったく同じも事を繰り返しおこなうということはない。また，SSCs を解体し，撤去していくことで対象施設内の状況も廃止措置の進捗に伴い変化している。有期性とは，期間が設定されていること，「始まりと終わりのあること」である。廃止措置は，対象施設の運転を停止し，廃止措置計画の認可を受けて開始され，終了の確認をもって終了となる。その期間は，複数の工事工程に分割され段階的に進んでいくものである。

プロジェクトには，確立されたマネージメントの方法があり，プロジェクトマネージメントと呼ばれている。プロジェクトである廃止措置は，このマネージメントの手法を適用することで効率的かつ効果的に推進可能となる。そのような円滑な推進が，廃止措置全体の安全に結びつくものである。

3-5. 廃止措置の方策（Strategy）

廃止措置の段階で最も安全な状態とは，廃止措置が終了した状態である。廃止措置の期間途中で停滞して，工事途中の不安定な状態が長く続くようなことは安全上あってはならない。このようなことを発生させないために，廃止措置の開始に先立ち事業者の経営状況，投入可能な資源，社会環境及び法令の枠組みを考慮して，明確なリーダシップの下に方策を策定し，その方策に基づく計画立案を行うことが求められる。

4. 廃止措置の安全原則

4-1.IAEA の安全体系

IAEA では，原子力安全を確実なものとしていくため，原子力全般にわたる安全の原則を定めた‘基本安全原則（Fundamental Safety Principles:SF-1）’[1)]の下に，原子力事業に関連する 7 つの項目について‘一般安全要件（General Safety Requirements : GSR）’を定めている。さらに，この下に定められる個別の安全要件や安全指

針が定められており，原子力安全はこの体系の従って達成されていくものとされている。廃止措置に関する安全要件は，6 番目の GSR である GSR.Part.6 Decommissioning of Facilities[2)]に示されている。

4-2.GSR.Part.6 の安全要件

GSR.Part.6 は，８つの章からなり，合計で 15 の安全要件が示されている。図 1 は GSR.Part.6 の目次を示したものである。ここでは，「人の防護と環境の防護」を冒頭に据え，この達成のために 3 つの要件を示している。ここでは，防護と安全について最適化すること，GA を適用すること及び安全評価により廃止措置の活動の妥当性が検証されることを求めている。

2 番目には廃止措置に関連する者の役割が示されている。廃止措置を安全かつ合理的に計画し実施していく第一義の責任は，事業者にあるとし，それを推進していくための政府と規制機関の役割が示されている。事業者，政府及び規制機関は，廃止措置を行う「プレイヤ」としてそれぞれの役割を確実に果たしていくことが求められている。

プロジェクトとしての廃止措置を円滑かつ効果的に実施していくための統合的な管理の仕組みについて 3 番目に示されている。投入可能な資源を効果的に管理し，適切に投入していくことが廃止措置の安全を確実にすることにつながるということが示されている。

明確な方向性を示し，それに従って業務を遂行していくことで効率的かつ効果的な業務の遂行が可能となる。このために廃止措置の方策は必須のものである。明確な意思の下に推進し完遂することで安全が確実なものになることが 4 番目に示されている。

資金の確保は，廃止措置の完遂に必須の事項である。資金が不足することで，廃止措置が遅延する，または，中断することのないようにすることを求めている。

以降の 3 つの章で，廃止措置の計画，実施及び終了のそれぞれについて安全の要件が示されている。

図1 IAEA GSR.Part.6 の目次 [2)]

IAEA が定める安全体系の適用は，それが加盟国それぞれの原子力を取り巻く状況の最大公約数として定められたものであることを踏まえ，我が国固有の実情に合わせていくことが肝要である。これらの安全要件は，普遍性のあるものであるが，教条的な適用は必ずしも原子力安全の達成に利すものではないことを意識すべきであろう。IAEA の安全体系に示される普遍的な安全の原理及び個々の要件の根底にある考え方を正しく理解し，我が国の実情に合わせた廃止措置の安全の原則が求められる。

5. 廃止措置の安全の原則

廃止措置分科会では，IAEA の安全体系を参照し，国内の実情を反映した，国内における廃止措置の安全の原則の策定を進めている。

5-1.廃止措置の目的

分科会では，廃止措置を可能な限り円滑かつ速やかに完遂することを廃止措置の目的として求めることとする。これは，放射線被ばくについて不安定な状態から速やかに最も安全な状態である終了の状態を達成す

ることを目指すとするものである。

5-2.廃止措置の安全原則

分科会では,14 個の安全原則を定めている。これは GSR.Part.6 の要件及びその根底にある考え方を参照し,前述の目的達成に必要な事項を示している。14 個の安全原則は次の通りである。

(1) 廃止措置における放射線防護
(2) 廃止措置時の労働安全
(3) 廃止措置終了後の安全確保
(4) グレーデッドアプローチ
(5) リーダシップ
(6) 廃止措置の方策
(7) プロジェクト管理
(8) 廃止措置の計画
(9) 廃止措置の実施
(10) 廃止措置の終了
(11) 核燃料物質等の取扱
(12) 放射性廃棄物の管理
(13) 廃止措置に必要な資金の確保
(14) 廃止措置における役割

6. まとめ

本企画セッションでは，廃止措置の特徴及び安全の要件を示し，廃止措置の安全を確実にするために求められる重要な事項を明らかにしていく。また，IAEA の安全要件を紹介し，ここに示される普遍的な安全の原理と共に安全要件の根底にある考え方を説明する。これらを踏まえ，国内における廃止措置を安全に遂行し完遂するために策定を進めている安全原則を説明する。このセッションを通して廃止措置の特徴とそれを反映した安全の考え方や取るべき施策について活発な議論がなされていくことを期待する。

参考文献

1) IAEA,‘Safety Fundamental Principals’, Safety Fundamentals No.SF-1(2006)
2) IAEA, ‘Decommissioning of Facilities’ General Safety Requirements Part 6 No.GSR Part6(2014)

(Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto[1], *Ken-ichi Tanaka[2] （1. Univ. of Tokyo, 2. IAE）

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[1J_PL] Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[1J_PL01] Current status of international cooperation in fast reactor development

*Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

[1J_PL02] Future R&D issues in fast reactor development

*Koji Morita[1] (1. Kyushu Univ.)

[1J_PL03] Current status of international cooperation in high-temperature gas reactor development

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

[1J_PL04] Future R&D issues in high-temperature gas reactor development

*Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

[1J_PL05] Discussion

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）

Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（1）高速炉の国際協力の現状

(1) Current status of international cooperation in fast reactor development

*大島　宏之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉サイクルは、プルトニウム等の長寿命 TRU 核種を燃料として活用出来るため、ウランの利用効率を飛躍的に向上させ、廃棄物（使用済燃料）の減容化・潜在的有害度低減に繋がることから、世界的に開発が進められている。高速炉の中には、ナトリウム冷却高速炉（SFR）、鉛冷却高速炉（LFR）等、冷却材別に幾つかの種類があるが、以下では、原子力機構が国際協力を進めている SFR を取り上げて紹介する。

世界各国での SFR の開発状況を図 1 に示す。ロシアは、閉じた燃料サイクルを伴う軽水炉と高速炉を並行して運転し、原子力発電設備容量を段階的に拡大する「2 炉型（2 Component System）戦略」を進めている。2015 年末に実証炉 BN-800 の送電を開始しており、現在 2030 年までの建設を目途に商用炉 BN-1200 の設計が鋭意進められている。中国も、ロシアからの導入技術と独自開発技術を織り交ぜて、2010 年には実験炉 CEFR の送電を開始し、次の実証炉 CFR600 の建設を 2017 年 12 月に開始した。インドでは、SFR は天然ウラン燃料重水炉とウラン 233（トリウム起源）燃料新型重水炉の中間炉として位置づけられており、フランスからの導入技術を用いた実験炉 FBTR に続く原型炉 PFBR の今年中の運転開始に向けて努力している。フランスは、原型炉フェニックス、実証炉スーパー・フェニックスの建設・運転経験を有している。現在は稼働中の SFR は無く、次期炉 ASTRID 設計作業の今後の動向が注目されている。米国は、現在複数の企業が SFR を

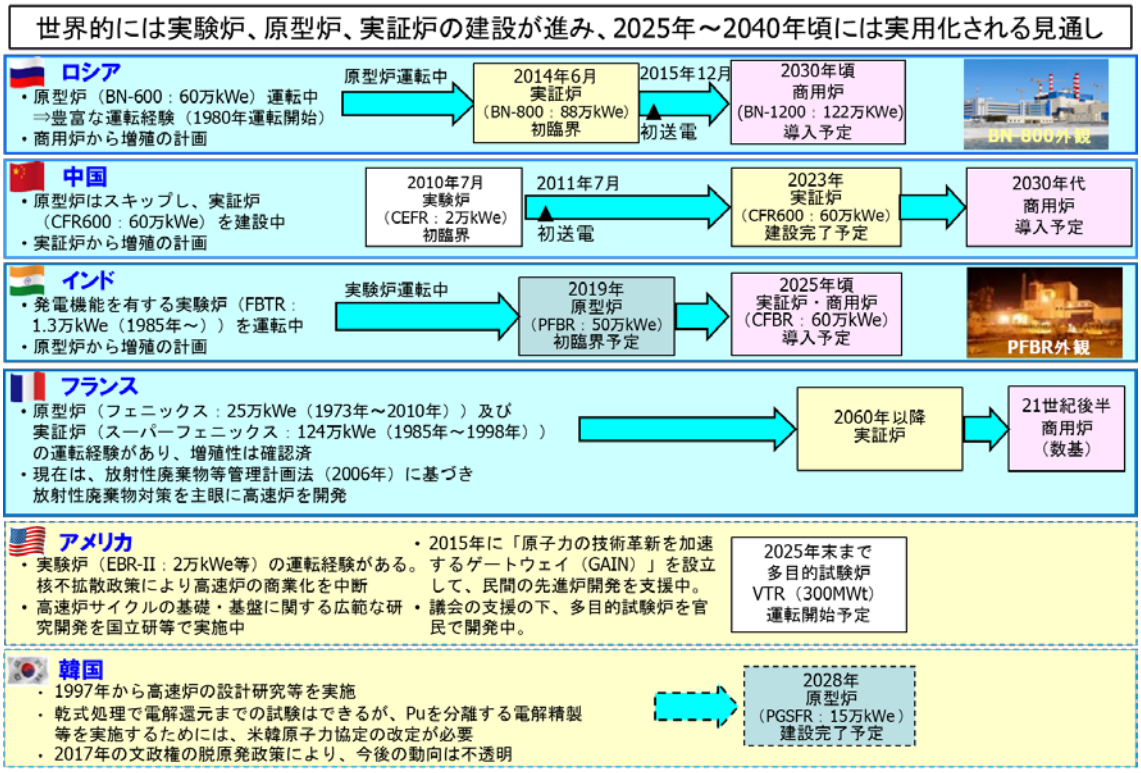


図 1　世界におけるナトリウム冷却高速炉（SFR）の開発状況

含む先進炉の設計作業を進めており、これらの支援のため GAIN（国立研の資源活用）や SFR 多目的試験炉 VTR(Versatile Test Reactor)の開発が官民で進んでいる。韓国は、原型炉計画を有していたが、政権交代による影響があり、今後の動向が注目されている。

各国が SFR 研究開発を進める中、我が国もエネルギーセキュリティの確保等を目的として、国際協力を活用しつつ実証炉の設計研究段階まで進めてきた。昨年 12 月には原子力関係閣僚会議において高速炉開発に関する戦略ロードマップ（RM）が決定され、「これまで培った技術・人材を最大限活用し、多様な高速炉技術の競争を促進」、「民間の創意工夫を取り入れ、各ステークホルダーが適切な役割を果たし国内外の動向を想定して技術開発を推進」などの基本的な考え方、今後 10 年程度の開発ステップ（技術間競争促進→絞り込み・重点化→今後の開発課題・工程検討）、国際協力の活用（二国間や多国間でのネットワーク活用）などが示された。

このような国内外情勢の中で、我が国が進めている SFR 研究開発に関する主な国際協力関係を図 2 に示す。本稿では、これらの国際協力の現状を紹介する。

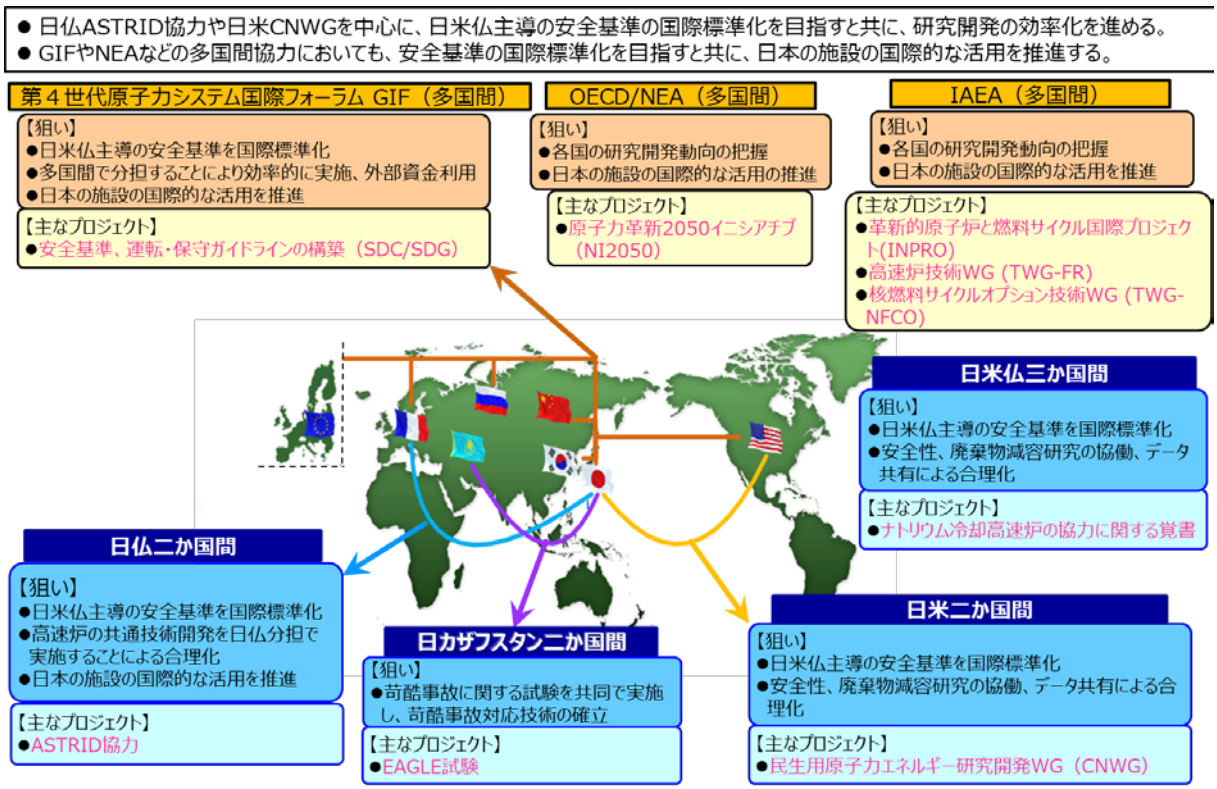


図 2　高速炉サイクル技術開発に関する日本の主な国際協力関係

2. 多国間協力

2-1. 第４世代原子力システム国際フォーラム(GIF)における高速炉協力

2006 年に、日本、フランス、米国、EU、韓国の間で、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）を通じた SFR システム取決め（Phase I）が署名された。その後、中国、ロシアの参加を経て、2016 年 2 月には 10 年間延長するための取り決めが 6 か国 1 国際機関の間で署名され（中国、EU は、他 5 ヶ国より遅れて署名）、Phase II として活動が継続されている。

現在、①先進燃料、②機器・BOP、③安全・運転性、④システム統合・評価の各プロジェクトについて、参加国による署名が行われ共同研究が実施されている。また、第 4 世代炉の“安全設計クライテリア(SDC)”と“安全設計ガイドライン(SDG)”の検討を日本主導のタスクフォースとして実施している [1]。各プロジェクトの最近の動向は以下のとおりである。

① 先進燃料プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国、EU、中国、ロシアが参加し、ドライバー燃料、MA 含有核変換燃料、及び高燃焼度燃料の 3 分野において、評価、最適化、及び実証を目指した協力を

実施している。対象となる燃料形態は、酸化物、金属、窒化物、及び炭化物であり、燃料物性、燃料製造、照射試験・照射後試験、被覆管材料、その他の各分野について情報交換が行われている。2007 年 3 月に開始された本プロジェクトは、2018 年 4 月に Phase2 に係る研究協力を開始したところである。

② 機器・BOP プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国が参加し、ISI&R、先進エネルギー変換技術、ナトリウム漏えい及び漏えい後の事象評価、蒸気発生器、ナトリウム運転技術及び新規ナトリウム試験設備の各分野について情報交換を実施している。中国及びロシアが新規参加を希望しており、両国のプロジェクトプランの審議が進行中である。

③ 安全・運転性プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国、EU、中国、ロシアが参加し、炉心安全、崩壊熱除去系・自然循環、シビアアクシデント、外部事象、炉停止系、格納設備・ソースターム、コード検証、PRA、ナトリウム・水・コンクリート反応、安全設計、安全解析の各分野について情報交換が行われている。米国・FFTF 炉で実施された 2 次系除熱喪失時の固有安全性確認試験結果を用いたベンチマークが提案され、ベンチマーク参加国を募集中である。。

④ システム統合・評価プロジェクト：日本、フランス、米国、韓国、EU、中国、ロシアが参加し、参加国が提案するプラント概念の評価を実施している。また、提案概念に基づき、R&D ニーズの検討を実施している。

2-2. 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）を通じた国際協力

OECD/NEA では、Nuclear Innovation 2050 (NI2050) – A Roadmap to a Carbon-free Energy Future[2]を 2015 年 7 月に立ち上げ、米国、フランス、ロシア、日本を始めとする 18 か国、EU、IAEA 等が参加してキックオフ会合(Workshop)が開催された。今後の世界的なエネルギー需要の高まりと地球温暖化への対応のため原子力の果たすべき役割がますます大きくなる中で、放射性廃棄物の管理や環境適合性、経済性向上など次世代原子力技術の開発を促進することがその目的である。2030 年頃までと 2050 年を見通した長期課題に分けて核分裂原子炉と燃料サイクルの技術課題について、研究開発とこれを支えるインフラの整備を始めとする国際的な研究協力プログラムの立ち上げに向けて議論がなされた。2015 年から 2018 年秋にかけてアドバイザーパネル会合、専門家会合を重ね、9 つの R&D プログラムがまとめられた。SFR 関連では、Advanced Components for Generation IV: DHRS to foster safety and economics という件名でシビアアクシデントを含む事故時の崩壊熱除去の安全性向上について、様々な体系での試験、解析評価を含む計画が原子力機構から提案されている。2018 年末までで活動に一区切りがつけられ、成果をまとめたレポートの作成が進んでいる。今後は、提案された各プログラムの具体化が、OECD/NEA を始めとする様々なチャンネルで展開されることになる。

この他、SFR に関連した活動として、各国における新型炉の開発動向のサーベイ、これに基づく炉心材料及び構造材料開発やその規格基準化における炉型共通技術課題の摘出、その解決の方向性に関する議論及びレポート作成等の活動が専門家会合において継続されている。

2-3. 国際原子力機関（IAEA）を通じた国際協力

IAEA においては、協力研究計画等を審議する高速炉技術ワーキンググループ（TWG-FR）を通じて、各国の高速炉技術に関する研究開発動向等の情報交換、国際協力研究の調整等を行っている。毎年開催されている TWG-FR 会合は、直近では 2018 年 5 月に中国で開催された。また、TWG-FR の元で、米国 EBR-II や中国 CEFR での試験データを用いたベンチマーク解析、ナトリウムに関するデータベース構築(NAPRO)など共同研究プロジェクトが進められるとともに、各種情報交換（知識データベース、ナトリウム試験施設のブックレット作成等）が行われている。

この他、革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト（INPRO）を通じて、評価手法の開発や改良、サイクル諸量評価を実施、さらに、核燃料サイクルオプション技術ワーキンググループ（TWG-NFCO）を通じて、毎年燃料サイクル諸活動への提言及び各国の核燃料サイクルに係る情報交換を行っている。

3. 二か国間協力

3-1. 米国との協力

日米二か国間協力は、日米政府間の「民生用原子力協力に関する二国間委員会」の下に発足した日米民生

用原子力研究開発協力作業部会(CNWG)の一環として実施されている。CNWG は、1) 新型炉、2) 核燃料サイクル・廃棄物管理、3) 軽水炉の分野における研究開発の協力から構成され、SFR に関わる協力は 1) の枠組みで実施されている。

具体的には、SFR 構造材料、モデリング＆シミュレーション、金属燃料炉心・安全評価に関わる協力が進行中である。2018 年 5 月 24 日に行われた第 6 回 CNWG 本会議では、日米双方の原子力政策や研究開発動向について紹介があった後、日米間の共同研究を通じて、研究施設の相互利用を促進する方策について議論がなされたほか、各分野における協力の進捗状況の報告が行われ、日米二国間協力関係をより一層強化することが合意された。

3-2. フランスとの協力

平成 26 年 5 月、日仏両政府はフランスの第 4 世代 SFR の実証炉である ASTRID に関して、研究開発を実施する主体や協力期間、意思決定の枠組み等を規定する「第 4 世代原子炉 ASTRID 計画及び高速炉協力に係る日本当局とフランス共和国原子力・代替エネルギー庁の間の取決め」に署名した。さらに、平成 26 年 8 月には、日仏両国の実施機関間で「日本原子力研究開発機構、三菱重工業株式会社、三菱 FBR システムズ株式会社とフランス共和国原子力・代替エネルギー庁、AREVA NP との ASTRID 計画及び SFR の協力に関する実施取決め」を締結した。これら取決めに基づき高速炉分野での系統・機器の設計や、関連する解析・試験等に係る協力を着実に進めてきた [3]。

本協力では、日仏共通の設計技術として、特に重要性の高い安全性向上技術やタンク型炉の原子炉構造関連技術に着目した 10 項目の設計分野（崩壊熱除去系、受動的炉停止機構、免震技術、過酷事故緩和設備（コアキャッチャ）等）について協力を進めている。例えば、崩壊熱除去系に関しては、仏のタンク型炉における知見と日本の信頼性の高い技術を組み合わせることにより、タンク型炉に適合した信頼性の高い強制循環方式の崩壊熱除去系の設計概念を補助系や配置を含めて構築した [4]。R&D 分野においては、炉心燃料、炉技術、シビアアクシデントに着目した計 26 項目の分野について、データや技術オプションを拡充しつつ日仏の役割分担を通じたコスト低減・開発リスク低減を図り、合理的な研究開発を進めている。本協力を通じ、フランスの経験から得られたタンク型炉特有の知見を獲得し、国内タンク型炉に係る系統設計や機器設計に資する知見を蓄積している。また、共通 R&D 項目の継続及び拡大に向けた日仏実証炉の仕様共通化について、ワーキンググループを設置して日仏間で協議を進めており、現実施取決め期間（~2020 年）以降の協力については、現ワーキンググループでの評価結果を踏まえて今後協議することとしている。

3-3. カザフスタンとの協力

高速炉分野におけるカザフスタン共和国との協力は、1998 年より本格的に開始された。この協力は EAGLE（Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities）計画と称され、SFR での炉心損傷事故（CDA: Core Disruptive Accidents）時に生じる再臨界の問題を対象に、同国の国立原子力センター（カザフ NNC）が所有する試験用原子炉施設 IGR（Impulse Graphite Reactor）等を用いた試験研究を展開してきた。IGR では燃料集合体規模の燃料を溶かす試験を実現させ、これまで核加熱により燃料ピン束を溶融させて溶融燃料の移行挙動に関わる様々なデータ・知見を蓄積するとともに、溶融燃料を炉心領域から流出させる設計方策が再臨界問題の排除に有効であることを確認してきた。現在は第 3 期 EAGLE 計画が進められており、再臨界が防止された後の長期的な燃料の再配置と冷却を主要課題とした試験研究を展開している。本計画の実施により炉心損傷事故の影響が原子炉容器内に格納できることが示され、高速炉の安全性向上に大きく貢献することが期待される。

3-4. その他の国際協力

・日独仏 SIMMER 開発協力

SIMMER は SFR における CDA の高精度シミュレーションを目的とした核熱流動の総合安全解析コードである。原子力機構は本コードの開発を主体的に進めるとともに、1995 年から 20 年以上にわたって欧州研究機関と共同で改良および実験的検証を進めてきた。この協力により、欧州各機関で蓄積された安全試験データを用いたコード開発、体系的かつ計画的に実施した検証研究の分担実施、および各機関における SFR 安全解析への適用研究、を通じて SIMMER を SFR の安全評価における国際的な標準的手法として整備するとい

う成果を得てきた。今後も各国における高速炉開発状況に対応しつつ、国際的な安全研究分野の技術・人材を最大限に活用し、高速炉実用化のための安全評価技術基盤の確立に貢献することを目的として、国際協力体制を維持・強化する。

4. おわりに

本稿では、我が国の SFR 研究開発における国際協力の現状を紹介した。研究開発における国際協力は、評価手法や規格基準類の整備・国際標準化、インフラの共同利用や試験データの相互補完による研究開発自体の合理化・効率化、そして人材育成の観点から有効である。他電源との競争の激化など原子力を取り巻く社会環境は大きく変化していることから、世界的にもリソースの共有を促進する動きが活発化している。今後は、原子力関係閣僚で決定された RM に基づき我が国の研究開発を進め、実用化のための技術基盤の確立とイノベーションの促進に取り組んでいくことになるが、その際には各国の政策状況の変化に柔軟に対応しながら、米国やフランスを中心とした二か国間協力や GIF 等の多国間協力をさらに戦略的に活用することで、効果的かつ効率的に高速炉サイクルの実用化に向けた研究開発を展開していくことが肝要である。

参考文献

[1] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria

[2] https://www.oecd-nea.org/ndd/ni2050/

[3] Frédéric VARAINE, et al., “The Collaboration of Japan and France on the Design of ASTRID Sodium Fast Reactor”, Proceedings of ICAPP 2017 (2017)

[4] Edouard HOURCADE, et al., “ASTRID Nuclear Island design: update in French-Japanese joint team development of Decay Heat Removal systems”, Proceedings of ICAPP 2018 (2018)

*Hiroyuki Ohshima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）
Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（2）高速炉の今後の研究開発課題

(2) Future R&D issues in fast reactor development

*守田 幸路[1]
[1]九州大学

1. はじめに

ウラン資源の利用を大幅に拡大できる高速炉サイクルは、長期に亘りエネルギーを安定供給し、「資源の有効利用」（ウラン資源の利用率の拡大）、「環境負荷低減」（放射性廃棄物の減容と潜在的有害度の低減）を達成できる可能性がある。2018 年 12 月に原子力関係閣僚会議にて決定された高速炉開発に関する「戦略ロードマップ」では、ウラン需給の現状等の政策環境・社会情勢を勘案すれば、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となる可能性があるとされ、将来の不確実性に関するリスク、技術や経験の段階的な蓄積・発展の必要性を勘案しつつ、21 世紀半ば頃の適切なタイミングにおいて高速炉が運転開始されることが期待されるとされた。また、原子力を取り巻く社会環境が大きく変化していることを踏まえると、高い安全性を確保した上で、更なるコスト低減を志向した開発を行い、その際に、将来への不確実性にしなやかに対応できるアプローチが重要とされた。

また、日本原子力研究開発機構や大学の活動を中心とした原子力分野の研究開発・人材育成と、これらを支える研究開発基盤の維持・発展を図っていくことが必要とされた。また、原子力機構がこれまでに蓄積してきた高速炉開発を中心とする知見について、広く民間との共有を図るという視点の下、民間が取り組む多様な技術開発に対応できるニーズ対応型の研究基盤を維持していくことが必要とされた。さらに、原子力機構は、国内外の最先端の技術を取り入れつつ設計手法や安全基準等の我が国の技術を国際標準化する取組を実施することも必要とされた。

高速炉の開発は中長期に及ぶが、今後十年程度の研究開発の進め方として、①競争を促し、様々なアイディアを試す、②絞込み、支援を重点化、③今後の開発課題及び工程について検討するという３ステップで行うとされている。開発に当たっては、国際協力を活用しつつ、実用化のための技術基盤の確立とイノベーションの促進に取り組んでいくとされた。

上述の「戦略ロードマップ」を踏まえて、高速炉開発のアプローチと今後の研究開発課題について述べる。

2. 高速炉開発のアプローチ

2-1. 多様な炉概念と燃料形態

高速炉にはナトリウム冷却高速炉の他に、重金属冷却高速炉、ガス冷却高速炉、溶融塩冷却高速炉、超臨界圧冷却高速炉などの様々な炉型と、使用する燃料も酸化物燃料、金属燃料など、様々な仕様・組合せが考えられ、それぞれに技術課題が存在する。その中でもナトリウム冷却高速炉と酸化物燃料の組合せが燃料サイクル分野を含めて国際的にも実績がある。我が国では、1999 年から「FBR サイクル実用化戦略調査研究（FS）」が行われ、多様な炉概念と燃料形態に対する高速炉サイクルが検討された。2006 年には、開発目標への適合性と技術実現性の２つの視点から比較検討され、ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉が主概念、ナトリウム冷却金属燃料高速炉が副概念として選定された。昨今では、米国、カナダ等を中心に、民間の創意工夫の中で多様な炉型が検討されている。

高速炉は実用化されるまでの開発期間が長期に亘ることから、現時点で未成熟な概念の開発が進展する可能性がある。この不確実さに備えるためには、国内外の多様な研究開発動向を注視し、様々な炉概念及び革

新技術に関するイノベーション研究の状況を把握するとともに、それらの中から将来の高速炉サイクルに寄与する可能性の認められる技術を取り込んでいく柔軟性を持つことが重要である。特に、大学や研究機関においては、実用化開発における主概念や技術の制約に囚われず、より幅の広い多様な炉型や革新技術について研究し、原子力研究の裾野を拡大していくことが望まれる。その際、学会のみならず産業界との意見交流の場を設け、研究活動の活性化を図るとともに、高速炉サイクルの研究開発を担う人材育成も図っていくことが重要である。日本原子力研究開発機構は、ナトリウム冷却炉を中心とした試験施設及び設計評価手法を有しているが、他の炉型への応用も可能なものも存在しており、将来の社会環境の変化を踏まえたより柔軟なアプローチにも対応していく必要がある。

2-2. 技術の絞込みに必要な観点

21 世紀半ば頃の適切なタイミングにおいて高速炉が運転開始されるためには、研究開発費の制約、技術成熟度、建設資金の調達等の観点から現実的なスケールの高速炉を想定する必要がある。そのとき、要求される高速炉は、第 4 世代炉の開発目標を満たす必要がある。すなわち、持続可能性、経済性、安全性及び信頼性、核不拡散抵抗性と核物質防護と整合性を考慮する必要がある。また、昨今の状況変化から、軽水炉との共生やエネルギー供給システムとの整合性の観点から機動性が求められている。このような観点で、今後の高速炉開発の技術の絞込みを行い、研究開発課題も整理していく必要がある。

3. 今後の研究開発課題

今後 5 年間は多様な炉概念を検討して技術間で競争していくことになる。しかしながら、多様な炉概念は設計検討中であり、研究開発課題が整理されていない状況である。5 年後に絞り込む際には研究開発課題も合わせて整理しておくべきである。

現状、技術成熟度の高いナトリウム冷却高速炉は高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）において研究開発課題を整理している（JAEA-Evaluation 2011-003 参照）。そこで検討された高速炉概念は多数の革新技術を取り入れており、当時、既にイノベーションを創出していたとも言える。

ここでは、2011 年に整理されたものをベースとして、昨今の研究開発状況等を考慮して、研究開発課題の一部を整理する。特に、日本が単独開発してきたループ型炉ではなく、世界の趨勢となっているタンク型炉における課題についても考慮した。

3-1. 安全関連技術

制御棒長寿命化、受動的炉停止系、自然循環崩壊熱除去系、格納容器、再臨界回避技術、コアキャッチャー、免震システムが挙げられる。

我が国では、受動的炉停止系として自己作動型炉停止系を数十年に亘り開発してきており、実験炉「常陽」で機能確認まで完了している。これまで温度感知合金までの温度応答遅れを熱流動解析コードで評価しており、その妥当性を確認するための試験が必要である。

再臨界回避技術については、カザフスタンとの共同研究 EAGLE プロジェクトにおいて燃料流出挙動データを蓄積しており、シビアアクシデント解析コードの検証も進められているところである。今後、炭化ホウ素とステンレス鋼との共晶反応や燃料ピンの破損挙動等に関する試験データ及びモデル開発が引き続き必要である。

コアキャッチャーに至るまでの燃料再配置挙動に関するデータは限られており、設計検討と合わせてタンク型炉特有の下部プレナムにおける燃料－冷却材相互作用等の熱流動現象を含む再配置挙動データとモデル化、デブリベッド臨界性及び冷却性の評価に必要な試験及び解析コードの検証を行う必要がある。また、酸化物燃料とは異なる金属燃料についてもデータは限られており、今後精力的に取り組んでいく研究分野である。東京電力福島第一発電所事故を受けて、炉心溶融事故対策は極めて重要であり、着実に研究開発を進め、我が国で開発したイノベーション技術の国際展開を図るべきである。

原子炉容器径が大きくなるタンク型炉はより強固な免震システムを必要とする。水平免震技術が主流であ

るが、大型タンク型炉では上下動を抑制するため 3 次元免震システムを開発する必要があり、免震技術のイノベーションといえる。

安全評価上重要な課題としては、実用発電炉で規制要求されているリスク評価であり、高速炉の特徴に合わせて手法開発をする必要がある。また、放射性物質移行挙動についても試験技術の継承が懸念される分野であり、試験及び解析技術を維持し、設計及びリスク評価に活かしていく取組が必要である。

3-2. ナトリウム対策、運転保守技術

ナトリウム漏洩対策として漏洩検知の高度化、蒸気発生器におけるナトリウムー水反応対策として微小リーク検知性能向上、機構論的ナトリウムー水反応評価、ナトリウム中目視検査装置、運転・保全・補修技術などが挙げられる。

我が国では、1995 年にナトリウム漏洩事故を経験しており、その社会的影響は大きい。ナトリウムのリスクを低減することは社会への安心感を与えることができる。ナトリウムの化学反応を抑制できるイノベーションとして、ナノテクノロジーを駆使したナノ粒子分散型ナトリウムが期待できる。実際のプラントで使用するためには比較的大規模な試験が必要であるが、実用化に近い革新技術である。

諸外国では、蒸気発生器に代えて、超臨界炭酸ガスによる動力変換システムを検討しているところもある。技術成熟度は高くないが、長期にわたる開発の中では期待できる技術である。

運転保守技術には、「常陽」「もんじゅ」の知見が活用される。廃止措置の決まった「もんじゅ」は十分に知識データベース整備に活用して役目を果たすようにしていく必要がある。また、現実のプラントでの運転保守経験は将来のプラント開発に役立つことから貴重である。

3-3. 炉心燃料

内部ダクト付き燃料集合体製造加工技術、安全性向上・高燃焼度燃料設計手法開発に大きな課題は顕在化しておらず、今後、一部未実施の試験によるデータ取得により解決できるとの見通しである。高燃焼度燃料、ODS 鋼被覆管、マイナーアクチニド含有燃料、様々な設計手法の高度化については進展が期待できるものがあるが、照射試験が必要なものについて長期計画が必要になってくる。

仏 ASTRID では、ナトリウムプレナム付き軸方向非均質燃料炉心であったが、今後の様々な炉心設計に対する設計手法を整備しておくべきである。

3-4. 原子炉構造

コンパクト原子炉容器、大口径冷却系配管、回転プラグ簡素化、新型炉上部機構、炉心下部構造（炉心耐震、流量配分等）、新型燃料交換機など、一部追加の開発が必要だが、システムとしての成立性は確認されている。耐震性を向上されたタンク型炉の設計検討とあわせて、その設計の妥当性を確認する試験や解析手法の高度化が必要とされる。

3-5. 冷却系、その他

FaCT では、ポンプ組込み型中間熱交換器と高信頼性蒸気発生器（直管型二重伝熱管）をイノベーションと位置づけて開発を進めてきた。しかしながら、課題が顕在化したため開発リスクが高く、開発費が大きくなるとの判断から、今後の開発は継続しない方向である。このようにイノベーションにはリスクがあることを肝に銘じておくべきである。

ポンプ、中間熱交換器、蒸気発生器、燃料取扱設備、電気系装設備は、設計に応じて抽出される課題に対して取り組むものであり、現在は特に大きな課題は生じていない。我が国は、タンク型炉の炉内配管流動評価は経験がないことから、重要な課題である。

3-6. プラント全体を俯瞰した設計手法

今後の高速炉開発は、安全性や経済性等の要求が高くなり、設計成立範囲が小さくなるため、機器別に設

計していくのではなく、プラント全体を俯瞰した合理的な設計成立解を導く設計手法のイノベーションが必要である。多様な炉概念の性能評価をしていくためには、設計過程の大幅な合理化が求められる。マルチフィジックスシミュレーション技術を駆使して精緻なプラント設計により開発過程の合理化を図れば、モックアップ試験による総合試験等を削減して開発コストを低減できる。昨今の人工知能の技術を応用すれば、先行炉や海外炉などこれまでの知見を整備した知識ベースと有機的に連携することで、最適設計を探索できる。これをプラントの設計段階から廃止措置段階まで拡張すれば、運転や廃止計画においても役立てることが可能になる。

また、現在の原子力プラントのコスト増大の一因に、営業運転前に様々な問題が発覚していることが挙げられる。そこで、建設前の仮想プラントにおいて営業運転前に問題解決をしておくことが必要である。

原子力への信頼感を取り戻すためには安全性向上技術開発を継続的に取り組む必要がある。特に、高速炉特有技術課題である、再臨界事故防止、炉心溶融事故防止、冷却材の化学反応等の特有事故の抑止が将来の高速炉開発には必要であり、イノベーションが期待できる分野である。また、多様な概念に適用可能な技術開発も必要である。

3-7.安全設計方針、規格基準

高速炉の安全設計方針として、第 4 世代原子力フォーラムにおいて、ナトリウム冷却炉の安全設計クライテリアとガイドラインが整備されており、現在、IAEA や各国規制当局と議論がなされている状況である。他の炉概念においても、必要な設計要求をまとめる活動を実施中である。

高速炉の規格基準については、日本機械学会から設計・建設規格が発刊されているほか、維持規格等の体系整備が進められている状況であるが、今後は、リスク情報を用いた安全目標と技術規格のより密接な連携により、多様な高速炉概念に適用可能な規格・基準類の整備が必要である。

4. おわりに

2018 年 12 月に決定された「戦略ロードマップ」を踏まえて、これまでの開発状況を勘案して、高速炉開発のアプローチと今後の研究開発課題を整理した。21 世紀半ば頃の高速炉建設開始を考えれば、早期に研究開発課題を明確にして、課題解決に尽力するとともに、技術者の維持やサプライチェーンの維持を図る必要がある。そのためには、国、電気事業者、メーカー、研究機関が一体感をもって取り組む必要がある。特に、大学との共同研究を促進して、21 世紀半ば頃に活躍が期待される学生や若手研究者に高速炉開発の魅力を訴えていく必要がある。欧米も同様の状況であり、国際協力を有効に活用するとともに、我が国が国際標準化に主導権を発揮することを期待する。

---

* Koji Morita[1]

[1] Kyushu Univ.

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）
Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（3）高温ガス炉の国際協力の現状

(3) Current status of international cooperation in high-temperature gas reactor development

*浅野　和仁[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

高温ガス炉は、高い安全性（①自然に炉停止、②自然に冷却、③高い放射性物質閉じ込め能力）を有し、燃料の高効率利用による資源問題、熱利用による温室効果ガス排出量削減、さらには水素社会といった多方面への貢献が期待されている原子炉であり、日本では国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）を中心として研究開発が進められている。原子力機構が所有する高温工学試験研究炉（HTTR）は東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝 ESS）をはじめとする国内メーカーによって設計、建設され、平成10 年に初臨界、平成 16 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出しに成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立に向けた研究開発の中心的な役割を担っている。HTTR については現在、新規制基準への適合性確認を受けた後の再稼働が待たれる状況にあるが、高温ガス炉技術には我が国が原子力安全に関する分野で世界に貢献し得るポテンシャルを有する原子力システムのひとつと考えられる。

高温ガス炉技術の研究開発は、「原子力長期計画」から続く国策として、「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など、安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進する」ことが「エネルギー基本計画」（平成 26 年 4 月閣議決定）ならびに「骨太の方針」「日本再興戦略 2014」（平成 26 年 6 月閣議決定）に明記された。こうした高温ガス炉開発の推進にあたっては、文部科学省が平成 26 年 7 月から 9 月にかけて、原子力科学技術委員会の下に「高温ガス炉技術研究開発作業部会」（主査：岡本孝司・東京大学大学院工学系研究科教授）を設置し、高温ガス炉技術の開発の必要性と方向性についての検討が行われ、将来の実用化を見据えた高温ガス炉技術の研究開発の今後の進め方について提言がなされた。

その一方で、海外における高温ガス炉の開発状況（図１）としては、米国では DOE と産業界（NGNP 産業界アライアンスや X-Energy 社）による研究開発が推進されており、中国等の新興国では高温ガス炉の研究開発が積極的に進められるようになってきている。特に中国は 1990 年代から急速に研究開発を加速し、実証炉（HTR-PM）建設及び商用炉計画を推進している。また、インドネシアは離島における発電・熱利用の観点から 2031 年から商用炉としての導入を検討している。その他、カザフスタンでは将来的な商用炉の導入計画、韓国では熱利用を含めた実験炉計画等にもとづいた高温ガス炉システムの研究開発がそれぞれ進められている状況である。最近ではポーランドが高温ガス炉の実験炉と商用炉の開発計画を 2016 年より検討に着手している。

このような国際的な高温ガス炉を取り巻く動向の中で、平成 30 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画においては、「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など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する。」と謳われている。本稿では、国際的な高温ガス炉を取り巻く動向における、日本の高温ガス炉開発に関する国際協力の現状について述べる。

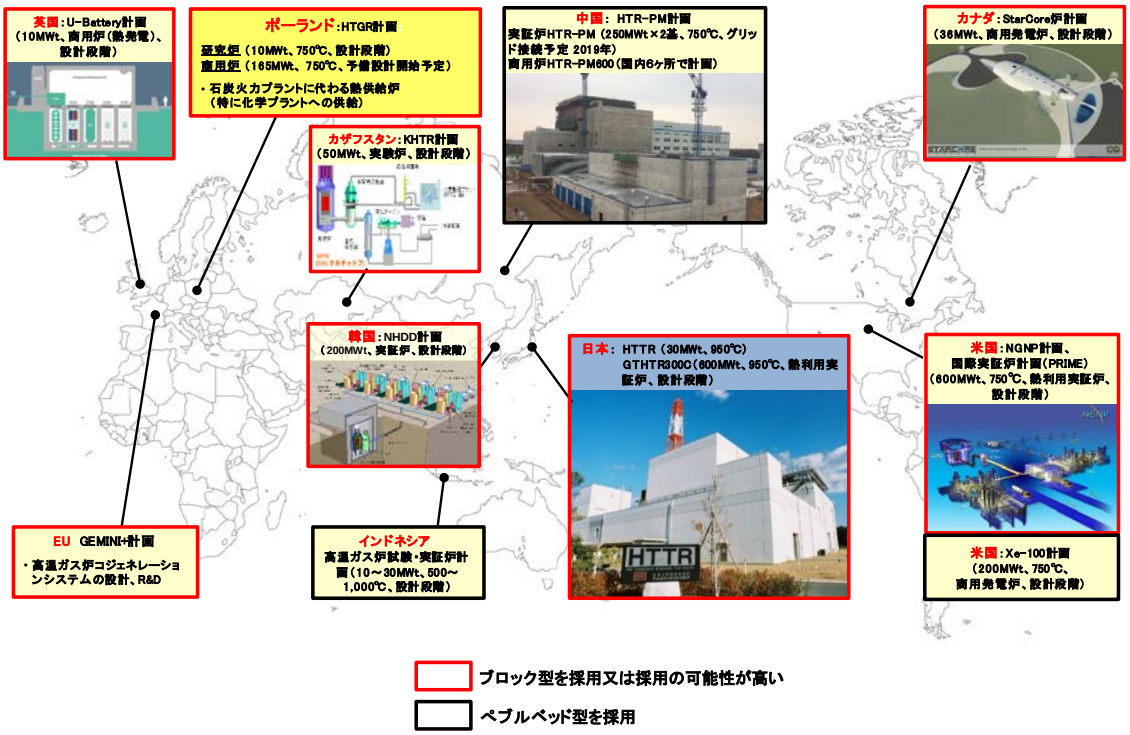


図１　世界の高温ガス炉開発の状況

2. 高温ガス炉開発に関する国際協力

2-1. ポーランドとの国際協力

ポーランドでは、天然ガス輸入依存からの脱却、石炭火力による二酸化炭素排出量削減等のため、熱利用を目的とした高温ガス炉導入に向けてポーランドエネルギー省が諮問委員会を設立し、2016 年から本格的な検討が開始されている。2017 年 5 月 18 日に開催された日・ポーランド外相会談において、「2017 年から 2020 年までの日本国政府とポーランド共和国政府との間の戦略的パートナーシップの実施のための行動計画」が署名され、経済・科学・技術協力の分野で原子力機構とポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）との間における高温ガス冷却炉技術の研究開発に向けた協力を奨励することが明記された。これを受け、原子力機構は NCBJ との間で、ポーランドの高温ガス炉（実験炉及び商用炉）開発支援ならびに高温ガス炉技術の研究開発を共同実施することを目的とした高温ガス炉技術分野における研究協力覚書（期間：2017 年 5 月 18 日～2022 年 5 月 17 日）を締結した。本覚書のもとで以下の分野に関して人材交流も含めた協力が進められることとされている。

① 燃料、材料の照射特性評価、材料シミュレーション手法の開発：黒鉛、被覆粒子燃料等に関する共同照射試験、モンテカルロ法及び分子動力学法等による照射特性評価に関する協力
② ポーランドにおける熱利用のための高温ガス炉の設計：HTTR 及び水素製造設備の運転経験、並びに実用高温ガス炉の設計により得られた高温ガス炉熱利用システムの設計を活用した協力
③ 高温ガス炉のマーケット評価及び高温技術の一般産業分野への応用に関する検討：NCBJ によるポーランドや他の EU 諸国等における高温ガス炉、高温技術の需要評価、原子力機構による高温ガス炉システム及び要素技術の提示等を通じた国際的な高温ガス炉技術の展開に向けた協力

本協力を通して、NCBJ は HTTR で性能が確証された高温ガス炉技術を活用して、ポーランドに建設する高温ガス炉の設計、建設及び運転ライセンス取得を効率的に進めることが可能となる。一方、原子力機構は日本の高温ガス炉技術の出口戦略として、HTTR で実証された技術をポーランドの高温ガス炉で実証し、当該技術の国際展開と国際標準化を目指している。

日本とポーランドは覚書の締結以降、定期的に会合を開催している。2017 年 7 月には、文科省、東芝 ESS などの国内産業界及び原子力機構がポーランドエネルギー省及び NCBJ を訪問し、高温ガス炉導入に向けた成立性評価を協力して進めていくことで合意した。また、原子力機構と NCBJ の間における技術会合はこれ

までに 6 回開催され、燃料・材料開発、安全評価、炉心設計の 3 つの分野で研究協力実施のための取決めを締結する運びであり、ポーランド高温ガス炉計画（実験炉及び商用炉）に対する協力を推進することとしている。更に、2019 年 1 月には、ポーランドにおいて第 1 回高温ガス技術セミナーが開催され、東芝 ESS、東京大学及び原子機構から講師を派遣し、ポーランド国内の技術者、研究者等を対象に日本の原子力全般ならびに高温ガス炉の技術概要、設計や解析等に関する講義を実施するなど、人材育成の観点からも協力を進めている。当該セミナーの冒頭で東京大学と NCBJ との学術交流協定締結の署名式が行われており、本協定を通じて高温ガス炉の開発に不可欠な原子力基盤技術に関する研究開発の促進が期待される。

また、NCBJ がコーディネーターとなり、EU の研究開発ファンディング（HORIZON 2020）の下で高温ガス炉コジェネレーションシステムの研究開発プロジェクト（GEMINI+）が 2017 年 9 月から開始されている。GEMINI+の成果はポーランド商用炉の検討に反映される予定であることから、原子力機構も本プロジェクトに参加している。本プロジェクトは多機関が参加する国際協力であり、原子力機構の他には、EU の原子力コジェネレーション産業界イニシアチブ（Nuclear Cogeneration Industrial Initiative: NC2I）、米国 NGNP 産業界アライアンス、韓国原子力研究所（KAERI）等も参加している。本プロジェクトでは、欧州に展開される高温ガス炉コジェネレーションシステムの安全基準や安全性を高めたシステム概念、実証に向けた枠組みの構築を目的とし、経済性や安全性向上に資する革新的技術の開発、早期導入に向けた実証炉計画の策定を行う計画である。

2-2. 米国との国際協力

「原子力関連研究開発分野における協力に関する MEXT、DOE の間の実施取決め」に基づき、「高温ガス炉の研究開発に関する協力のためのプロジェクト取決め」が 2014 年 6 月に締結されている。この取決めの下で、原子力機構と米国エネルギー省（DOE）／アイダホ国立研究所（INL）が、日本の高温ガス炉技術の NGNP プロジェクトへの採用とそれに基づく国際標準化を目的として、研究資産や技術の相互活用、先進的シミュレーションコードの開発・検証、HTTR 熱利用試験計画の共同検討、ヘリウムガスタービン翼材料への核分裂生成物移行挙動評価手法の開発等の協力を進めている。

本協力ではまず、原子力機構と INL 間での解析コード入力データや解析結果等の大容量データの交換に向けたデータ共有環境が 2017 年度に構築された。本環境のもとで、HTTR 安全性実証試験の解析に向け、原子力機構の断面積データを用いた 3 次元原子炉動特性解析コード PHISICS/RELAP5-3D の改良と、当該コードを用いた崩壊熱ライブラリのデータベースの構築等が行われている。また、HTTR にヘリウムガスタービンと水素製造施設を接続した HTTR-GT/H2 プラントを用いた試験計画の検討に向け、原子力機構のプラント設計データを用いた過渡挙動評価モデルの構築や、タービン翼合金への核分裂生成物の安定同位体拡散試験実験に関するシミュレーションモデルの構築が進められている。

2-3. 英国との国際協力

核燃料製造会社である URENCO 社が提案する小型高温ガス炉 U-Battery 計画に対する協力として、2017 年 5 月に原子力機構は URENCO 社と高温ガス炉技術分野における研究協力覚書（期間：2017 年 5 月 18 日～2022 年 5 月 17 日）を締結した。本覚書では以下の分野で人材交流も含め協力を進めることとしている。

① 小型高温ガス炉の早期実用化に向けた高温ガス炉技術：核熱設計（伝熱・熱流動評価、臨界の最適評価、燃焼評価、動特性評価等）、安全設計（安全裕度、不確かさ評価等）、燃料・材料技術（材料特性評価、燃料製造技術、照射特性評価等）、冷却材中の不純物管理技術（許容不純物濃度、制御技術）等についての協力

② 建設リスク軽減及び経済性向上に関する検討：HTTR 及び水素製造設備の運転経験を活用した協力

本協力を通して、URENCO 社は HTTR で性能が確証された要素技術を獲得でき、効率的に高温ガス炉の設計、建設及び運転ライセンス取得が可能となる。一方、原子力機構は U-Battery 計画へ日本の高温ガス炉技術を展開し、ポーランド、カナダ等での技術実証の可能性を探り、日本の高温ガス炉技術の国際展開と国際標準化を目指している。

英国政府は 2015 年から小型モジュール炉の設計コンペを実施しており、U-Battery も本コンペに参加している。また 2017 年 12 月には今後 3 年間に革新的な新型モジュール型原子炉（AMR）の研究開発等を推進す

るために最大約 80 億円の拠出を公表し、U-Battery もこれに参加している。2018 年 6 月には第 1 フェーズとして、同資金の一部（約 6 億円）を活用して AMR のフィージビリティスタディを実施することが公表され、U-Battery も採択されている。

このように、英国では、小型高温ガス炉の実現に向けた活動が進展しており、原子力機構では、U-Battery 計画への協力を具体化するため、URENCO 社との協議を継続している。

2-4. 国際原子力機関（IAEA）を通じた国際協力

IAEA においては、ガス炉に関する技術委員会、協力研究計画（CRP）等の活動方針を審議するガス冷却炉技術ワーキンググループ（TWG-GCR）を通じて、原子力機構が各国における高温ガス炉技術に関する研究開発の動向等の情報の交換、国際協力研究の調整等を行っている。隔年で開催されている TWG-GCR 会合は、直近では 2017 年 10 月に IAEA で開催され、ポーランドが新たにメンバーとして参加するとともに、メンバーの登録手続中であるシンガポールがオブザーバー参加した。また、同期間中に原子力機構ウィーン事務所で開催されたセミナー「Prismatic High-Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)for its Development and Deployment」には、各国の TWG-GCR の委員が参加し、将来の高温ガス炉導入に向けた各国（日、波、米、英）の状況及び課題等について議論がなされた。

この他、「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」に関する CRP では、日本原子力学会研究専門委員会で策定した安全設計方針（安全要件）の国際標準化を目指した活動が実施されている。また、第 61 回 IAEA 総会（2017 年 9 月）のサイドイベントとして、「Nuclear High Temperature Heat for Industrial Processes（原子力高温熱の産業利用）」が開催され、原子力機構からは HTTR を用いた水素製造等の熱利用システムの試験計画、商用高温ガス炉システムの設計等について報告し、IAEA における原子力の非発電分野（海水淡水化、地域暖房、水素製造等）の利用に関する協力を進めた。2018 年には、原子力水素製造技術の評価及び展開に関する CRP を開始した。その他関連する活動として小型炉の緊急時避難区域（EPZ）に関する CRP が 2018 年に発足、合理的な EPZ 設定のフレームワーク構築を目的とした検討に着手しており、東芝 ESS が検討に参画している。

2-5. 第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）を通じた国際協力

2006 年 11 月に、日本、仏国、米国、EU、韓国、カナダ及びスイスの間で、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）を通じた超高温ガス炉（VHTR）システム取決め（フェーズ I）が署名された。その後、中国の参加、カナダの脱退を経て、2016 年 11 月には引き続き 10 年間活動を延長するためのフェーズ II の取り決めが 6 カ国 1 国際機関の間で署名され、その後、豪国が参加した。

現在、①燃料・燃料サイクル、②水素製造及び③材料の各プロジェクトについて、参加国による署名が行われ、共同研究が実施されている。さらに、4 つ目のプロジェクトとして④計算手法検証・ベンチマークプロジェクトの開始に向けた準備が進められている。各プロジェクトの最近の動向を以下に示す。

① 燃料・燃料サイクルプロジェクト：日本、仏国、米国、韓国、EU、中国が参加し、燃料照射試験・照射後試験、燃料物性試験、安全性試験、新型燃料、廃棄物処理、核燃料サイクル他の各分野について情報交換が行われている。これまでに 14 回の会合が開催され、最近では事故時における燃料・核分裂生成物挙動に関するベンチマーク解析を完了し、被覆層特性のラウンドロビン評価試験が進捗している。

② 水素製造プロジェクト：日本、仏国、米国、韓国、カナダ、EU が参加し、IS プロセス、高温水蒸気電解、Cu-Cl プロセスによる水素製造、原子炉接続技術の各分野について情報交換が行われており、これまでに 16 回の会合が開催されたれ、現在、中国の新規参加のための手続きが進められている。

③ 材料プロジェクト：日本、仏国、米国、韓国、スイス、EU、中国が参加し、各国が分担して取得した黒鉛、金属、セラミックスの材料ハンドブックのデータベース構築に向けて情報交換が行われている。

④ 計算手法検証・ベンチマークプロジェクト：日本、米国、中国、韓国、EU が参加を予定し 2019 年の締結を目指す新規プロジェクトであり、計算手法のランキング評価、数値流体解析、炉物理及び核データ、化学不純物の移行評価、プラント動特性解析の各分野について情報交換が計画されている

2-6. 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）を通じた国際協力

HTTR を用いた安全性実証試験である炉心流量喪失試験及び炉心冷却喪失試験に係る事業を、OECD/NEA 原子力施設安全委員会が LOFC プロジェクトとして、原子力機構（日本）、原子力規制委員会（米国）、原子

力委員会及び放射線防護原子力安全研究所（仏国）、施設・原子炉安全協会（独国）、韓国原子力研究所（韓国）、チェコ原子力研究所（チェコ）、KFKI 原子力研究所（ハンガリー）の参加の元で実施している。2010 年 12 月に、原子炉出力 30%の運転状態から 1 次ヘリウムガス循環機を全停止させ炉心流量を喪失させる試験を実施した。再稼働後には原子炉出力 100%での炉心流量喪失試験を実施しデータを提供する計画である。

2-7. 韓国との国際協力

原子力機構が 1994 年に韓国原子力研究所（KAERI）と締結した「韓国原子力研究所と日本原子力研究開発機構との間の原子力の平和利用分野における協力のための取決め」に基づき、高温ガス炉及び IS プロセス水素製造技術に関する情報交換会議を定期的に実施している。

2-8. 中国との国際協力

原子力機構が 1986 年に締結した覚書の下、公開情報に基づく情報交換を目的とした会議を実施しており、最近では 2017 年 11 月に中国清華大学核能及新能源技術研究院（INET、中国北京）で開催した。会議では、両国における高温ガス炉の開発状況、安全要件及び熱利用などについて情報交換を行い、熱化学水素製造法 IS プロセスの動特性解析コード開発及びモジュラー高温ガス炉の安全要件等の分野での今後の協力の可能性について検討することとしている。

2-9. その他の国際協力

(1) カザフスタン

原子力機構が高燃焼度化（100 GWd/t）設計を施し、HTTR 用燃料メーカーの原子燃料工業(株)が製造した国産・商用規模の新型高温ガス炉燃料の照射性能を把握するため、カザフスタン核物理研究所（INP）が国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクトのもとで、2010 年から 2015 年にかけて当該新型燃料の照射試験を完了するとともに、新規プロジェクトとして 2017 年 3 月から 2 カ年計画で当該照射済新型燃料の照射後試験を実施している。

また、原子力機構が国立カザフスタン大学（KazNU）と締結している「原子力エネルギー技術に係る研究協力に関する取決め」に基づき高温ガス炉技術分野に関する研究協力、特に燃料材料に関する共同研究を進めている。

(2) インドネシア

インドネシア原子力庁（BATAN）が計画する高温ガス炉試験・実証炉（EPR：Experimental Power Reactor）計画に関し技術的な協力を行い、インドネシア民間企業が計画する商用高温ガス炉への日本技術の採用に向けた協力を進めている。BATAN では 2015 年にロスアトムが行った実験用ペブルベッド型高温ガス炉の概念設計を基に、独自に基本設計に展開するためのチームを構成して活動中である。

2017 年 8 月 21 日～25 日に、インドネシアのジョグジャカルタ市で開催された IAEA の「高温ガス炉の設計と安全要件に関するワークショップ」に原子力機構から講師として参加し、インドネシア原子力規制庁（BAPETEN）職員を対象に、高温ガス炉の設計と安全要件に関する講義を行っている。

3. おわりに

本稿では、高い安全性を有する高温ガス炉技術の研究開発に関して、国際的な高温ガス炉を取り巻く動向及び日本の高温ガス炉技術の国際展開の現状について述べた。日本は高温ガス炉技術の国際標準化や国際展開等に資する取組を中心とした国際協力を通じ、安全性の分野を中心に貢献を果たしている。日本の高温ガス炉技術の研究開発における国際協力・国際展開の在り方としては、過去に原型炉の運転経験等を持つ米国等との連携や、今後商用炉の導入を目指す新規導入国等、二国間取組の強化により相手国に応じた連携が行われてきた。また、多国間においては、IAEA や GIF の枠組みを活用した日本の技術の国際標準化に向けた取組等が強化されつつある。これらの国際協力を通じ我が国が多国間の取組をリードしていくにあたっては HTTR の早期再稼働が望まれる。今後、国際協力によって HTTR を用いた高温ガス炉技術の高度化並びに実用化に資する研究開発成果の創出に向けた取組が推進され、世界に誇る日本の優れた高温ガス炉技術が広く展開されていくことを期待したい。

*Kazuhito Asano[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Co.

2019年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）
Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues (Innovation creation)

（4）高温ガス炉の今後の研究開発課題

(4) Future R&D issues in high-temperature gas reactor development

*大橋　弘史 [1]
[1]原子力機構

1. はじめに

高温ガス炉は、原子炉の基本構成要素である耐熱性の高いセラミックス製被覆燃料粒子、黒鉛減速材、不活性ヘリウム冷却材の特長を活用することで、優れた安全性を有するとともに、1,000℃近い高温熱を取り出すことが可能な原子炉である。これらの特長により、高温ガス炉は高効率なヘリウムガスタービン発電、製鉄分野での還元剤・燃料や運輸分野における燃料電池自動車に供給する水素の製造、石油精製や石油化学の熱源に用いる高温蒸気の製造、発電システムでの排熱を利用した海水淡水化や地域暖房などでの多様な熱利用が期待されている。

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、1998 年に初臨界を達成した高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、2004 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出し、2010 年に 950℃の 50 日間高温連続運転に成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立を進めている。これと並行し、高温ガス炉熱利用技術としてヘリウムガスタービン発電技術及び水を原料とした CO_2 フリーの大規模水素製造法である熱化学法 IS プロセス水素製造技術の研究開発、高温ガス炉の実用化像を提示するとともに実用化に必要な技術課題を摘出整理するための実用高温ガス炉の設計研究、HTTR を用いた高温ガス炉熱利用技術の総合実証試験（HTTR-GT/H_2試験）の検討などを推進している（図 1）。本稿では、第 2 章に実用高温ガス炉システムの概要、第 3 章に実用高温ガス炉システムの実現に向けた今後の研究開発課題について述べる。

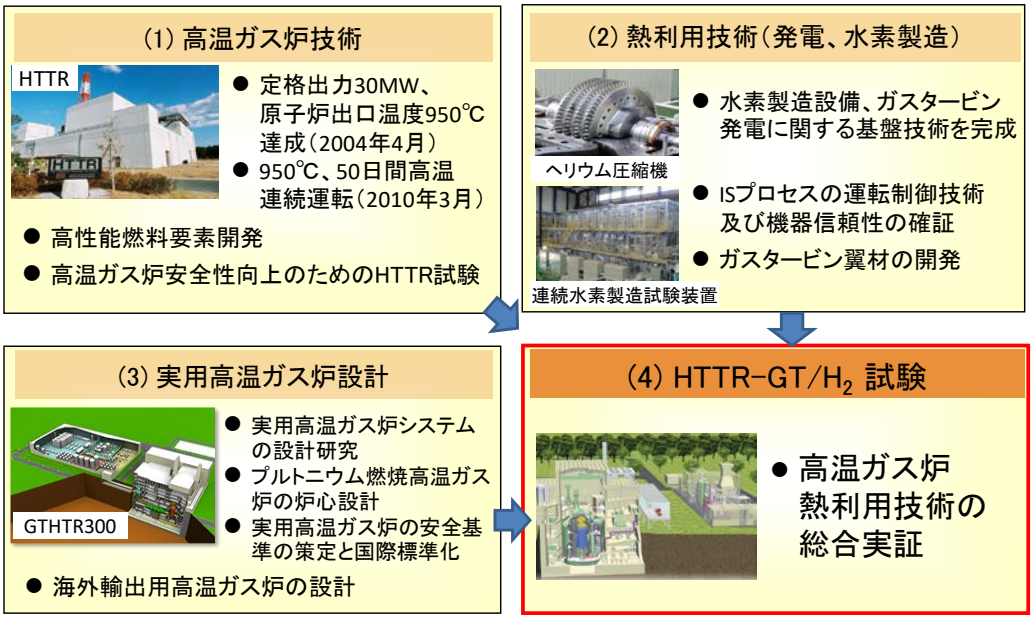


図 1　原子力機構における高温ガス炉及び水素製造技術開発の概要

2. 実用高温ガス炉システム

2-1. 発電

高温ガス炉を用いた発電システムとしては、原子炉出口冷却材温度 750℃の高温ガス炉により製造された過熱蒸気（約 540℃、13 MPa）を用いた蒸気タービン発電高温ガス炉システム（HTR50S）（図 2） [1]、原子炉出口冷却材温度 850℃又は 950℃の高温ガス炉のヘリウム冷却材を用いた高効率なヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム（GTHTR300）（図 3）[2, 3]の設計検討が行われている。750℃の蒸気タービン発電高温ガス炉システムは既存技術の活用によって早期導入を目指したシステムであり、一方、ガスタービン発電高温ガス炉システムは今後 10 年程度を目途に研究開発を進め実証炉へと繋げていくべき高温ガス炉発電システムとして位置付けられている。

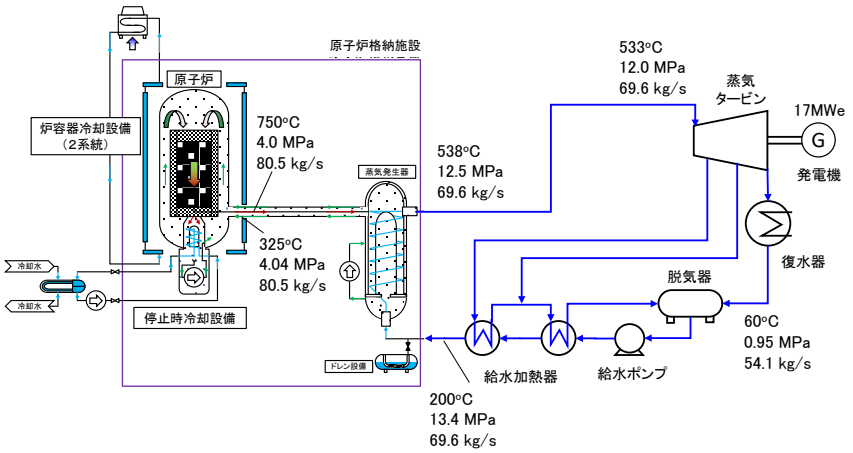


図 2　蒸気タービン発電高温ガス炉システム

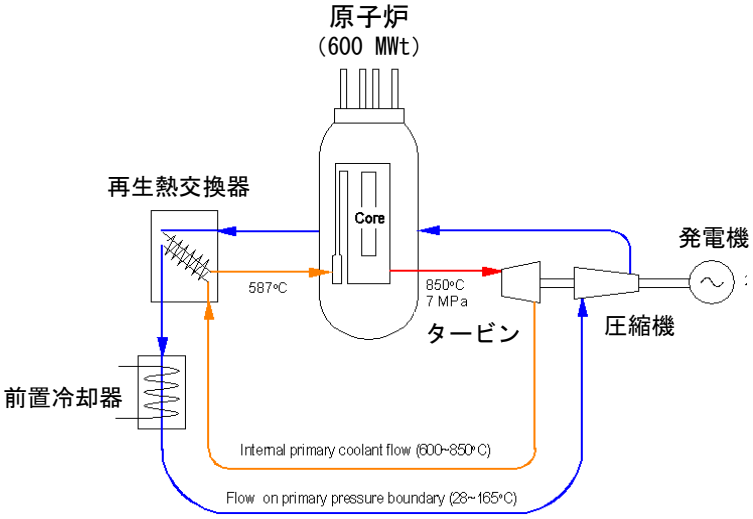


図 3　ヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム

2-2. 熱電併給

高温ガス炉では、産業プロセスの温度条件に応じてカスケード的に熱を利用することで、プラントの総合熱利用率を向上させることが可能である。プラント構成としてはいくつかの候補があるが、代表的な設計例は水素・電力併給高温ガス炉システム（GTHTR300C）（図 4）であり、原子炉出口冷却材温度 950℃の高温ガス炉を用いて、高温核熱をヘリウムガスタービン上流に設置した中間熱交換器を介して 2 次系に設置した水素製造施設に供給して水素を製造するとともにヘリウムガスタービンで発電を行うものである [4]。水素製造法としては、天然ガスの水蒸気改質法、高温水蒸気電解なども適用可能であるが、原子力機構では CO_2 フリーの大規模水素製造を目指す観点から、熱化学法 IS プロセスに焦点を当てた研究開発を進めている。

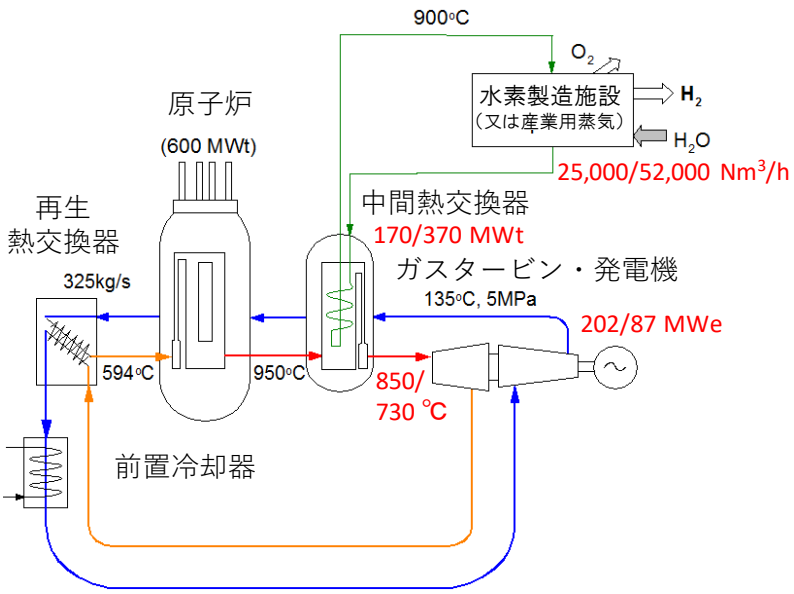


図 4　水素・電力併給高温ガス炉システム

3. 今後の研究開発課題

3-1. 燃料

燃料の研究開発においては、これまでに、被覆燃料粒子の商用規模の製造技術を原子燃料工業（株）と共同開発し、HTTR 環境を模擬した高温ヘリウムインパイルガスループ（OGL-1）試験等により、核分裂生成物（FP）の閉じ込め性能を把握し、照射後試験により各種物性値を取得、また、被覆燃料粒子の破損機構を解明し、HTTR 装荷燃料（燃焼度 33 GWd/t）の製造につなげた。現在は、燃焼度を 100 GWd/t まで上昇させた燃料を原子力機構が設計、原子燃料工業（株）が製造し、その照射性能を把握するため、カザフスタン核物理研究所（INP）が国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクトのもとで、2010 年から 2015 年にかけて照射試験、2017 年 3 月から 2 カ年計画で照射後試験を実施している。

今後、850 ℃及び 950℃実用高温ガス炉で目標としている 160GWd/t の高燃焼度化燃料の開発、炉心の出力密度を HTTR の 2.5 MW/m^{3}から 6 MW/m^{3}に高めつつ安全性向上の観点から燃料温度を低減させるための除熱性能向上燃料要素の開発が必要である。更に、経済性、安全性の観点から、これらの燃料製造や燃料特性の知見を反映した実用高温ガス炉の燃料設計方針の作成が必要である。

3-2. 黒鉛

黒鉛材料の研究開発においては、これまでに、高強度で耐放射線性に優れた等方性黒鉛（IG-110）を東洋炭素（株）と共同で開発した。また、HTTR の黒鉛構造物に適用する黒鉛構造設計方針及び黒鉛検査基準を作成するとともに、黒鉛構造物の供用期間中検査手法を開発してきた。

今後、850 ℃及び950℃実用高温ガス炉の照射条件（照射温度、照射量）における黒鉛特性を取得し、黒鉛の設計曲線を検証・高精度化を図るとともに、HTTRを活用し炉心支持黒鉛構造物の経年劣化データの取得及び健全性の確認や供用期間中検査技術の検証を行う必要がある。

3-3. 金属・高温機器

金属材料・高温機器の研究開発においては、これまでに、通常運転時約 950℃の高温ヘリウム雰囲気中で使用可能な耐食・耐熱合金ハステロイ XR を三菱マテリアル（株）と共同で開発した。また、原子炉圧力容器用 2.25Cr-1Mo 鋼等のデータベースを確立し、HTTR の第 1 種機器の高温構造設計に適用する高温構造設計方針を作成した。更に、中間熱交換器や高温二重管など高温機器の要素試験を実施し　構造健全性を確認した。

今後、HTTR 試験により中間熱交換器の伝熱性能等の経年劣化の確認及びハステロイ XR のサーベイランス試験を実施する必要がある。また、実用高温ガス炉システムの設計では、HTTR には設置されていない蒸気発生器や HTTR での強制循環方式から自然循環方式に変更した炉容器冷却設備が採用されている。これらの新たな設備については、設計手法の確立、実機建設に先立ち製作性や性能確証のための実証試験が必要に

なると考えられる。

3-4. 炉工学

炉物理の研究開発においては、これまでに、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）を用いてHTTRの核設計計算手法の精度が設計誤差範囲内に収まることを確認した。また、HTTRの燃焼中期までのデータを用いて、核設計計算手法の精度評価及び妥当性の検証を進めている。更に、実用高温ガス炉システムの炉心設計においては、HTTRから高性能化を図るための炉心設計手法の検討を進めている。

今後、HTTRにおいて燃焼末期までのデータを取得し、核設計計算手法について、燃料の燃焼を考慮した過剰反応度の計算精度評価及び妥当性の検証を実施する必要がある。更に、核データに起因する誤差評価や誤差低減の手法整備などが望まれる。

3-5. 安全性

高温ガス炉の安全性の研究開発においては、これまでに、炉心の耐震試験、１次冷却設備内面への放射性物質沈着挙動の把握、配管破断時の放射性物質離脱挙動の把握、空気侵入事故模擬試験、黒鉛酸化試験等を実施してHTTRの安全評価に必要なデータを蓄積し、安全解析コードの検証を行ってきた。HTTRの運転開始後は、安全性実証試験として原子炉出力30% からの炉心流量喪失試験によって高温ガス炉の固有の安全性を実証するとともに、得られたデータを用いて安全解析コードの高度化を図っている。また、最近では確率論的リスク評価手法の開発を進めている。

今後、HTTRを用いて、原子炉出力100%からの炉心流量喪失試験、原子炉出力30%において炉心流量の喪失とともに原子炉圧力容器外面から炉心を冷却する炉容器冷却設備の流量喪失させる炉心冷却喪失試験を実施する計画である。また、安全評価手法の高度化、特に蒸気タービン発電高温ガス炉システムにおいて、HTTRでは評価事象ではなかった１次冷却設備内面に沈着した放射性物質の水・蒸気による離脱挙動に関する評価手法の高度化が望まれる。更に、確率論的リスク評価などによって、継続的に高温ガス炉システムの安全性向上を図ることが重要である。

3-6. 安全基準の整備

高温ガス炉の安全基準の整備については、これまでに、軽水炉の安全基準を基に高温ガス炉の特長を考慮しHTTRの安全基準を策定した。その後、HTTRを用いた安全性実証試験などで実証された高温ガス炉の固有の安全性を考慮した実用高温ガス炉システムの安全基準を日本原子力学会研究専門委員会において検討した。現在は、IAEAの原子力エネルギー局が主導する協力研究計画（CRP）において各国の高温ガス炉専門家と国際標準の原案検討を実施している。

今後、HTTRを用いた被覆燃料粒子の核分裂生成物（FP）の閉じ込め性能の検証による安全基準の確証、GIFなどの国際的な枠組みやIAEA安全基準の策定を担当しているIAEA安全局での正式な安全基準策定プロセスに則った安全基準の検討が期待される。

3-7. 使用済燃料、黒鉛廃棄物

使用済燃料・黒鉛廃棄物の研究開発においては、これまでに、軽水炉の再処理工程へ接続するために必要な、高温ガス炉特有の前処理工程（解体工程、焙焼工程、破砕工程）の技術原理を確認してきた。

今後、これまでの研究開発をベースとして、HTTR使用済燃料を用いて高温ガス炉使用済燃料の再処理技術を検討する必要がある。黒鉛廃棄物については、黒鉛中の窒素量の測定やHTTRの燃料交換時に炉心から取り出したサーベイランス試験片中に含まれるC-14の放射能量を測定するなどし、黒鉛廃棄物中のC-14量の定量的評価手法を確立し、黒鉛廃棄物の処理処分方法の検討を実施する必要がある。

3-8. 水素製造技術

熱化学法ISプロセスによる水素製造技術の研究開発においては、これまでに、プロセスを定常維持するための運転制御技術、硫酸やヨウ化水素などの腐食性の高いプロセス流体を取扱うための工業材料製機器技術、水素製造効率向上のための分離膜（陽イオン交換膜）を用いたヨウ化水素濃縮技術などの研究開発を実施してきた。現在は、これらの技術を統合した連続水素製造試験装置を用いて、ISプロセスの耐食機器技術、連続運転技術の信頼性の検証するための連続水素製造試験を実施中である。

今後、連続水素製造試験によって、プラント全系の耐食機器の信頼性確証、ISプロセスの起動・停止、緊急

時の対応を含めた運転制御方法、長時間運転の安定性確証などの運転技術の検証を完了させる計画である。また、ヨウ化水素濃縮技術について、HIの濃縮によるHI分解時の消費エネルギーの低減に向けて、更なる分離膜の改良（HI濃縮時の温度（約100℃）に耐え、かつ、濃縮エネルギーが少ない分離膜の開発）及び大型膜の製膜技術を確立する必要がある。更に、硫酸分解器に用いるセラミックス製機器の高圧運転に必要なセラミックス構造体の設計方針を作成する必要がある。この他、経済性向上に向けて、ブンゼン反応器、硫酸分解器、ヨウ化水素分解器などの主要機器の小型化を図るための技術開発も必要である。

3-9. 発電技術

ヘリウムガスタービン発電技術の研究開発においては、これまでに、世界最高の圧縮機効率を有するタービン圧縮機、一般産業用熱交換器に比べ約10倍の熱交換密度を有する再生熱交換器用のコンパクト熱交換器を三菱重工業(株)と共同で開発してきた。

今後、ヘリウムガスタービン軸からのヘリウムガス漏洩を抑制するための軸シール技術、一般産業ガスタービンのメインテナンス方法の適用を可能とするため、ガスタービン翼へのFP沈着量の低減に関わる要素技術開発が必要である。

3-10. 高温ガス炉と熱利用施設との接続技術

接続技術の研究開発においては、これまでに、異常時に原子炉と熱利用施設を隔離するための高温隔離弁の要素技術開発、熱利用施設の異常に伴う熱負荷変動を吸収緩和する除熱機構の炉外試験による実証、可燃性ガス及び毒性ガスの原子炉への影響評価手法開発、熱利用施設へのトリチウム移行挙動評価手法開発などを実施してきた。また、HTTRを用いたヘリウムガスタービン発電技術及びISプロセス水素製造技術の総合性能試験に向けて、HTTRにヘリウムガスタービン発電施設及びISプロセス水素製造施設を接続したシステム（HTTR-GT/H2）のシステム設計、安全評価及び性能評価を実施してきた。更に、日本原子力学会研究専門委員会において、原子炉へ接続する熱利用施設を一般産業施設として設計、建設、運転するための安全基準案を作成するとともに、当該安全基準に適合するための設計について検討を実施してきた。

今後、熱利用施設の接続技術の確立に向けて、HTTR-GT/H2試験装置の設置許可を通じた原子力規制委員会による熱利用施設接続に係る安全基準の策定、適合のための設計方針や設計の妥当性確証、HTTR-GT/H2試験によるヘリウムガスタービン発電技術及びISプロセス水素製造技術の実証が必要である。

4. おわりに

本稿では、高い安全性を有する高温ガス炉技術及びその熱利用技術に関して、実用高温ガス炉システムの概要と今後の研究開発課題について述べた。今後、国内の産学官の連携あるいは国際協力の活用により、これらの技術課題が解決されて我が国の優れた高温ガス炉技術及びその熱利用技術が実用化に至り、当該技術が国際的な原子力エネルギー利用における安全性向上や二酸化炭素排出量削減、我が国のエネルギーセキュリティなどに貢献することを期待したい。

参考文献

[1] H. Ohashi, H. Sato, M. Goto, et al. ; “A small-sized HTGR system design for multiple heat applications for developing countries”, Internatiponal Journal of Nuclear Energy, Vol. 2013, Article ID 918567, 18 pages, http://dx.doi.org/10.1155/2013/918567

[2] X. Yan,, K. Kunitomi, T. Nakata, S. Shiozawa; “GTHTR300 design and development”, Nuclear Engineering and Design, Vol.222, pp.247-262 (2003).

[3] H. Sato, X. L. Yan, Y. Tachibana, K. Kunitomi: “GTHTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency”, Nuclear Engineering and Design, Vol.275, pp.190-196 (2014).

[4] K. Kunitomi, X. L. Yan, T. Nishihara, N. Sakaba, T. Mouri: “JAEA’S VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration: GTHTR300C”, Nuclear Engineering and Technology, Vol.39, No.1, pp.9-20 (2007).

*Hirofumi Ohashi[1]

[1]JAEA

(Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[1J_PL05] Discussion

第４世代原子炉のうち、開発が先行しているのはナトリウム冷却高速炉と高温ガス炉であり、国際的に開発競争が加速していると同時に、国際協力も活発化してきている。そこで、本セッションでは、ナトリウム冷却高速炉と高温ガス炉の国際協力（それぞれ、米・仏・露と米・ポーランド）の現状についてわかりやすく紹介する。一方、我が国はイノベーションの創出を通じた技術開発に取り組み、国際競争力を強化する必要がある。そこで、国内の産官学による研究開発の活性化のため、それぞれの炉について、イノベーションの創出にむけて、今後の研究開発課題を具体的に挙げる。

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee[Co-organized by Human Machine System Subcommittee]

[1L_PL] Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

Chair:Makoto Takahashi（Tohoku Univ.）

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[1L_PL01] Role and Challenges of HRA in Probabilistic Risk Assessment

*Takashi Takata[1]（1. Univ. of Tokyo）

[1L_PL02] Challenges and approaches on HRA Methods for Japan

*Yukihiro Kirimoto[1]（1. CRIEPI）

[1L_PL03] Applications &Challenges of HRA results to plant design via Human Factors Engineering

*Kenji Mashio[1]（1. MHI）

[1L_PL04] Panel Discussion

*Takashi Takata[1], *Yukihiro Kirimoto[2], *Kenji Mashio[3], *Hiroshi Ujita[4]（1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft）

2019年春の年会

リスク部会セッション[ヒューマン・マシン・システム研究部会共催]

確率論的リスク評価における人間信頼性解析
Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

（1）確率論的リスク評価(PRA)における人間信頼性解析の位置づけと課題

(1) Role and Challenges of HRA in Probabilistic Risk Assessment

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F とする）の事故後、原子力施設が有するリスクを低減し、より安全性の高いものとする様々な努力がなされている。リスクとは、「危険の発生確率及びその危害の組合せ」[1]や、「(1)どのような悪い事象が起こりうるか、(2)それはどれほど起こりやすいか、及び(3)その影響はどれほどになり得るか、に対する答えの総称」[2]で示されるように不確かさを内在するものであり、得られたリスク情報を如何に活用するかが重要となる。

リスク評価手法の一つである、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）は、不確かさを含め定量的なリスク情報を得ることが可能であり、原子力施設における安全性向上の重要な要素の一つである。本報では、PRA 手法とその中で用いられる人間信頼性解析の位置づけについて概説し、より一層の安全性向上におけるリスク情報としての人間信頼性解析の課題について考察する。

2. PRA における人間信頼性解析の位置づけ

2-1. PRA の概要

PRA は大きく 3 つのレベルに分類される（図 1）。炉心損傷までを扱うレベル 1PRA では、炉心損傷頻度（Core Damage Frequency, CDF）に加え損傷に至るシナリオ分析や損傷モードの分類等が行われる。レベル 2PRA では炉心損傷後に格納容器の機能が喪失し、放射性物質が敷地外に放出されるまでを取り扱う。レベル 2PRA での主なアウトプットは、格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency, CFF）、早期大規模放出頻度（Large Early Release Frequency, LERF）やどのような放射性物質がどの程度放出されるか（ソースターム評価）である。レベル 3PRA では、敷地外に放出された放射性物質の周辺住民、環境への被ばくに関するリスクを評価する。

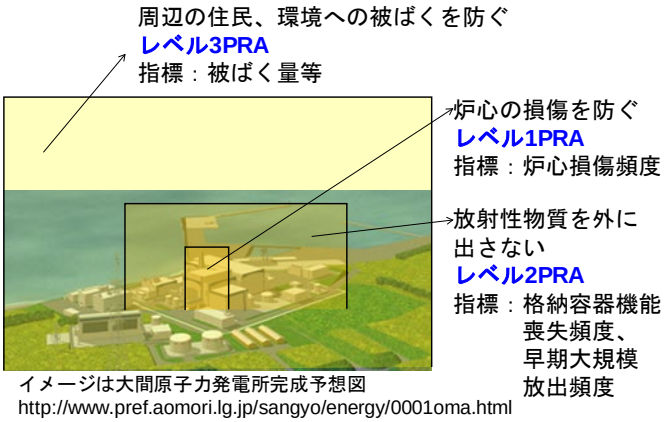


図 1 PRA のレベル

図 2 にレベル 1PRA 手法の流れを示す[3]。レベル 1PRA では大きく、炉心損傷を伴う事故へ波及する可能性のある起因事象評価、起因事象発生後のシナリオをイベントツリー法により評価する事象進展評価、及びイベントツリーの各分岐確率をフォールトツリー法にて評価する分岐確率評価に分けられる。

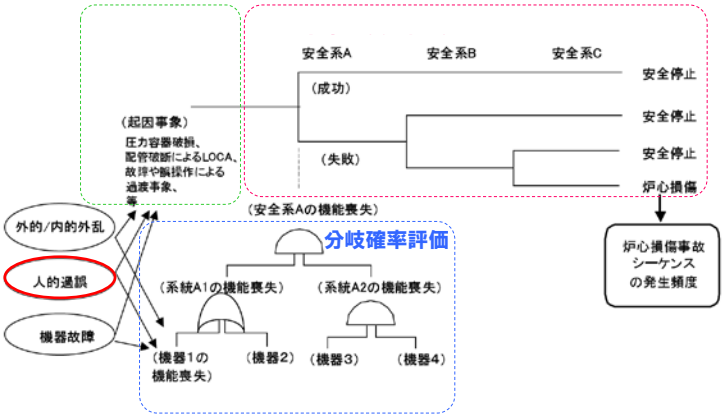


図 2 レベル 1PRA 手法の流れ[3]

*Takashi Takata[1]
[1]Univ. of Tokyo

2-2. PRA における人間信頼性解析の位置づけ

図 2 に示す通り、人間信頼性解析は人的過誤確率の算出として、起因事象評価及び分岐確率評価で用いられ、我が国では主に THERP（Technique for Human Error Rate Prediction）[4]が利用される。人的過誤確率は多様性、多重性を考慮した機器の機能喪失確率に比べると相対的に大きく、表 1 に示すように共通原因故障と並んでリスク指標における影響度は比較的高い（表中は Fussel-Vesely(FV)指標の上位であり、改善効果が高いランクと言える）。

表 1 内的事象レベル 1PRA における FV 重要度 [5]

順位	基事象（機器名-故障モード）	FV重要度
1	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通要因故障	3.1×10^{-1}
2	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通要因故障	2.3×10^{-1}
3	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ起動失敗 共通要因故障	1.4×10^{-1}
4	残留熱除去系 系統操作失敗(認知/操作失敗の人的過誤)	8.0×10^{-2}
5	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ起動失敗 共通要因故障	4.5×10^{-2}

THERP 手法は、手順書をベースとした人的操作を主な対象としており、手順書のない緊急時の対応や、かえって状況を悪化させるような間違った操作（コミッションエラー）に対応していない等のモデルとしての課題に加え、確率を出すために用いられるデータの精度（情報量）不足（特に国内作業者）も課題である（詳細は第 2 報）。

3. リスク情報としての人間信頼性解析の課題

人間信頼性解析のモデルとしての精度向上（より現実的な評価）は PRA の評価精度の向上観点で重要であるが、単に数値を出すツールとしての役割だけではなく、評価の過程で得られる様々なリスク情報を安全性向上に資することが重要である。特に人が関わる作業において不確かさを小さくすることは困難であり、絶対値の議論に加え、相対的な比較による安全性向上への指標としての役割も期待される。

例えば、1F 事故後の人的な安全性向上対策として緊急時の技術支援があり、シビアアクシデント時の対応を含む原子炉主任技術者の役割を明確化するとともに、その役割を踏まえた必要な資格要件を検討する[6]こととなっているが、人間信頼性解析を援用した定性、定量的な検討は十分には行われていない。また、PRA での評価は人間の過誤としての評価であるが、本来人間が介在することでポジティブな側面もある（第二種の安全、Safety-II とも呼ばれる [7]）。1F 事故においても、消火系を用いた代替注水経路の構築や荷揚げ中の重油タンカー沖出しといった実例が挙げられる。人間信頼性解析を援用したこれらの定性、定量化は、実践的な安全性向上の「見える化」や安全文化の醸成に資することが期待される。

4.まとめ

本報では、不確かさを含め定量的なリスク情報を得ることが可能であり、原子力施設における安全性向上の重要な要素の一つである確率論的リスク評価における人間信頼性解析の位置づけを概説し、安全性向上に係るリスク情報としての今後の人間信頼性解析の課題について、期待するところを述べた。数理的なモデルを用いた人間信頼解析は、人が介在することによるリスクの増加や安全性向上の一つの側面を捉えるものであり、関連する部会間でのより深い問題意識の共有や解決に向けた取り組みが望まれる。

参考文献

[1] JIS Z8051:2015 (ISO/IEC Guide 51:2014)
[2] U. S. NRC glossary, https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/risk.html
[3] 日本原子力学会誌, 48, 4, 2004.
[4] NUREG/CR-1278, U.S. NRC, 1983
[5] 第 125 回原子力発電所の新規性基準適合性に係る審査会合，資料 3-1, 2017.7.22
[6] 第 21 回発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム，資料 3, 2013.4.4
[7] 例えば、北村正晴（監訳），レジリエンスエンジニアリング-概念と指針，日科技連, 2012

2019年春の年会

リスク部会セッション[ヒューマン・マシン・システム研究部会共催]

確率論的リスク評価における人間信頼性解析
Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

（2）人間信頼性評価手法に関する課題と取り組み

(2) Challenges and approaches on HRA Methods for Japan

*桐本　順広[1]
[1]（一財）電力中央研究所

1. はじめに

東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電事故以降、原子力発電所の安全性向上のために、従来の保守的アプローチによる決定論的リスク評価に加えて、発生頻度の低い残留リスクを評価する方法の一つとして確率論的リスク評価（PRA）を用いる技術の向上が進んでいる。外部事象ハザード、建物/設備のフラジリティ評価、事故シーケンス評価、機器故障率の精緻化など評価手法の改良やデータの精緻化が進められ、シビアアクシデント対策の追加や防潮堤や免震/耐震重要棟の追加設置、電源強化などにより安全性の向上が進んでいる。一方で、人的過誤事象（HFE: Human Failure Event）が全体的なリスクに及ぼす影響は相対的に大きくなり、リスク重要度への寄与度も増している。このため、人間信頼性評価（HRA）を可能な限り現実的なものとして、得られた知見を PRA モデルや対策改善にも反映できるような改善を進めていく必要がある。

2. HRA 手法の変遷と課題

我が国の従来の内的事象レベル 1 PRA では、人的過誤確率（HEP: Human Error Probability）の推定方法は、1983 年に開発された THERP（Technique for Human Error Rate Prediction、NUREG/CR-1278）のみを使用していた。このため、国内の各電力会社では米国原子力事業者の HRA でほぼスタンダードとして用いられている EPRI の HRA Calculator®を導入し、内的事象レベル 1 PRA の人間信頼性解析（HRA）を米国と同等の品質にする計画で進められている。

この計算ツールで主に用いている手法として、操作実行の過誤については THERP を用いるが、認知/診断の過誤については余裕時間の過多によって失敗確率を扱う HCR/ORE（Human Cognitive Reliability /Operator Reliability Experiments、EPRI TR-100259）手法、及び認知/診断の過誤に影響を及ぼす因子の複数の組み合わせをデシジョンツリーで分析した結果から失敗確率を扱う CBDTM（Cause-Based Decision Tree Method、EPRI TR-100259)を組み合わせて用いている。

これらはいずれも 80 年代に開発された手法であり、第 1 世代 HRA と呼ばれている。第 1 世代 HRA の基本的な考え方では、手順に準拠した人間の規範的行動をモデル化するために、機器の信頼性解析を応用した推定手法であり、各タスクへの行動形成因子(PSF: Performance Shaping Factor)による影響を考慮して HEP を推定する。近年では実際の人間の行動や過誤は、その作業の環境や物事の前後関係や文脈（Context）に依存した意思判断の結果として発生するものであり、機械のように偶発的故障とは異なると考えるモデルが提案されている。これらの認知を重視し文脈に関わる影響因子、状況因子から人的過誤確率（HEP）を推定する HRA は第 2 世代 HRA と呼ばれ、2000 年の ATHEANA（Technique for Human Event Analysis、NUREG-1624）などが開発されている。しかしながら第 2 世代 HRA では、行動心理学などを含め専門家による影響因子の分析に重点が置かれており分析者に依存する部分が大きいため、分析自体が難しいことと定量化の結果が分析者により安定しないことが課題点となっている。

2017 年に新たに IDHEAS（Integrated Human Event Analysis System、NUREG-2199）が NRC によって開発された。本手法は第 2 世代 HRA と同様に認知診断の失敗と過誤に至る文脈を重視し、これらの情報を定性分析過程で叙事知（Narrative）として文書化する。定量化には CBDTM でも用いられたデシジョンツリー手

法を多用し、各ツリーの最終 HEP 値は事前に専門家を交えた評価を行い解析結果のぶれを低減させる手法である。

3. HRANRRC における HRA 研究

上記の手法の開発の経緯から、今後の HRA では定性分析の段階で「叙事知(Narrative)」の重要性が認識された。「叙事知」とは、シナリオの状況に応じた環境や事象の組み込みなどの心理的影響要素、時系列に基づいた理解を発展させる現実の状況を詳細な説明である。したがって、HRA の定量化方法の種類にかかわらず、HRA の実施をサポートするために必要なプロセスである。そのため、NUREG-2199 の定性分析のコンセプトを導入した定性分析方法の強化と評価例の具体化を図った HRA ガイドが必要である。

またさらに HRA の実施において対応が必要な課題として、外部事象 PRA のための合理的な HRA を実施する必要があった。

3-1. HRA ガイドの開発

このため電中研の原子力リスク研究センター（NRRC）では、人的タスクの定性分析の実施プロセスを改善し、定量化手法の入力値の根拠を明確にするための実施方法を示した HRA ガイドを作成した。実施例としては、最初にフィードアンドブリード操作を含む事故シナリオを調べることによって、HRA ガイドの適用性確認を実施した。「叙事知」の文書化にあたっては、さらに発生可能性のある逸脱シナリオについても運転インストラクターとのインタビューで議論が行われた。これらの結果を HRA の入力値（時間分析、PSF など）に反映するための解釈のルールなどもガイドに記載された。HRA ガイドは、過酷状況下での HRA 事例検討などの結果を受けてこれらの知見を追加し、現在は公開版としての改定作業を行っている。

3-2. 過酷状況下 HRA の評価モデルの検討

我が国の安全性向上評価では課題として外的事象 PRA の高度化が必要である。特に優先的に行うべきものとして地震および津波 PRA があり、以後は火災や竜巻、複合事象等への対応が必要となる。したがって、これら外的事象 PRA に用いることができる HRA 手法の拡張/改善が必要となっている。前述された現在の HRA の定量化手法は基本的には内的事象レベル 1PRA における中央制御室の運転員対応を対象としているものであるため、複数のチームが関わる多重タスク、長期間に及ぶタスク、可搬型機器や屋外機器の操作等に適用可能な HRA 手法を検討している。したがって可搬型機器や津波影響の事故シナリオの HRA についての評価事例を検討した。

3-3. 人的過誤事象データベースの開発

現実的な HRA の結果を安全性向上に組み込んでいく取り組みのためには、定量化手法の高度化とともに、人的過誤率の推定に対して人間の特性や運用管理の実態にあったデータを用いて常に最新知見を反映する実施体制の構築が今後重要となる。国内の特性を反映し、内外にも説明性の高い人的過誤確率の値や、HRA の分析で扱うクリティカルタスクの特徴、頻出する context のデータを、単なる HRA のデータ収集のためではなく、発電所における訓練の事後ブリーフィングや改善にも活用可能な合理的な枠組みにより、結果的にデータが得られていくように考える必要がある。また、HRA はリスク情報として定量的な結果が利用されるため、国内の特徴を適切に扱うと同時にそれらの評価指標や分析方法については可能な限りの客観性を持つことも重要である。NRRC では米国 NRC の訓練時の情報を収集する SACADA2 等の人的過誤のデータベースのデータ収集の状況を調査し、今後の国内での実施方法に関しての検討行っている。

4. まとめ

本報告では、HRA 手法の開発の経緯、近年の手法改善・開発の状況を解説し、NRRC における HRA に関する課題対応と研究対応の概要を説明した。

*Yukihiro Kirimoto[1]

[1]Central Research institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2019年春の年会

リスク部会セッション[ヒューマン・マシン・システム研究部会共催]

確率論的リスク評価における人間信頼性解析
Importance of Human Reliability Analysis in Probabilistic Risk Assessment

(3) ヒューマンファクターエンジニアリングを通じたＨＲＡの原子力発電所設計への展開と課題

(3) Applications & Challenges of HRA results to plant design via Human Factors Engineering

*真塩　健二 [1]
[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

人間信頼性解析（Human Reliability Analysis; HRA）は、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment; PRA）の一部として、人的過誤率（Human Error Probability; HEP)を評価するモデルを提供することとしている一方、評価の使用者(設計者、分析者）が、失敗を起こし得る機器の設計、手順書など、人的要因(Human Factors)に係る問題点を認知し、設計の改善(Enhancement/improvement)を図ることを目的としている（THERP NUREG/CR-1278[1])。

米国の安全設計審査制度では、Human Factors Engineering (HFE）をプラント設計、運営のライフサイクルを通じて適用することを要求しており、同様に安全設計審査の一つとしている PRA/HRA とのインターフェースとして、リスク上重要な操作を特定して、これを HFE の観点からプラント設計（ヒューマンインターフェース設計、運転要領書設計、訓練計画など）へ展開し、その反映結果を審査することとしている。ここでは、先行する米国の安全設計審査制度における PRA/HRA と HFE のインターフェースについて概要を説明するとともに、導入する場合の課題等について述べる。

2. HFE プログラムの概要

HFE は、米国安全設計審査の一つとして、プラント設計～運転のライフサイクルを通じ、他の安全設計／プログラムとの人的な要因の側面からの係りを要求しており、具体的は図１に示す１２のエレメントから構成される(NUREG-0711[2])

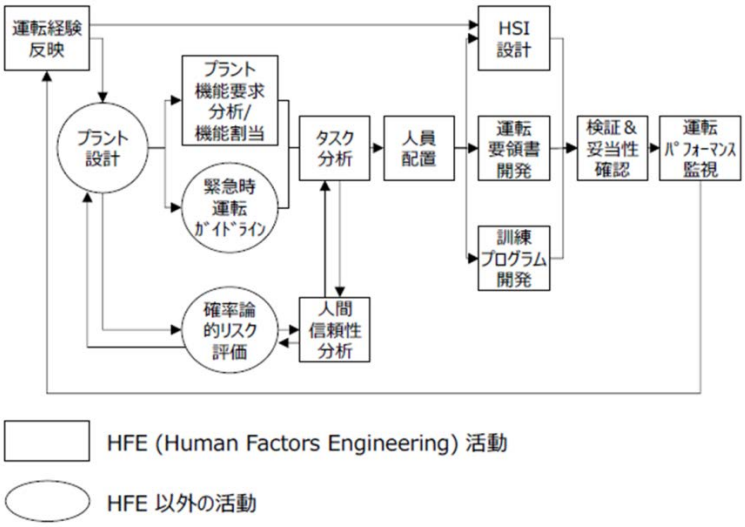


図１　HFE プログラム

*Kenji Mashio[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

3. HRA と HFE のインターフェース

HFE プログラムでは、 PRA/HRA とのインターフェースとして、図２に示すようなインターフェースを纏めている。
ここで、ポイントとなるのが、”Treatment of Important Human Actions (TIHAs)” であり、PRA/HRA から重要な HA を抽出し、これを HFE プログラムを通じてプラント設計、運転要領書等のその他の設計、プログラムに展開することとしている。
また、タスク分析では、HRA のタスク分析と融合する形でタスクの分解、シーケンス展開、作業時間評価を行う。
ここでは、TIHAs におけるリスク上重要な HA の特定と抽出、及び、HFE の観点からのタスク分析の考慮事項について述べるとともに具体事例を示す。

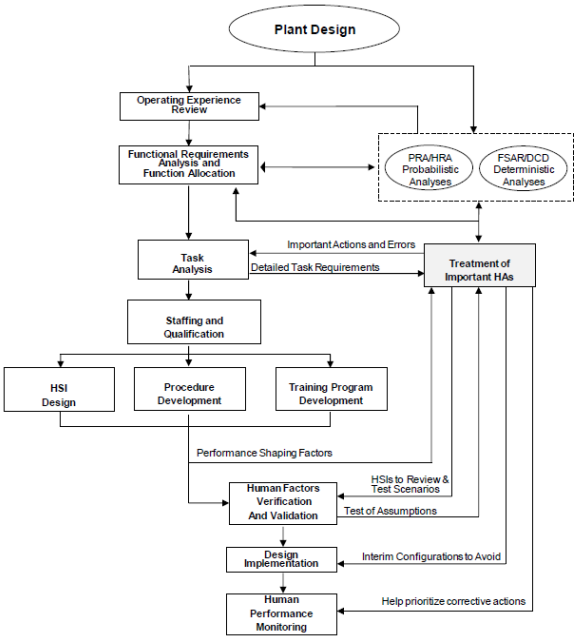


図２　HRA と HFE の I/F

4. リスク上重要なヒューマンアクション（HA)の決定プロセス（HRA⇒HFE)

PRA/HRA から HFE に展開するための、重要な HA の抽出には、PRA でのリスク指標（リスク変化(ΔCDF)及び２つのリスク重要度（FV: Fussell-Vesely, RAW: Risk Achievement Worth)を活用して抽出することとしている。
具体的には、NUREG-1764[3]に基づき、図３に示すステップにしたがって、リスク上重要な HA を抽出する。
当該プロセスは、PRA/HRA 分析者と HFE 専門家が協調して進めることとしている。

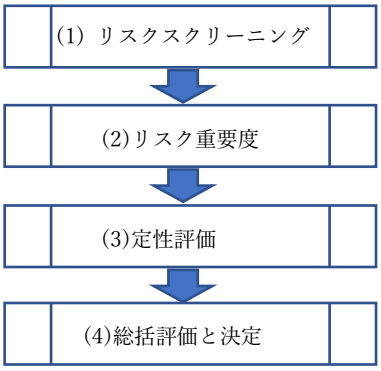


図３　重要な HA の抽出プロセス

5. タスク分析との関与（HFE⇒HRA）

HRA において、HEP を算出するために、運転員の作業の特定、作業の流れ（シーケンス)、作業環境／場所などイベントツリーやエラー率の影響因子（PIF）などを特定する必要があり、タスク分析が必要となる。

6. HFE/HRA インターフェースの適用事例と課題について

米国の新設、既設プラントの適用事例の紹介、及び最新 HRA 手法の我が国適用に対する課題について述べる。

参考文献

[1] NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Application” U.S. NRC, 1983
[2] NUREG-0711, Rev.3 “Human Factors Engineering Program Review Model” U.S. NRC, 2012
[3] NUREG-1764, Rev.1 “Guidance for Review of Changes to Human Actions” U.S. NRC, 2007

(Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL04] Panel Discussion

*Takashi Takata[1], *Yukihiro Kirimoto[2], *Kenji Mashio[3], *Hiroshi Ujita[4] （1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft）

現在、原子力発電所の活動にRIDM（リスク情報を活用した意思決定）の導入が進められており、定量的リスク情報の一つとしてPRAによるCDF値が中心的に利用されている。このCDF値の定量評価おいて人間の関与は人間信頼性解析（Human Reliability Analysis, HRA)で内包されているがHRAで想定している（保守的）シナリオと現場における安全性向上の取り組みの間には依然として乖離があることは否定できない。本セッションではヒューマンマシンシステム部会との共催でPRAにおける人間信頼性解析の課題に関して議論を行うことで、PRAにおけるHRAの問題点を共有し、課題解決に向けた取り組みを支援することを目的とする。

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

[1M_PL] For succession and development of test techniques on materials irradiation research

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

Wed. Mar 20, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[1M_PL01] Any idea for successful inheritance of our "technologies" and "wisdom"?

*Hiroaki Abe[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1M_PL02] Activities for succession of irradiation test and post irradiation examination techniques at JAEA

*Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Activities for succession of post irradiation examination techniques at a hot laboratory in a private company

*Yuji Kitsunai[1] (1. NFD)

2019年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究に係る試験技術の継承と発展に向けて

For succession and development of test techniques on materials irradiation research

（1）技術と智慧の継承をどのような視点で整理したら良いと思いますか？

(1) Do you have any viewpoints aiming to succeed to "technologies" and "wisdom"?

*阿部弘亨 [1]

[1]東京大学

材料研究は様々な分野で必要不可欠な学術領域であって、科学としては刺激に満ちてエキサイティングである。それゆえ、材料研究者はそもそもフレキシビリティが高く、課題探求能力、解決能力に溢れている。一方、技術の視点では、テーマがうつろいやすく、特定の領域の研究者人口の隆盛が激しく、技術や智慧の継承が難しい分野であるともいえる。いわばミクロ（個人）の視点では happiness を得やすいが、マクロな視点では時代の変遷とともに個々の分野の栄枯盛衰がみられることになる。

また、科学と技術は連続して深化しており、個別分野が深く深く掘り下げられ、そして幅が広がっていく。この一例として典型的なものが光合成とカルビン回路である。光化学反応（明反応）によって水から NADPH と ATP と酸素が作られ、前二者が駆動力となってカルビン回路（暗反応）が回り、二酸化炭素が固定されてデンプンを生産する、というものである。高々３行で説明できる反応であるが、現在の理解では詳細なマップはちょっとした部屋程度の大きさになる[1]。当然ながらこれは全ての分野で共通している。個人の能力の限界を考えれば全てを俯瞰することは難し。そして、その負の二次影響として研究者がごく限定された専門領域で（場合によっては自ら望んで）孤立するという現象が起きる。同様の懸念は日本化学会にもある[2]。

さらに、科学技術分野の栄枯盛衰は多くの事例がある。西洋の錬金術や日本の造兵学のように時代の流れに伴って消滅した分野もあれば、タービンの研究のように今どきの大学ではほとんど研究されなくなっている分野もある。これらに共通するのは、時代の要請の変遷、新興分野への研究者の流出、研究課題の枯渇等に起因していると考えられる。

原子力材料の分野はどうだろうか？福島の事故以降、再稼働は遅々とし、新しいプラントはできず、新しい炉型も提案しにくく、原子力分野の先細り感や閉塞感を感じている方が多いと推察される。しかし現実には、小型モジュール炉をはじめ新規の炉型提案もあり、事故炉デブリ対策、事故耐性燃料、核融合炉材料開発等、様々な研究が進行している。そしてこれらには材料研究の課題が満載であり、現状の研究者規模では全然足りない状況である。つまり、研究ニーズも課題も沢山あるのに閉塞感がある。私見を言えばこの閉塞感は多分に心理的であり、日本と海外の材料研究者の温度差にその論拠を見出すことができると考える。

原子力材料分野は衰退の途にあるのではなく、むしろ拡大の方向にある。先に論じた科学技術の深化と専門分野の自己狭隘化をヒントにすれば、科学技術の深化は私たちの活動の当然の結果であり避けられない。最近の材料研究は種々の先進技術の導入によって深化と拡大はますます加速されている。positive spiral に転ずる方策を講じるとすれば、専門分野の自己狭隘化と孤立化の回避にある。つまり、私たちは、科学者としての在り方を保ちつつも、積極的に自身の専門分野の壁を破り、隣の領域、ご近所の領域、はたまた遠方の領域の専門家に対し敬意をもって積極的に交流を積み重ね、仲間を作る活動を皆が意識を共有して継続することが肝要なのではと考える。

発表当日は問題提起を主とし、皆で知恵を出しあって議論させていただきたい。

参考文献

[1] http://biochemical-pathways.com/#/map/1

[2] http://www.chemistry.or.jp/roadmap/Roadmap.html#01

*Hiroaki ABE[1]

[1]University of Tokyo

2019年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究に係る試験技術の継承と発展に向けて
For Succession and Development of Test Techniques on Materials Irradiation Research

（2）JAEA における照射試験及び照射後試験技術の継承に係る取組み

(2) Activities for Succession of Irradiation Test and Post Irradiation Examination Techniques at JAEA

*土谷　邦彦[1]，楠　剛[1]，神永　雅紀[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

原子力機構においては、2017～2028 年度まで（第4 期中長期目標期間末まで）を対象に、「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保」及び「バックエンド対策」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として具体化した「施設中長期計画」を2017年4月に公表した[1]。この中で国内唯一の材料試験炉であるJMTR も廃止施設として位置付けられた。一方、世界のほとんどの試験研究炉は、JMTRと同様に高経年化が進み、フランスのOSIRIS、カナダのNRU、ノルウェーのHALDEN など、高出力の試験研究炉の廃炉が相次いで決定されている。このような背景の下、原子力開発を安全かつ効率的に進めていくためには、これまで培ってきた技術を継承するとともに原子力開発に従事する人材の育成が重要な課題となる。

本発表では、JMTRで培ってきた照射技術及び照射後試験技術の技術継承及び人材育成の取り組みを中心に紹介する。

2. 試験研究炉の現状

2-1. 海外の試験研究炉の現状

2010年にOECD/NEAにおいて、「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設」に関する報告書が公表された[2]。この報告書では、各国の財政的な理由で既存の原子炉へのサポート、新たな原子炉の開発、計画や先進的な原子炉の研究に関する活動が抑制される傾向であること、これにより、今日までの原子力開発の過程で蓄積してきた試験データの維持・継承さえも危うくなる傾向であることなどが懸念されるとして、各国の原子力研究施設に関するデータベースが構築されている。本データベースは、国別、施設の種類(原子炉、加速器等)、利用領域(ADS、燃料研究など)またはその施設を所有する組織でまとめられている。

しかしながら、2015年にベルギーにあるBR-2は炉内構造物の更新を行い、今後10年間の運転継続が決まったものの、フランスのOSIRISは2016年、カナダのNRUは2017年に正式に廃止が決定された。また、高経年化による故障により頻繁に停止しているオランダのHFRについても2024年に廃止予定とされている。さらに、ノルウェーのHBWRは、2016年の放射能漏れ事故を契機に、2018年に正式に廃炉が決定された。一方、新たな次期照射炉として、JHR及びPALLASなどがあるが、建設が開始されているJHR以外はまだ計画もしくは設計段階であり、OECD/NEAの報告書が出されて以降、大きな進展はない。RI製造や中性子ビーム実験用の試験研究炉は、ヨルダン、韓国、アルゼンチン、ブラジル等で建設が計画されているが、軽水炉等の燃料・材料の照射試験を行うためには十分な中性子束が得られない。このような現状から、2025年頃には、世界に高出力の試験研究炉が3基程度（アジア圏(中国を除く)に限っては0基）となると予想されている。

2-2. 日本における照射試験炉の現状

2013年12月に試験研究炉に係る新規制基準が施行された後、現時点では国内で照射試験ができる試験研究炉は2017年に京大炉(KUR)再稼働したのみである。特に、JMTRにおいては、新規制基準が施行された後、耐震評価を実施していく中で新規制基準へ適合させるためには多額の改修費が必要とされ、再稼働を断念せざるを得なくなった。JRR-3においても、建家の改修などまだ数年を要し、早期の再稼働が困難な状況である。

JMTRは、軽水減速・冷却タンク型で熱出力50MWの汎用型材料試験炉であり、これまで、①動力炉国産技術の確立と国産動力炉の開発のための原子炉用材料、燃料等の照射実験、②放射性同位元素の生産及び③教育

訓練の目的として、発電用軽水炉燃料や材料の照射試験を中心に、新型転換炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉等の燃料・材料の照射試験に広く利用されてきた。また、大学を中心とした原子炉材料に係る基礎研究や人材育成、医療・工業用のラジオアイソトープの製造等にも活用される等、我が国の原子力に係る研究開発、利用の発展に貢献してきた。この間、様々な照射技術及び照射後試験技術の開発が行われ、世界に誇る照射データも提供してきた。これらの技術開発の詳細については、JAEAの報告書[3]としてまとめられているので本予稿では割愛する。

3. JMTRにおける技術継承及び人材育成の取組み

3-1. 海外照射の実績と取組み

JMTRでは、2005年度までの稼働中及び改修が決定された2006年度から現在まで、国際協力を活用して、JMTRでは困難な照射試験や再稼働に向けた各種計測・計装技術開発を行うために、海外炉を用いた照射試験を検討し、実施してきた。海外炉を用いた照射試験の実施においては、計画策定が非常に重要であり、十分に先方と議論する必要があるとともに、遠隔地で試験を実施することから、要望する照射データの取得が困難であること、試験試料の輸出管理が研究者のみでは対応が困難であることなどもリスクとして考慮する必要がある。また、試験準備から照射データを得るまでに最低でも3年と長期期間必要であることも、海外炉を用いた照射試験では考慮しておく必要があり、技術継承の他、人材の育成も必要不可欠となる。

JMTRでは、国際科学技術センター(ISTC)の国際協力等を活用して、照射試験を実施してきた。これらの照射試験の実績に基づいて、海外炉を用いた照射試験の利点・欠点等について紹介する。また、国内の試験研究炉の再稼働を見越して、これまでJMTRで培ってきた照射技術の技術継承への取組みについても紹介する。

3-2. 人材育成への取組み

JMTRでは、JAEAの人材育成センターで行っている研修の他、2010～2018年度の間、国内外の若手研究者・技術者を対象とした試験研究炉に係る実務研修を継続して実施してきた[4]。この間、2017年度までの8年間で9か国（カザフスタン、タイ、マレーシア、インドネシア、ベトナム、ポーランド、アルゼンチン、モンゴル、日本）から延べ201名が参加した。特に、今後のエネルギー需要の増大が想定されているアジア地域の研修生が多く、彼らは原子力エネルギーの必要性を強く認識していたため、研修にも積極的に取り組んでいた。本研修を通じて、培ってきた技術や知識の継承という観点から、本研修を有効に活用していくことを検討している。

4. おわりに

福島第一原子力発電所事故以降、原子力に対する安全性検証と安全強化に向けた取組みが行われている。エネルギーの安定供給の観点から、原子力発電はベースロード電源と位置付けられていることから、技術開発を通じて、より安全性を追求する必要がある。また、科学技術の向上に係る研究アクティビティを維持・発展させ、産業・医療分野での利用もあることから、照射技術や照射後試験技術を活用し、人材育成や技術継承を着実に行っていくことで、我が国がリーダーシップを発揮し、原子力分野への国際貢献を果たすことが必要と考えている。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構,「施設中長期計画」, 平成 29 年 4 月(平成 30 年 4 月改正).
[2] 原子力機関経済協力開発機構編, 「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設(Research and Test Facilities Required in Nuclear Science technology)」, OECD 2010, NEA No. 6947 (2010).
[3] 原子力機構　照射試験炉センター, 「JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー」, JAEA-Review 2017-016 (2017).
[4] 江口祥平, 他,「JMTR 及び関連施設を活用した実践型オンサイト研修(2017 年度)」, JAEA-Review2017-032 (2017).

*Kunihiko Tsuchiya[1], Tsuyoshi Kusunoki[1] and Masanori Kaminaga[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究に係る試験技術の継承と発展に向けて
For Succession and Development of Test Techniques on Materials Irradiation Research

（3）民間ホットラボ施設における照射後試験技術の継承に係る取組み

(3) Efforts concerning the inheritance of PIE technology at private hot laboratory facility

*橘内裕寿[1]
[1]日本核燃料開発株式会社

1. 概要

日本の民間ホットラボ施設は原子力プラントメーカによって使用済燃料の調査・研究を目的に設立され、高線量の使用済燃料を安全に取り扱い、効果的な試験を行うための技術として照射後試験技術が開発・向上してきた。その後シュラウドや制御棒など様々なプラント材料の不具合調査なども実施され、燃料以外の放射化金属の照射後試験技術についても技術の蓄積が進んだ。このように民間の照射後試験技術は主として電力会社のニーズに合わせて開発・維持・向上してきた背景がある。しかしながら、１Ｆ事故後、原子力プラントが停止したことから、プラント運転を前提とした照射後試験施設の電力ニーズが急激に低下し、さらには電力会社の原子力材料研究予算の大幅な削減が進んだことから、外部資金によって運営される照射後試験施設の技術力維持が難しい状況になっている。

照射後試験は高線量の燃料や材料を試験対象とすることから、ホットセルによる遠隔操作技術が必須であり、長さ 4m の燃料集合体をそのまま扱う技術、試験片を得るために切断・加工する技術、金属組織を観察するための埋め込み・研磨技術、強度試験等破壊試験を行う技術および分析のための前処理技術、電子顕微鏡による詳細観察技術などの遠隔操作が要求される。また、輸送キャスクを用いて使用済燃料や高線量の材料をプラントからホットセルまで輸送する技術も必要となる。

原子力プラントに関連する外部資金が減少する中、１Ｆ事故後に脚光を浴びている事故耐性燃料開発の大型プロジェクトを METI 国プロで立ち上げたり、１Ｆ燃料デブリの調査を既存のホットセルを活用して行うことなどで、燃料に関する照射後試験技術の維持、若手の育成を進めている。また、材料研究分野においては原子力委員会研究プラットフォームを通じて照射後試験に従事する研究者・技術者の技術力維持と人財育成のため照射材研究プログラムを一定の規模で確保出来るように働きかけている。

照射後試験技術の継承は技術のみならず安全意識の継承も重要である。今後も安全を最優先に、原子力の安全・安心を提供できる照射後試験技術を醸成していく。

*Yuji Kitsunai[1]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.,

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

[2B_PL] Nuclear Energy in Canada

Chair:Yukio Tachibana(JAEA)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[2B_PL01] Nuclear Energy in Canada

*Jean-Philippe Davignon[1] （1. Embassy of Canada）

[2B_PL02] Nuclear Energy in Canada

*Roman Bilak[1] （1. Terralog Tech.）

International Nuclear Information Network Session

Nuclear Energy in Canada
(1) An Overview

*Jean-Philippe Davignon[1]
[1] Embassy of Canada to Japan

1. Introduction

Canada sees nuclear energy as a strategic asset, a driver of innovation, a source of good jobs, and a key part of its growing non-emitting energy mix. Nuclear energy is considered reliable, safe, and environmentally responsible as long as it is developed in a robust regulatory framework to address safety, security, and waste management concerns. It has a role to play, alongside renewables, in bolstering economic growth, energy security and access, and environmental stewardship in support of clean energy goals.

This is why Canada joined the U.S. and Japan to launch a new nuclear energy initiative at the Ninth Clean Energy Ministerial (CEM9) on May 24, 2018 in Copenhagen, Denmark. The “Nuclear Innovation: Clean Energy Future” (NICE Future) initiative aims to promote and accelerate the use of nuclear energy as an important part of the global clean energy transition by ensuring that nuclear energy receives appropriate representation in high-level discussions about clean energy. Nuclear energy plays an important role in Canada’s energy mix, and will contribute to Canada’s overall strategy to combat climate change.

2. Canada’s Policy Regarding Climate Change

Canada’s plan to fight climate change at home – The Pan-Canadian Framework on Clean Growth and Climate Change – is effective: we are phasing out coal, putting a price on carbon emissions, making historic investments in public transit, green infrastructure and clean technologies, promoting energy efficiency, and protecting more of our nature for our children and grandchildren. Furthermore, Canada’s national “Generation Energy” consultations in 2017, in which over 380,000 Canadians participated, emphasized that our population wants to move toward a low-carbon economy. Four identified pathways to that clean energy future to mitigate climate change are: using more renewable fuels; switching to clean power; increasing energy efficiency; and, producing cleaner oil and gas. Canada will continue to reinforce its commitment to meet its obligations under the Paris Agreement through the ongoing implementation of this plan, including investing in innovation, clean tech and in the resilience of our communities.

Canada is also working together with its international partners to fight climate change on a global scale, including helping developing countries gain increased access to financing in their transition to low-carbon and climate-resilient economies. In November 2015, in support of the Paris Agreement, Canada’s Prime Minister pledged $2.65B over five years to advance international climate change objectives. This support is being delivered through a variety of channels, including through the United Nations Framework Convention on Climate Change (UNFCCC) financial mechanism – the Green Climate Fund – as well as through a number of multilateral and bilateral initiatives.

Canada and the UK co-launched the Powering Past Coal Alliance on the margins of the UNFCCC’s COP23. The Alliance is a voluntary coalition of governments, businesses and organizations, established to help lead global efforts to end the use of unabated coal power – power generated by plants without technology to capture and

store carbon emissions. As of December 2018, a total of 80 members have joined the Powering Past Coal Alliance, comprising 30 national governments, 22 sub-national governments, and 28 businesses or organisations. Eliminating coal power and shifting to less-polluting energy is essential for clean air and healthy communities, a safe climate and cleaner economic growth.

3. Overview of Canada's Nuclear Sector

Nuclear energy plays an important part in Canada's energy mix and assists in meeting greenhouse gas emission targets (Canada has committed to have 90% of its electricity coming from non-emitting sources by 2030, up from 80% now). It is the second-largest source of non-emitting electricity generation in Canada, after hydropower, with 19 CANDU reactors located in two Canadian provinces producing 15% of Canada's electricity. Furthermore, Canada is the second largest exporter of uranium in the world, with uranium mining, milling, and processing operations concentrated mainly in the province of Saskatchewan. Canada's nuclear sector also includes research facilities, medical facilities, irradiation facilities, isotope producers and processing and fuel fabrication facilities. In total, the nuclear sector contributes $6 billion annually to Canada's economy, and accounts for 30,000 direct jobs.

In Canada, nuclear energy falls within the jurisdiction of the federal government, whose role encompasses Research and Development (R&D), non-proliferation and nuclear security, and international engagement and collaboration, as well as the regulation of all nuclear materials and activities in Canada. The government places top priority on health, safety, security and the environment in relation to nuclear activities in Canada. While the federal government has important responsibilities relating to nuclear energy, the decision to invest in electric generation rests with the provinces. It is up to the provinces, in concert with the relevant provincial energy organizations/power utilities, to determine whether or not new nuclear power plants should be built.

4. Canada's Small Modular Reactor Roadmap

A stakeholder-driven roadmap identifying the opportunities for on and off-grid applications of Small Modular Reactors (SMRs) in Canada was published on November 7, 2018. It takes a pan-Canadian approach towards nuclear energy, which may help to guide important decisions on existing and emerging nuclear energy technologies. Canada has a promising domestic market for SMRs. Conservative estimates place the potential value for SMRs in Canada at $5.3B between 2025 and 2040. Globally, the SMR market has an estimated value of $150B annually in 2040. This represents a large potential market for Canada, which has already exported nuclear reactor technology to six countries.

Canada has a window of opportunity to lead as it has all the necessary elements:

- A strong international brand and flexible and performance based regulator,
- World class nuclear laboratories and demonstration sites—with a federal investment of $1.2 billion to revitalize infrastructure at Canada's national nuclear laboratories in Chalk River
- Mature supply chain and domestic uranium mining industry—leveraging $26 billion in investments to refurbish 10 nuclear reactors in the Canadian province of Ontario,
- Extensive nuclear operating experience, and strong science and technology in related areas (materials science, medicine, irradiation/sterilization, food safety).

The roadmap is a "call to action" for all key enablers in Canada. It includes 53 recommendations for action by governments, industry, and stakeholders. The roadmap proposes that these enablers respond to its recommendations with concrete commitments for action to seize Canada's SMR opportunity.

5. Conclusion

Canada will host the next Clean Energy Ministerial (“CEM 10”) and the Fourth Mission Innovation Ministerial from May 26 to the 29th, 2019 in Vancouver, and looks forward to working closely with member countries to accelerate progress towards a clean energy future. With respect to nuclear energy development and innovation, strategic partnerships will be key to success—both across the sector and internationally. Through the “NICE Future” initiative under the Clean Energy Ministerial, Canada is partnering with leading global economies to ensure appropriate representation of nuclear energy in broader clean energy discussions—including the role that SMRs could play in meeting climate change and clean energy goals.

2019年春の年会

International Nuclear Information Network Session

Nuclear Energy in Canada

(2) Technology for Radioactive Waste Disposal: Slurry Fracture Injection (SFI) Zero Discharge Deep Well Disposal - Considerations for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Site Clean-up -

*Roman Bilak[1]

[1]Terralog Technologies Inc.

1. Introduction

Slurry Fracture Injection (SFI) is an environmentally sustainable and advanced deep well disposal technology. SFI is used to dispose of large volumes of various waste streams including: contaminated soil, sludge, slurry, tank bottoms, and contaminated water. Such waste streams may also be low-level radioactive wastes or Naturally Occurring Radioactive Material (NORM). SFI disposal has been used extensively as a secure and permanent solution to achieve a Zero-Discharge Waste Management Strategy.

2. Advanced Deep Well Disposal

The SFI technology is an advanced deep well disposal process with Process Control. Deep geological sequestration has been proven as a viable solution for the permanent disposal of waste streams such as contaminated soil, sludge, and slurry. Large volumes of these waste streams, including NORM, (10,000+ m^3/month) have been successfully disposed by using the SFI process. The same approach has potential viability for large volumes of such waste streams that are contaminated with low-level radioactivity. However, additional HSE controls need to be implemented to ensure safe handling and slurry preparation of these radioactive waste streams. Implementation of the SFI process results in significant environmental advantages including elimination of run-off & contamination risks to surface and groundwater; elimination of surface land use impairment; elimination of landfills and surface storage; and elimination of long-distance transport risks & costs.

3. SFI Process

To describe the SFI process in its basic terms, waste material is screened to specified injection criteria (if required), then slurried in a stream of waste-water. Slurry is made with as high a waste concentration as possible and pumped down a waste disposal well at in situ fracturing pressures into a suitable deep geologic formation. SFI disposal occurs into thick, porous, permeable geologic formations of intermediate depth (350 to 2000+ m). Special emphasis is placed on the use of industry Best Practices and Process Control features to mitigate risks and achieve Zero-Discharge waste disposal.

SFI is an innovative, sustainable, cyclic hydraulic fracturing process using lower injection rates and pressures (versus conventional hydraulic fracturing methods). The SFI process has been applied to unconsolidated sand formations. The formation geomechanics induced by the SFI process cause the development of a uniform, expansive stimulated rock volume around the disposal well, with significant formation storage capacity. SFI mechanics mitigate development of induced seismicity or fault reactivation.

Extensive process monitoring must be utilized during SFI operations in order to ensure effective Process Control (i.e. ensure in situ containment, optimization of disposal formation response, maximize formation storage capacity, and mitigate wellbore integrity risks). Monitoring techniques include: well logging, formation testing, bottomhole pressure monitoring and engineering analyses (indicator pressure analyses, pressure fall-off analyses,

injection pressure analyses, etc.). This data is continuously used to modify and optimize the slurry design and injection strategies to ensure Process Control during active SFI disposal operations.

Figure 1: Schematic of SFI Facility

4. Conclusion

The SFI technology is being used as an advanced deep well disposal process for many waste streams in different countries, including NORM.

This workshop will review:

- Best Practices (geological, technical, regulatory, and environmental aspects) for the use of SFI technology.
- Geology and technical considerations for assessing the SFI process for the Zero Discharge Deep Well Disposal of certain waste streams generated from the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant.
- SFI field cases, comprehensive risk assessments, and regulatory issues for deep well disposal.

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident, Nuclear Fuel Division, Division of Water Chemistry

[2D_PL] Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

Chair:Junichi Takagi(Toshiba ESS)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[2D_PL01] Basic properties of fuel debris and their behavior under severe accident

*Kinya Nakamura [1] （1. CRIEPI）

[2D_PL02] Basic properties of fission products and their behavior under severe accident

*Naoya Miyahara[1] （1. JAEA）

[2D_PL03] Comparison of fuel debris and fission products assumed under decommissioning work

*Masahiko Osaka[1] （1. JAEA）

[2D_PL04] Remarks on radioactive material control under decommissioning work

*Junichi Takagi[1] （1. Toshiba ESS）

2019年春の年会

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より

Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

（1）燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまい

(1) Basic properties of fuel debris and their behavior under severe accident

*中村勤也[1]、高野公秀[2]

[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）1～3 号機の各建屋には、損傷燃料や溶融燃料が冷えた固まった燃料デブリが核分裂生成物（FP）とともに残存していると考えられている。FP と燃料デブリの性状、組成および分布等は事故進展によって変わり、また、事故進展は FP と燃料デブリの性状、組成および分布等を調査することによって明らかになるものがある。本講演では、廃炉作業時に留意すべき FP と燃料デブリを比較して議論するにあたっての予備知識として、燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまいについて既存知見[1]をベースに解説する。また、廃炉作業を進めるうえでのデブリ性状に関する課題もあわせて報告する。

2. 事故進展時の燃料ふるまい

2.1 BWR 燃料の構造

事故時の 1F1～3 号機には、ステップ III 燃料（9×9 型）を中心に 1 号機ではステップ II 燃料（8×8 型）が 68 体、3 号機では MOX 燃料が 32 体装荷されていた。BWR 燃料は、集合体レベルで軸方向および径方向に濃縮度およびガドリニア濃度が異なるペレットを配置し、出力分布や燃焼度分布を調整している。また、部分長燃料棒（A 型）や集合体中心にウオーターロッド／チャンネルを有し、集合体をチャネルボックスで取り囲む構造をしている。

2.2 事故進展時の燃料ふるまい

シビアアクシデント（SA）時の燃料ふるまいの概念図を図 1 に示す。露出した燃料棒は次第に温度上昇し、被覆管は膨れて破裂し FP ガスが放出される。温度上昇と時間経過とともに水蒸気酸化による被覆管の減肉が進行し、発生した水素の吸収または放出が起こり、延性の低下とともに脆性破壊しやすくなる。燃料／被覆管界面では、相互拡散により一部に低融点相が形成され、β-Zr の融点以上では被覆管が破損すると内部の液相が燃料棒の外側へリロケーションし炉心損傷が拡大する。下部プレナムに移行した溶融燃料は、圧力容器の貫通部等を破壊して一部はペデスタルに落下しコンクリートと反応したと推定されている。一部の燃料棒は、未溶融の切株状のまま直立または倒壊する場合がある。

制御棒は、顆粒状の B_4C 中性子吸収材がステンレス鋼製の被覆管に充填され、この制御棒被覆管を十字型に集合した構造である。1200℃以上の高温に達すると共晶反応により鉄を主成分としホウ素を含有する低粘性融体が形成され、燃料棒に先行して制御棒の形状が喪失される。この融体は、水蒸気によって酸化されにくく、下部タイプレートを通って下部プレナムに排出されやすい特性が報告されている。

3. 燃料デブリの性状

1F1～3 号機ともに炉心構造材料のうち UO_2 が約 62wt%、ジルカロイが約 26wt%を占めることから、燃料デブリの主成分は U、Zr、O と考えられよう。これまでに、TMI2 号機やチェルノブイリ 4 号機の燃料デブリに加え、炉外 SA 模擬試験で得られた模擬デブリの性状が報告されている。国内では、未照射材を用いた実験室規模での溶融試験や TMI-2 デブリとの比較等により、炉心溶融固化物や MCCI（炉心溶融物－コンクリート相互作用）生成物の生成相や微細組織、硬さ等の機械特性に関する性状データが蓄積されている。

*Kinya Nakamura[1], Masahide Takano[2], [1] CRIEPI, [2] JAEA

炉心溶融固化物の主成分は UO_2-ZrO_2 系固溶体である。UO_2-ZrO_2 擬二元系状態図[2]を図 2 に示す。立方晶$(U,Zr)O_2$ が全率固溶する温度領域は、融点直下の高温領域に限られ、温度低下とともに正方晶の$(Zr,U)O_2$ が新たに生成する。これは、急冷条件では立方晶$(U,Zr)O_2$ が単相のまま保持されやすいが、徐冷条件では U リッチの立方晶$(U,Zr)O_2$ と Zr リッチの正方晶（+単斜晶）$(Zr,U)O_2$ に相分離しやすくなることを示している。また、炉心溶融物が水中に落下して急冷されると、小規模では粒子状になり大規模では溶融固化物の表面が粉体化する。溶融状態の$(U,Zr)O_2$ には、炉心構造材料が一定量固溶し、Fe や Gd、Ca の溶解度が調べられている。今後、1F サンプル分析の結果から、事故時の到達温度や酸素ポテンシャルの評価が期待される。

一方、金属質デブリは、溶融進展時の酸化状況に応じて、Zr-(Fe,Cr,Ni)系金属間化合物あるいは(Fe,Ni)系合金等を形成する。実験と熱力学解析より、ホウ素は Zr または Fe と高硬度のホウ化物を形成して金属質デブリ中に析出する可能性が指摘されている。

MCCI では、炉心溶融物とコンクリート界面の近傍で大きな温度勾配が生じ、到達温度領域に応じて階層構造を形成する可能性がある。コンクリートは 1200℃以上から液相が出始めてガラス化するとともに、$(U,Zr)O_2$ との反応生成物の固相線温度は約 2500℃から 2000℃前後まで低下することが推測される。MCCI が進行しているとき、コンクリートから放出される水蒸気によって酸化雰囲気に近いと考えられ、酸化されずにリロケーションした Zr 等の溶融金属は水蒸気による酸化発熱反応が進行することが推測される。

4.　1F サンプル分析との比較

1F1～3号機の格納容器内から回収された固体サンプルを分析することにより、FPの化学的特性やデブリ分布、事故進展に関する知見が得られるため、分析作業が進められている。1号機PCVのペデスタル外側の底部から回収された堆積物からは、立方晶$(U,Zr)O_2$や正方晶$(Zr,U)O_2$のU含有粒子が認められた[3]。また、2号機オペフロ養生シートからは立方晶$(U,Zr)O_2$や立方晶UO_2のU含有粒子が確認された[3]。これらの結果は、既存知見と整合すると考えられる。

5. まとめ

廃炉作業時に留意すべき FP と燃料デブリを比較して議論するにあたり、予備知識として、燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまいについて、既存知見をベースに解説した。今後、廃炉作業を進めるうえで、デブリ性状に関する主な課題として次の項目が挙げられる：デブリサンプルの代表性、マクロ性状、経年変化挙動、取出時の粉体化、臨界管理に重要な核種の分布。特に、チェルノブイリ事故で生じた溶岩状燃料含有物質（LAVA）では、自己照射損傷や熱応力による機械的破損等により、エアロゾルや二次鉱物の生成、水中への浸出等の性状変化が観測されており、経年変化挙動は大きな課題の一つであろう。

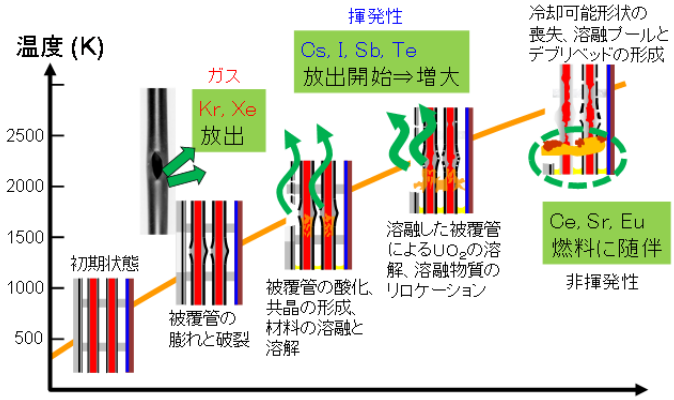


図１　SA 時の燃料ふるまいの概念図

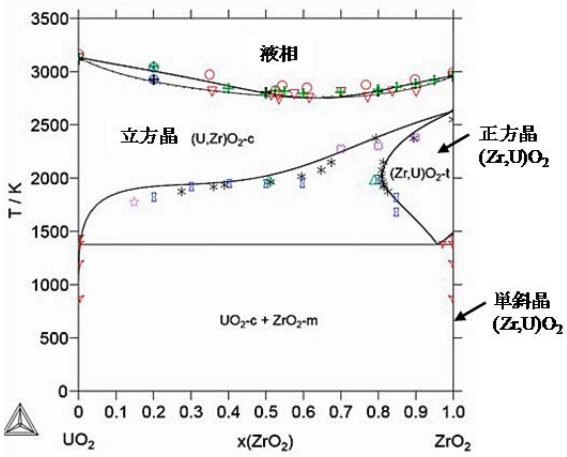


図２　UO_2-ZrO_2 擬二元系状態図[2]

＜参考文献＞

[1] 例えば、“福島第一原子力発電所の事故進展および燃料デブリ性状に関する検討,”　燃料デブリ研究専門委員会報告書(近日学会 HP に公開予定), [2] A. Quaini, et al., J. Nucl. Mater. 501 (2018) 104-131. [3] 1～3 号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果、東京電力 HD、2018/8/10.
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2018/images2/handouts_180810_04-j.pdf.,

2019年春の年会

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より

Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

（2）核分裂生成物の基礎特性と事故時のふるまい

(2) Basic properties of fission products and their behavior under severe accident

*宮原 直哉[1]、逢坂 正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）の炉内各所には未だ多くの核分裂生成物（FP）が残存しており、セシウム（Cs）等のγ線放出核種は主に外部被ばく、ストロンチウム（Sr）等のβ線放出核種は内部被ばくの要因として、廃炉作業の妨げとなる可能性がある。1F 炉内に残存する FP の分布や性状を把握し、廃炉作業時における FP の影響を予測あるいは低減するためには、FP の基礎特性及びシビアアクシデント（SA）時のふるまい（どのような放出・移行過程を経て、付着に至ったのか）を理解する必要がある。本講演では、廃炉作業時における FP の影響に係る議論を行うにあたっての予備知識として、FP（主に Cs）の基礎特性や SA 時のふるまいの概要を、既存知見をベースとして解説する。また、1F 事故により明らかとなった FP 関係の課題についても、その研究の動向を紹介する。

2. SA 時における FP のふるまいの概要

図 1 に、SA 時における炉心溶融及び燃料デブリ形成の過程と、それに伴って放出された FP の炉内各所におけるふるまいの概念図を示す。燃料温度の上昇、炉心の溶融に伴い、Cs、ヨウ素（I）等の揮発性 FP は大部分が炉内へと放出される（In-vessel 放出）。一方、Sr 等の非揮発性 FP は、その大部分が溶け落ちた燃料に随伴して移行し、燃料デブリ内に残存する。Phèbus 試験によれば、炉心インベントリに対する Cs の放出割合は 60～80 %である一方、Sr の放出割合は 1 %以下である[1]。炉内に放出された FP は凝縮、化学反応等による物理化学変化を伴いながら一次冷却系を移行し、格納容器に到達する。一方、圧力容器破損に伴って格納容器内に移行した燃料デブリからも、コア―コンクリート反応（MCCI）等に伴って FP が放出される（Ex-vessel 放出）。以下に、これら炉内各所における FP 挙動の概要を記す。

2-1. 一次冷却系における FP の移行

炉内に放出された FP は、気相中の化学反応によって化学形態を変えながら一次冷却系を移行する。一方、圧力容器内のように比較的高温な領域においては、ステンレス鋼等の構造材とも化学反応を起こして吸着する（化学吸着）。これらの化学挙動には、燃料デブリ形成過程で溶融した制御棒材から放出されるホウ素（B）蒸気種が影響する可能性が指摘されている（後述）。また、FP 蒸気種は低温部に移行するに伴って過飽和となり、壁面への凝縮、エアロゾル化といった物理形態の変化が生じる。これらの吸着または凝縮挙動は、FP の化学形態（揮発性）に依存し、また、温度や雰囲気の変化によっては再蒸発が生じる可能性もある。一次冷却系においては、これらの現象が同時に起こるため、FP のふるまいは非常に複雑である。

2-2 格納容器内における FP 挙動

温度が 400 K 前後である格納容器内においては、FP（I 等、一部の高揮発性 FP を除く）の大半はエアロゾルとして存在し、重力沈降、熱泳動等により壁面に付着する他、スプレイ等の注水によって水相に移行する。通常、格納容器内のエアロゾル挙動は、これらの各メカニズムの理論式を解くことで求められる。I については格納容器内でも化学反応を起こし、それに伴って水相への溶解や再蒸発が生じる。

*Naoya Miyahara[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

2-3 圧力容器破損に伴う Ex-vessel 放出

模擬燃料デブリの加熱試験である Phèbus FPT4 試験[2]では、燃料デブリ内の Cs の 80 %以上が放出され、モリブデン（Mo）等の中揮発性 FP についても、In-vessel 放出と同等の放出が見られた。また、MCCI を模擬した ACE 試験[3]では顕著なテルル（Te）の放出が見られたが、その他の FP は殆ど放出されなかった。

3. 1F 事故により明らかとなった課題の例

3-1. Cs 化学挙動に対するホウ素の影響

1F においては制御棒材として炭化ホウ素（B_4C）が使用されていたことから、そこから放出される B 蒸気種が一次冷却系内の Cs と結合して $CsBO_2$ を形成し、Cs 化学形態に影響を与える可能性が指摘されている。また、B 蒸気種は一次冷却系内に沈着した CsI と化学反応を起こし、結果としてガス状 I の再浮遊を引き起こすとされている。そこで、一次冷却系内の Cs 化学挙動評価の精度を向上させるため、Cs-I-B-Mo-O-H 系における化学反応速度データベースの構築等が行われている[4]。

3-2. 構造材への FP 吸着、付着、浸透メカニズム

1F の廃炉においては除染や廃棄物処理等の観点から、炉内に残存した FP の性状に係る情報が必要となる。そのため、FP の構造材への吸着、付着及び浸透メカニズムを解明するための研究が行われている。圧力容器上部におけるステンレス鋼への Cs 化学吸着については、Cs がステンレス鋼中の微量成分である Si と結合して非水溶性の Cs-Fe-Si-O 系化合物を形成することが分かっている[5]。また、コンクリートへの Cs の付着・浸透メカニズムについても、現象把握及びモデル化が進められている。

3-3. 水相を介した FP の放出挙動

1F において、FP の大半は水相に存在しているとされている[6]。その要因としては、燃料デブリ内に存在する Sr 等の FP が浸出（リーチング）によって水相に放出されていること、注水によって構造材に吸着又は付着した FP が水相に移行していることが考えられる。これらの水相を介した FP の放出挙動を解明するため、1F 燃料デブリからのリーチング挙動等に関する研究が実施されている。

4. まとめ

上述のように、本講演では炉内各所における FP の基礎特性及び SA 時のふるまいの概要を既存のデータに基づいて解説すると共に、1F 事故によって明らかとなった FP に関する課題を紹介する。本講演が廃炉作業時における FP の影響をより深く考えるきっかけとなること、廃炉作業を円滑に進めるための新たな研究課題等について議論する場となることを望む。

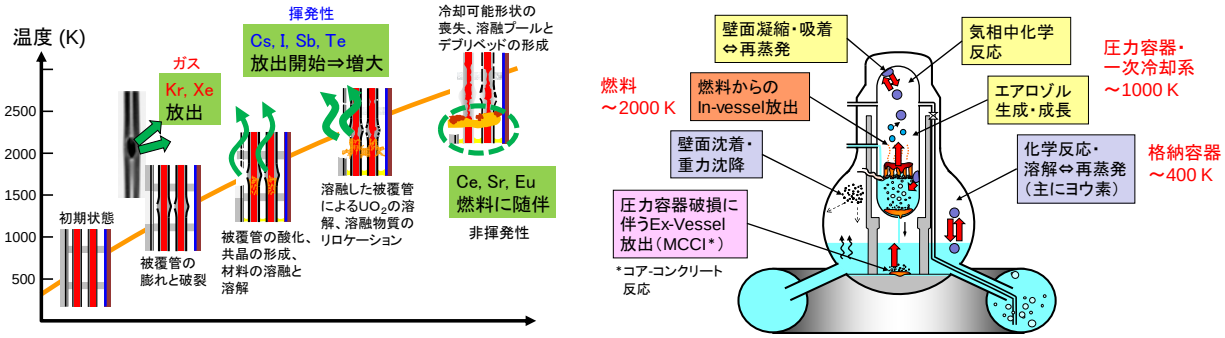


図１　SA 時の燃料デブリ形成過程と炉内各所における FP のふるまいの概念図

＜参考文献＞

[1] A.-C. Grégoire, et al., Ann. Nucl. Energy, 2013, 61, 63–74.

[2] P. D. W. Bottomley et al., Nucl. Eng. Technol., 2006, 38, 163-174.

[3] J. K. Fink, et al., OECD/CSNI Report NEA/CSNI/R(92)10, Forschungszentrum Karlsruhe, 1992.

[4] N Miyahara, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2019, 56, 228-240.

[5] F. G. Di Lemma, et al., Nucl. Eng. Des., 2016, 305, 411-420.

[6] S. Uchida, et al., Proc. of Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems (NPC2016), 2016, Oct 2-7, Brighton (UK).

2019年春の年会

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より

Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

（3）廃炉作業時に想定される燃料デブリと核分裂生成物の挙動の比較

(3) Comparison of fuel debris and fission products assumed under decommissioning work

*逢坂 正彦[1]、宮原 直哉[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

1. 本比較の目的・ねらい

デブリ取出し作業等において不可欠なデブリの格納容器内分布の把握において、放射性セシウム等の FP による高放射線量が大きな阻害要因となるため、FP 分布の把握も極めて重要である。数十年にわたる作業期間中には、デブリ切削等の取出し作業の進展や雰囲気・放射線等格納容器内環境の影響により、デブリや FP の性状が変化し、ひいては分布の変化につながることから、デブリ・FP の分布とその長期的な変化をできるだけ正確・精緻に把握することが根源的な課題となる。本シリーズ発表(1)(2)においてそれぞれ報告されたデブリ及び FP の挙動を踏まえ、本報告においては、デブリ及び FP 両者の分布と変化を整理して比較することにより、特に今後必要となる研究課題案の抽出を試みる。抽出された研究課題案は、後報における廃炉時の管理面での考察に資するとともに、「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会等における今後の検討に反映する。

2. 「比較」の視点の整理

前 2 報から、主に、Sr 等の非揮発性の FP は燃料の溶融・移行と挙動を共にしてデブリに残留するためその分布はデブリ分布に準拠する一方、Cs 等の揮発性の FP は燃料から放出され格納容器内では構造材表面に付着物等として存在しデブリとは異なる分布状態となることが予想される。これらについては、事故後 TMI-2 の炉内、既往の SA 再現実験 PHEBUS 等において得られた FP 分布の評価結果に表されている（図 1、[1][2]）。

これらを踏まえ、本報においてデブリ・FP の分布の比較を容易にするために、FP の分布状態として、主にデブリに随伴する FP が含まれるデブリと、主に揮発性 FP が含まれる構造材等への付着 FP の 2 種類の分布状態を考える。便宜上、前者を「デブリ随伴 FP（分布）」、後者を「付着 FP（分布）」と称することとする。

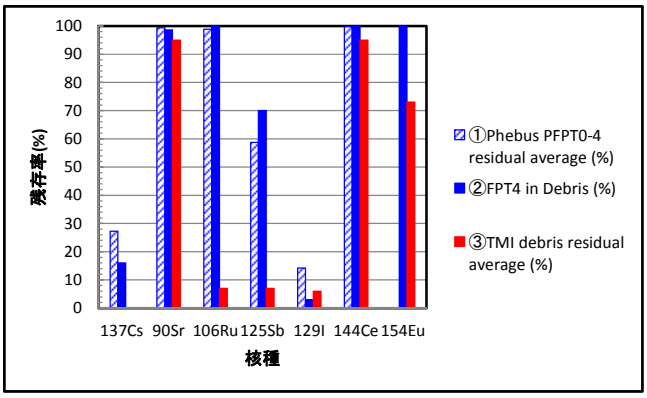


図 1　既往研究等における主な FP のデブリ内残存傾向

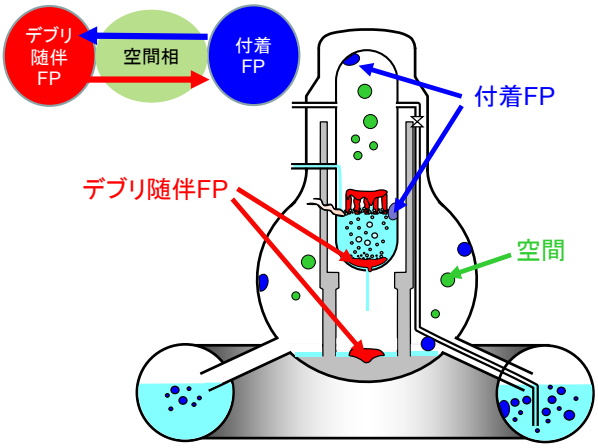


図 2　FP 分布状態の区分概念

* Masahiko Osaka[1] and Naoya Miyahara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

以上の 2 種類の FP（分布）に加えて、両者の間に介在する気相や水相であって、短期・長期的に両者間を FP が移行することができる「空間（分布）」を加えた 3 種類の FP（分布）に区分した（図 2）。本報では、多数の FP のうち、インベントリや人への被ばくに与える影響等を考慮して、FP のうち主に Cs, I, Te, Ru, Sr 等を対象とした。

3. FP の分配傾向の整理

表 1 に、主な FP について、それらの挙動がデブリ随伴 FP と付着 FP に係る分布に与える影響を整理したものを示す。デブリ随伴 FP と付着 FP のうち、各 FP が主に含まれるものに下線を付している。主な付着 FP としては Cs, I, Te が含まれ、これらは溶融に至るまでの高温状態で燃料から放出し、冷却系移行による温度低下に伴う凝縮やエアロゾル生成により配管等の構造材表面に付着して主要な外部放射線源となる。デブリ随伴 FP としては主に非揮発性の Sr, Ba があり、これらはデブリ内の放射線源や熱源となる。

表 1　付着 FP／デブリ随伴 FP 分布状態への影響

核種	特徴	付着FP	デブリ随伴
Cs	γ線放出、揮発性、長期影響	構造材等に物理的・化学的に付着	デブリ表面等への再付着？
Sr	β線放出、非揮発性、長期影響	海水注入・還元雰囲気下での揮発性増大	デブリ随伴（主要な放射線源）
Te	β線放出、揮発性	構造材等に物理的・化学的に付着（挙動に不明な点あり）	被覆管に化学的にトラップされる影響？
Ba	β線放出、準揮発性	Moとの複合化合物形成による揮発性増大	デブリ随伴（主要な熱源）
Ru	γ線放出、可変揮発性	空気混入で揮発性増大	デブリ随伴
I	γ線放出、可変揮発性	構造材等に物理的に付着	デブリ表面等への再付着？

4. 研究課題案の抽出

3.で述べた各 FP の基本的な分布状態に加えて、それらと異なる分布状態をもたらす FP 挙動の考慮が重要であり、今後の研究課題である。例えば、Ru については事故時空気混入条件において非揮発性であったものが揮発性となることが知られている。また、Cs や Te についてはステンレスやジルカロイ等と高温で化学的に反応すること、Mo 等他の FP や制御材 B 等は Cs, I 等と化学反応を生じることなど、これら化学的挙動については FP 挙動全体に影響を及ぼす重要課題として認識されている[3,4,5]。さらに、数十年間に及ぶことが予想されるデブリ取出し作業期間中には、付着 FP の水分への溶出や作業時の圧力変動による再浮遊、長期間の酸化等によりチェルノブイリ原発事故で生じたデブリ表面の変性とそれによる放射性物質の再浮遊等、空間への FP 放出を介して分布状態変化に与える挙動を考慮する必要がある。

これらの課題解決のためには、各々の現象・挙動評価とそれに基づくモデル化を継続的に行って炉内 FP 分布推測へ反映することが不可欠であり、1F 事故により環境中や格納容器内に放出された FP の詳細な分析結果はそれら継続的反映のための重要な検証材料となる。

＜参考文献＞

[1] 日本原子力学会水化学部会、日本原子力学会水化学部会報告書#2017-0001(2017).
[2] 永瀬文久、エネルギーと動力、2012 年秋季号（279）2-7 (2012)
[3] S. Suehiro, et al., Nucl. Eng. Des., 286 (2015) 163-174.
[4] M. Osaka et al., Proc. ERMSAR 2017, 2017.
[5] L.E.Herranz, et al., Nucl. Eng. Des., 288 (2015) 56-74.

2019年春の年会

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より

Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

（4）廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

(4) Remarks on radioactive material control under decommissioning work

*高木 純一[1]、内田 俊介[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、まずは、燃料デブリの存在箇所を同定し、これらを安全かつ確実に取り出して、最終的に安全に保管することで終結する。長期にわたる燃料デブリ取り出し作業においては、環境への放射性物質の飛散を最小限に抑え、同時に廃炉作業に従事する作業者の放射線被ばく（外部被ばく、内部被ばく共）を最小に抑制することが必須である。

原子炉あるいは格納容器内の燃料デブリの分布位置は、シビアアクシデント解析コードによる予測とミューオンを用いた測定で推定はされているものの、その正確な位置は、今後の調査により少しずつ明らかになって行くものと考える。一方で、作業を進めて行く上で障害となるのが、セシウムを初めとする放射性の核分裂生成物（FP）である。もともと燃料体に存在したウラン他の核原料物質、超ウラン元素（TRU）と FP のうち、メルトダウンの過程で揮発性の FP は原子炉内、格納容器内に飛散し、燃料デブリ中にはウラン、TRU と不揮発性の FP などが燃料被覆材や構造材の酸化物と混在して含まれる。

従って廃炉作業を進めるにあたっては、取り出し対象とする燃料デブリのみでなく、FP の挙動にも十分配慮し、放射性物質の飛散、被ばく抑制を図ることが必須である。

本セッションでは、前 3 報において、燃料デブリと FP の基礎特性と事故時のふるまいを述べた上で、両者の挙動を比較し、FP の分配傾向の整理を行った。

以下では、これらの発表に基づいて、マスバランスを含めた炉内での FP 分布の差異、廃炉作業時の燃料デブリ及び FP の取扱い、被ばく影響、環境影響についてまとめる。

2. 廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

廃炉作業の今後の進展においては燃料デブリ取り出しが主体となるが、放射線影響（被ばく管理）や汚染インベントリー（廃棄物管理）の観点からは、FP 挙動及び分布を把握することが必須である。特に、燃料デブリ中に存在している FP の存在について知見を深める必要がある。そこで、前報では、作業対象となる放射性核種を、“デブリ随伴 FP”（燃料デブリ中の FP）、及び、“付着 FP”（PCV 内の構造材等への付着 FP）に分類することとした。以下では、廃炉作業時の観点から両者の比較検討を行う。表 1 に放射性物質管理の留意事項を示す。

2.1 放射能分布

デブリ随伴 FP：固体の表面線量率は ^{137}Cs 等の高γ線放出核種で決まるが、その残存率は小さいと考えられる。^{90}Sr 等のβ線放出核種の残存率は比較的大きいと想定される。

付着 FP：^{137}Cs 等の高γ線放出核種の残存率は比較的大きいが、汚染水への移行割合は大きいと推定される。

2.2 存在形態

デブリ随伴 FP：主として固体中に存在すると考えられる。取り出し作業中に一部紛体化する可能性がある。難溶性だが一部溶解性の場合がある。飛散性は比較的軽微だが、破砕作業時に一部飛散する可能性がある。

*Junichi Takagi[1] and Shunsuke Uchida[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Japan Atomic Energy Agency

付着 FP：粒子として壁面に付着していると考えられる。一部可溶性であり汚染水へ移行する。広範囲に分布していることが特徴である。揮発性の FP の飛散には注意が必要であり、ガス状の FP への対応も必要である。

2.3 作業対象

デブリ随伴 FP：燃料デブリは取り出しの主対象となる。ただし、残存する FP は阻害要因となる。

付着 FP：FP 自体は燃料デブリ取り出しの阻害要因であり対象外である。場合により作業前除染が必要となる。

2.4 臨界管理

デブリ随伴 FP：重点評価項目であり、厳密な臨界管理が必要となる。

付着 FP：FP 単独であれば、臨界評価は不要である。

2.5 被ばく影響

デブリ随伴 FP：α核種、β核種を含み、内部被ばくへの配慮が必要である。外部被ばくは ^{137}Cs、^{154}Eu 等のγ線源が主要線源である。体積線源であり、線源強度に比較して線量率は小さいと考えられる。

付着 FP：β核種（特に ^{90}Sr）の内部被ばくへの配慮が必要である。外部被ばくは ^{137}Cs が主要線源である。面積線源であり、線源強度に比較して線量率が大きいと考えられる。

2.6 環境影響

デブリ随伴 FP：直接的な影響は比較的小さい。流出に対しての影響も比較的軽微と考えられる。ただし、粉塵や微粒子の挙動には注意が必要である。

付着 FP：ガス・粒子としての飛散、汚染水としての拡散に留意が必要である。特に、流出による汚染水への影響が大きいと考えられる。

表１　廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

分類	項目		デブリ随伴ＦＰ	付着ＦＰ
ＦＰ分布	1	放射能分布	固体の表面線量率は^{137}Cs等の高γ線放出核種で決まるが、その残存率は小さい。^{90}Sr等のβ線放出核種の残存率は大きい。	^{137}Cs等の高γ線放出核種の残存率は比較的大きいが、汚染水への移行が大きい。
	2	存在形態	主として固体中に存在。取り出し作業中に一部紛体化。難溶性だが一部溶解。飛散性は比較的軽微だが、破砕作業時に一部飛散の可能性あり。	粒子として壁面に付着。一部可溶性であり汚染水へ移行。広範囲に分布。揮発性のFPの飛散には注意が必要。ガス状のFPへの対応も必要。
作業対象	3	取扱い方法	燃料デブリは取り出しの主対象。ただし、残存するFPは阻害要因。	FPは燃料デブリ取り出しの阻害要因であり対象外。場合により作業前除染が必要。
影響評価	4	臨界管理	重点評価項目であり、管理が必要。	臨界評価は不要。
	5	被ばく影響	α核種、β核種を含み、内部被ばくへの配慮が必要。外部被ばくは^{137}Cs、^{154}Eu等が主要線源。体積線源であり、線源強度に比較して線量率は小さい。	β核種の内部被ばくへの配慮が必要。外部被ばくは^{137}Csが主要線源。面積線源であり、線源強度に比較して線量率が大きい。
	6	環境影響	直接的な影響は比較的小さい。流出に対しての影響も比較的軽微。	ガス・粒子としての飛散、汚染水としての拡散に留意。特に流出による汚染水への影響が大きい。

3. まとめ

以上より、燃料デブリ中の“デブリ随伴 FP”と構造材等への“付着 FP”について、FP 分布、作業対象、影響評価の観点から両者の挙動を比較評価し、以下の観点から今後の廃炉作業に資するものとする。

１．廃炉計画時には、核種の存在量と存在場所を推定して計画する。

２．廃炉作業の進捗とともに、存在量と存在場所の把握精度を向上させ、併せて、存在形態を把握する。

３．廃炉作業時の影響評価として、被ばく影響、環境影響を適切に評価する。

４．上記２.、３．に則り、適宜、廃炉作業、工程の見直しを図る。

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

[2F_PL] Current status and future trends in electron microscopy

Chair:Hiroyuki Takahashi(Univ. of Tokyo)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Common Education Bildg. 2 2F No.23)

[2F_PL01] Direct electromagnetic field imaging in materials by advanced atomic-resolution electron microscopy

*Naoya Shibata[1] （1. Univ. of Tokyo）

[2F_PL02] Material characterization using scanning transmission electron microscopy and electron energy-loss spectroscopy

*Koji Kimoto [1] （1. NIMS）

[2F_PL03] Material Analyses by Electron Holography

*Toshiaki Tanigaki[1] （1. Hitachi）

2019年春の年会

放射線工学部会セッション

電子顕微鏡の現状と将来展望
Current status and future trends in electron microscopy

先進原子分解能電子顕微鏡による材料局所電磁場解析

Direct electromagnetic field imaging in materials by advanced atomic-resolution electron microscopy

*柴田　直哉
東京大学

収差補正走査透過型電子顕微鏡法（aberration-corrected STEM）は，原子サイズにまで絞った電子線を用いて，材料内部の原子構造を実空間直接観察する手法である．現在，40.5pn の空間分解能が達成されており，水素やリチウムなどの軽元素原子の直接観察も可能である．近年，我々のグループでは原子分解能観察に対応可能な多分割型 STEM 検出器を独自開発し，検出面上の位置や角度に敏感な原子分解能 STEM 像を 16 画像同時に取得可能なシステムを構築した．現在，この分割型検出器を用いて走査型透過電子顕微鏡法（STEM）の一手法である微分位相コントラスト法（Differential Phase Contrast: DPC）の開発に注力している．この手法は、材料内部の電場・磁場構造を直接観察できることから，材料・デバイスの超微細構造解析の分野において大きな注目を集めている．この DPC STEM 法を原子分解能 STEM に応用することによって，原子内部の電場を直接観察することに世界で初めて成功している[1,2]. Fig.1 に $SrTiO_3$の原子分解能 DPC STEM 像を示す. (A)は同時取得した HAADF 像, (B)(C)はそれぞれ電場ベクトルカラーマップ及び電場強度マップを示す．電場像から，原子中心の原子核から電場が放射状に湧き出す様子を実空間で直接観察できていることがわかる．つまり，原子分解能 DPC STEM は原子の存在だけでなく，その内部構造の直接観察をも可能にする手法であると言える．その他，材料中の磁場観察への応用例(磁区，磁気スキルミオン観察) [3,4]なども報告する．更に，現在開発中の原子分解能磁場フリー電子顕微鏡について，その進捗状況及び将来展望について紹介する．

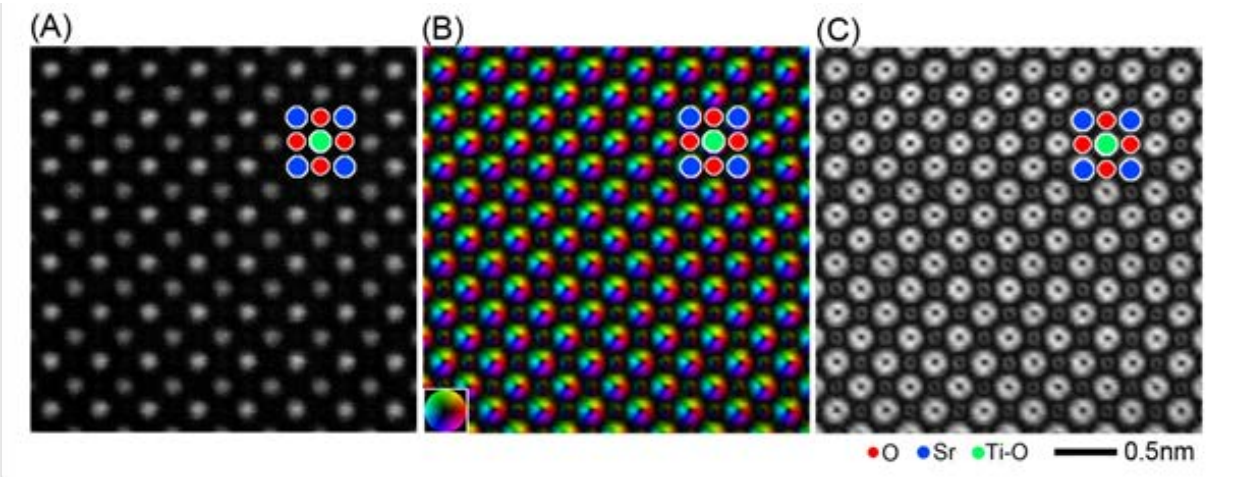


Fig. 1: $SrTiO_3$[001]の原子分解能 DPC STEM 観察結果[2]. (A) ADF 像. (B)DPC STEM による原子電場ベクトルマップ. (C) DPC STEM による原子電場強度マップ.

[1] N. Shibata *et al.*, *Nature Phys.*, **8**, 611-615 (2012).

[2] N. Shibata *et al.*, *Nature comm.* **8**, 15631 (2017).

[3] T. Matsumoto *et al.*, *Sci. Adv.* **2**, e1501280 (2016).

[4] N. Shibata *et al.*, *Acc. Chem. Res.*, **50**, 1502-1512 (2017).

*Naoya Shibata
UTokyo

2019年春の年会

放射線工学部会セッション

電子顕微鏡の現状と将来展望
Current status and future trends in electron microscopy

走査透過電子顕微鏡および電子エネルギー損失分光法による材料評価

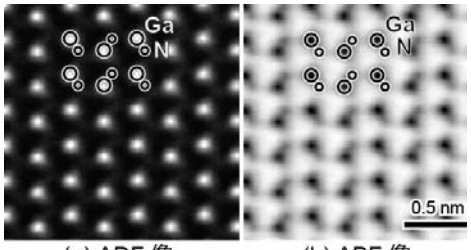
Material characterization using scanning transmission electron microscopy
and electron energy-loss spectroscopy

*木本浩司[1]
[1]物質･材料研究機構

走査透過電子顕微鏡(Scanning Transmission Electron Microscopy; STEM)と電子エネルギー損失分光法(Electron Energy-Loss Spectroscopy; EELS)を組み合わせることにより、局所領域で結晶構造解析や元素分析が可能になる。本発表では、STEM および EELS を使って現状どういった解析ができるのか紹介したい。

STEM 像観察による結晶構造解析

STEM を用いると投影した原子配列を直接観察できる。空間分解能は収束した電子のプローブ径に依存し、収差補正装置を備えた装置では 50 pm 以下まで向上している。透過電子を環状暗視野(Annular Dark-Field; ADF)検出器や環状明視野(Annular Bright-Field; ABF)検出器を使って、原子配列を可視化できる(図 1)。ADF 像では Ga が輝点として、ABF 像では Ga と N が暗点として観察でき、原子位置をピコメートルオーダーで決定できる[1]。ADF 像強度は定量的に解析して、原子数に変換することも可能であり、ドーパントの検出などにも利用されている[2]。ADF 散乱強度は軽元素では原子番号のべき乗(1.5～2.0)に比例するため元素の識別も可能である[3]。現在はセグメント化された検出器を使って回折図形を取得してデータを解析する 4D-STEM が実用化されつつある[4]。



(a) ADF 像　(b) ABF 像

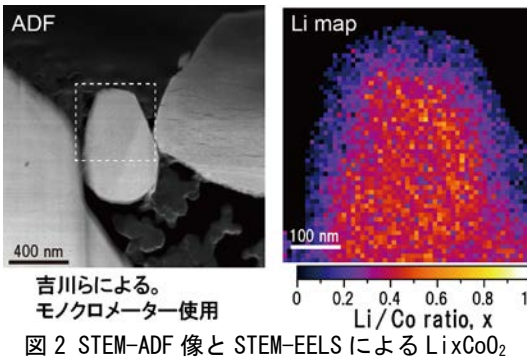
図 1　GaN の STEM 像観(加速電圧 300kV)。

STEM-EELS による原子配列の可視化

試料の内殻電子を励起した EEL スペクトルから、元素毎に原子配列を可視化できる[5]。プローブ径を微小にするだけでは不十分で、非弾性散乱過程が原子レベルで局在している必要があり、よりエネルギー損失の大きな（より内殻の電子励起）非弾性散乱過程を捉える必要がある。さらにスペクトルの微細構造(ELNES)を利用すれば、化学結合状態の異なる元素を可視化する事も出来る[6]。EELS は軽元素のマッピングに特に適しており、Li 電池正極材料中の Li マッピングにも利用している(図 2)[7]。モノクロメーターを使うことにより放射光の X 線吸収スペクトル(XANES)と同様のエネルギー分解能(<0.1eV)が実現できる[8]。材料研究者のニーズを正しく捉え、材料開発と計測手法の開発双方の発展に寄与したい。

1) Kimoto et al. *Ultramicroscopy* **110** (2010) 778.
2) Kimoto et al. *App. Phys. Lett.* **94** (2009) 041908.
3) Yamashita, Kimoto et al. *Sci. Rep.* **8** (2018) 12325.
4) Kimoto & Ishizuka *Ultramicroscopy* **111** (2011) 1111.
5) Kimoto et al. *Nature* **450** (2007) 702.
6) Haruta, Kimoto et al. *Appl. Phys .Lett.* **100** (2012) 163107.
7) Kikkawa, Kimoto et al. *J. Phys. Chem. C* **119** (2015) 15823.
8) Kimoto *Microscopy* **63** (2014) 337.

本研究の一部は、元素連略拠点(東工大細野教授)、新学術領域(複合アニオン JP16H06440)によるものです。



吉川らによる。
モノクロメーター使用

図 2 STEM-ADF 像と STEM-EELS による Li_xCoO_2 (x～0.4)の Li マップ[7]。

*Koji Kimoto[1]
[1]National Institute for Materials Science

2019年春の年会

放射光工学部会セッション

電子顕微鏡の現状と将来展望
Current status and future trends in electron microscopy

電子線ホログラフィーによる材料解析

Material Analysis by Electron Holography

*谷垣 俊明 [1]
[1]日立製作所　研究開発グループ

電子線ホログラフィーは電子波の干渉を用い、観察対象の電場・磁場を高い分解能で観察することができる手法である。さらに回折波を干渉させる方法により、材料内部の歪みも観察することができる。これらの基本的な電子線ホログラフィーの観察機能は次世代の材料開発に有用な知見を与えると期待されるが、従来の手法では観察可能な領域が薄片試料のエッジに限られており、電子線ホログラフィーの適用範囲は限られていた。この問題を解決するため、電子波を電子線バイプリズムで分離し、観察したい領域を狙って電子波を照射する分離照射電子線ホログラフィーを開発した[1]。また、電子線ホログラフィーとトモグラフィーを組み合わせることで、電磁場を三次元的に観察することができる。1MV 超高圧電子顕微鏡を用いると比較的厚い試料が観察できる。その高い透過能を利用し、磁気渦を三次元的に観察することに成功している[2]。一方、電磁場を高い分解能で観察する点でも、超高圧電子顕微鏡は威力を発揮している。世界唯一の収差補正器を搭載した、1.2MV 原子分解能・ホログラフィー電子顕微鏡は電場観察用のモードで 43 pm、磁場観察用の試料に磁場が印加されないモードで 0.24 nm の TEM 分解能を有する。近年、磁場観察のため電場情報と磁場情報を分離するパルス磁場印加システムを開発し、0.67 nm 分解能での磁場観察に成功している[3]。

Reference

[1] T. Tanigaki *et al.*, *Appl. Phys. Lett.* 101 (2012) 043101.

[2] T. Tanigaki *et al.*, *Nano Lett.* 15 (2015) 1309.

[3] T. Tanigaki *et al.*, *Sci. Rep.* 7 (2017) 16598.

謝辞：本研究は内閣府最先端プロジェクトの支援を受けす総合科学技術会議により制度設計された最先端研究開発支援プログラムにより、日本学術振興会を通して助成されたものです。また、本研究の一部は JST CREST (JPMJCR1664)の支援を受けたものである。

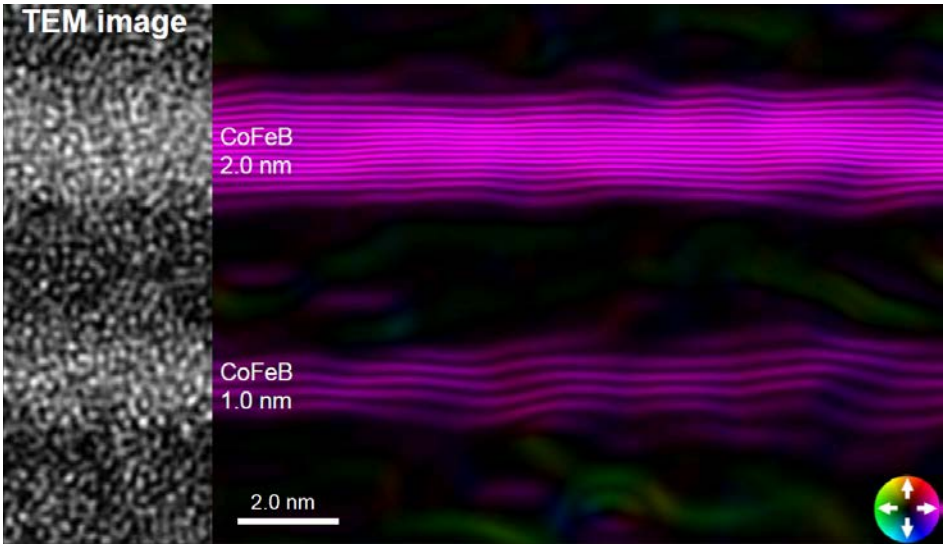


図１　サブナノメートル分解能で観察した CoFeB/Ta 多層膜内の磁束線分布

*Toshiaki Tanigaki[1]
[1]Research & Development Group, Hitachi, Ltd.

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

[2G_PL] THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

Chair:Noriyosu Hayashzaki(Tokyo Tech)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2 2F No.26)

[2G_PL01] Future of Particle Accelerators

*Seiya Yamaguchi[1] (1. KEK)

[2G_PL02] Possible inter-academic-society cooperation for a bright future of the Particle Accelerator and Beams Science Subcommittee

*Ryoichi Hajima[1] (1. QST, President of PASJ)

[2G_PL03] Application of accelerators in the industry

*Hiroaki Sakurabata[1] (1. JEMA)

[2G_PL04] Discussion

2019年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

加速器・ビーム科学部会 20 周年を迎えて「未来」を考える
THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of
the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

加速器の将来

Future of Particle Accelerators

*山口 誠哉 [1]
[1]高エネルギー加速器研究機構

戦後，欧米の先進諸国に遅れてスタートした日本の加速器は，TRISTAN によりビームエネルギーの世界記録を塗り替え，KEKB によりルミノシティーの世界記録を更新し，J-PARC により世界最高クラスのビーム強度を達成し（パスル当たりの粒子数は世界一），日本は加速器科学分野における世界の 3 極のひとつとなるに至った．ビーム性能（エネルギー，強度，ルミノシティー，輝度，パルス幅等）のさらなる向上を目指し，基礎研究用の大型加速器の開発・建設は，いまも世界各国で国際協力により強力に進められている．

また，加速器の応用は，医療をはじめ，各種産業・安全保障・分析・環境浄化・原子力など様々な分野に広がってきている．

本講演では，基礎研究用大型中型加速器及び応用加速器の現状と将来を紹介するとともに，加速器要素技術の展開について簡単に触れる．

---

*Seiya Yamaguchi[1]
[1]High Energy Accelerator Research Organization

2019年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

加速器・ビーム科学部会 20 周年を迎えて「未来」を考える
THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of
the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

加速器・ビーム科学部会のさらなる発展に向けた他学会との連携の可能性

Possible inter-academic-society cooperation for a bright future of
the Particle Accelerator and Beams Science Subcommittee

*羽島　良一 [1,2]
[1]量研，[2]日本加速器学会長

1. はじめに

日本原子力学会にて加速器・ビーム科学部会が活動を開始してから 20 年が経過した。部会の設立趣意書には、加速器が原子炉よりも早く発明されたこと、素粒子/原子核等の基礎研究用として巨大科学を支える重要な装置として発展し、その利用が医療、材料照射、分析、環境照射等の分野に大きな広がりを見せていること、放射光、粒子線がん治療、未来のエネルギーシステム（加速器駆動原子炉）等でも重要な役割を果たすことが述べられ、関連分野全体を総合的に支える活動の拠点として部会が設立されたことが記されている。冒頭の一節で「加速器」と「原子炉」が対比されているように、加速器を中心とした放射線利用は、エネルギーを生み出す原子炉と並び、原子力研究、原子力利用の柱として位置づけられてきた。本講演では、加速器・ビーム科学部会のさらなる発展に向けて、他学会との連携の可能性を論じてみたい。

2.他学会との連携の可能性

加速器・ビームに関連した学会にはどのようなものがあるだろう。日本加速器学会、日本放射光学会、レーザー学会のように学会名そのものが、加速器やビームを表すものから、日本物理学会、応用物理学会、日本中性子科学会、日本放射線化学会、日本放射線腫瘍学会など、加速器・ビームを内包した研究分野、あるいは、加速器・ビームの利用を前提とした研究分野を対象とする学会が数多く存在する。それぞれの学会は、独自のミッションを掲げて活動をしており、一部の重なりはあるものの異なる会員から構成されている。

そもそも学会を作ることの理由のひとつが、コミュニティを形成することによって個人の力では及ばない活動を展開することであるならば、複数の学会が連携して、より大きな力を発揮するのは自然な流れである。

学会の役割の第一は、所属する会員の研究活動の拡大や充実に寄与することだろう。華々しい研究成果の創出を促す役割も大事であるが、研究者の身近な問題に対するサポートも重要である。この 20 年間に深刻化した問題のひとつに、若手研究者の雇用問題がある。それぞれの学会で若手研究者のキャリア形成について議論がなされてきたが、若手研究者が自分たちの意見を集約して社会に発信しようという動きも始まっている。日本学術会議に若手アカデミー、若手科学者ネットワーク分科会が作られ、若手科学者サミットが 2016 年から毎年開催されるようになった。私が会長を務めるビーム物理研究会では、ビーム物理研究会・若手の会を組織化し若手科学者サミットへの研究者の派遣を行うほか、若手の会が主催する研究会を持ち回りで開催している。若手の会の入会資格は 45 歳未満であるが、現在までに 89 名の会員が登録されている。日本放射光学会も同様の若手部会を設立している。このような若手研究者が自らの視野を広げるための活動は、複数の学会が連携することでさらに活性化できるのではないだろうか。

私が会長を務める日本加速器学会では、日本中性子科学会からの申し入れを受けて連携を開始した。J-PARC の大強度パルス中性子源が完成したころから、中小型の加速器中性子源の建設計画が進められるようになっており、日本中性子科学会では小型中性子源から大型中性子源まで共創的に発展させる枠組みを構築しようとしている。中性子の発生と利用の専門家が集まる日本中性子科学会であるが、加速器の専門家が手

薄なことから、日本加速器学会へ連携の呼びかけがなされたという経緯である。二つの学会がそれぞれの専門性を活かして連携を行っている例である。

日本原子力学会の加速器・ビーム科学部会に所属する会員の研究分野を年会・大会の講演プログラムから俯瞰すると、加速器・ビームの発生から利用まで一通りカバーしているように感じられる。しかし、加速器・ビームの利用をいっそう高度化し、また、経済性を追求する流れの中で、研究すべきテーマは多岐にわたっている。AI の台頭に代表されるテクノロジーの進歩や、激しさを増す国際競争、後継者育成への対応も求められている。所属する会員の研究活動の促進、効率化を支援する学会活動の在り方を考えるとき、他学会との連携は一つの選択肢となろう。年会の部会セッションに他学会の講師を迎えるなどからはじめてみるのはいかがであろうか。

3. まとめ

日本原子力学会の加速器・ビーム科学部会が歩んだ 20 年の間に、多くの技術が進歩し、また、社会情勢の変化もあったが、加速器・ビーム科学が果たすべき役割が拡大しているのは間違いない。加速器・ビーム科学の研究をさらに進め、その成果を社会に還元することを目指すためには、加速器・ビーム科学部会をさらに活性化することが望まれる。その手段として、他学会との連携は有効な選択肢のひとつとなろう。

---

*Ryoichi Hajima[1,2]

[1]QST, [2]President of Particle Accelerator Society of Japan.

2019年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

加速器・ビーム科学部会 20 周年を迎えて「未来」を考える
THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of
the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

産業界における加速器応用 - JEMA の活動紹介 -

Application of accelerators in the industry -Activity introduction of JEMA-

*櫻畠 広明，馬場 隆，工藤 達郎，大友 清隆，松原 雄二，佐藤 耕輔，殖栗 敦，
葭谷 昌之，足立 吉隆，森 威男，仙波 智行，吉村 信二，服部 行也，石川 拓也，
花川 和之，白根 秀一，笹子 雅純，野崎 智恵子
一般社団法人日本電機工業会 加速器特別委員会

産業界における加速器応用製品の普及活動の一つとして、加速器メーカ 9 社で構成される日本電機工業会（JEMA）加速器特別委員会の活動内容について報告する。

1. 日本電機工業会（JEMA）

JEMA は、電気機械産業における業界団体であり、重電から白物家電まで幅広い製品を取り扱っている。会員企業は約 300 社。昨年、創立 70 周年を迎えた。

2. 加速器特別委員会

2005 年 4 月より加速器の普及拡大を目的として発足、14 年間活動を継続している。

2-1. 加盟企業

㈱NHV コーポレーション、住友重機械工業㈱、東芝エネルギーシステムズ㈱、ニチコン㈱、ニチコン草津㈱、㈱日立製作所、日立造船㈱、㈱日立パワーソリューションズ、三菱電機㈱ 以上 9 社。

2-2. 活動内容

2-2-1. 自主統計

加速器および関連製品に関する自主統計を実施し、人員数、生産金額、輸出金額、受注金額について統計対象会社の合算値としてその動向を取りまとめている。

2-2-2. 調査事業

加速器の民間利用の実態や今後の展開の可能性を考察することを目的とした調査事業を行っている。

これまでの調査実績として、2005 年度「医療用機械向け加速器の使用状況調査」に始まり、近年では「北米並びにアジアにおける加速器の普及状況と将来展望調査」、「環境分野における加速器の活用と将来展望に関する調査」、「治療用加速器の市場調査」を実施した。

今回、2018 年度に実施した「社会インフラにおける加速器の活用と将来展望に関する調査」の結果概要の一部を紹介する。わが国は今後、急速に老齢化人口が増えるだけでなく、高度成長期に建てられ老朽化した社会インフラを多く抱えることとなり、その健全性を維持管理するための監視と検査の優れた技術を開発することが期待されている。

2-2-3. PR パンフレット

加速器が社会の様々な場面で役立っていることを周知するパンフレットを作成、無料配布している。

3. まとめ

日本電機工業会（JEMA）加速器特別委員会は、今後とも加速器関連機器の製造に関わる業界団体として、関係諸機関との連携を進めながら、加速器分野の発展に寄与していく所存である。

*Hiroaki Sakurabata，Takashi Baba，Tatsuro Kudo，Kiyotaka Ohtomo，Yuji Matsubara，Kosuke Sato，Atsushi Ueguri，Masayuki Yoshitani，Yoshitaka Adachi，Takeo Mori，Tomoyuki Semba，Shinji Yoshimura，Yukiya Hattori，Takuya Ishikawa，Kazushi Hanakawa，Shuichi Shirane，Masazumi Sasako，Chieko Nozaki
Accelerator Special Committee，The Japan Electrical Manufacturers' Association

(Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[2G_PL04] Discussion

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[2H_PL] How to disseminate information to society from AESJ

Chair:Reiko Nunome(RWNC)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bildg. 2 2F No.27)

[2H_PL01] Reorganization on position statement and its direction

*Ryuichi Yamamoto[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] Roles and Guidlines of Press Release

*Mito Sagai[1] （1. CRIEPI）

[2H_PL03] Activities of "Nuclear Accident Exposition Team (Team 110)"

*Reiko Nunome[1] （1. RWNC）

2019年春の年会

広報情報委員会セッション

日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*山本隆一[1]、*佐賀井美都[2]、*布目礼子[3]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]電力中央研究所、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

現在、原子力ムラとも揶揄されている原子力界はこれまでになく社会から正確な情報の提供と共有が求められている。一方、原子力界を構成する各原子力関連機関はその組織の性格や立場によって情報提供の目的、内容における注目点、発信手段に違いが生ずることはやむを得ないと考えられる。こうした状況において、本会では、科学的正しさに主眼を置いた情報発信を社会に対して適切に行うため、「広報、情報伝達に関する規程」を定め、会長記者会見、プレスリリース(以下 PR)、ポジション・ステートメント(以下 PS)を直接的情報発信として実施している。更に、緊急時や異常発生時には、会長記者会見、PR に加えて、異常事象解説チーム(以下チーム 110)が情報発信を行うこととしている。

本セッションでは、先の秋の大会での議論を基に広報情報委員会として見直し作業に取り組んできた PR および PS の役割や発信手段などについて紹介し見直し内容を確認する。また、チーム 110 の役割や活動について、設立経緯等を含め現状について報告する。

2. PS の再編と方向性

PS は、10 年ほど前に ANS の同様な仕組みに倣う形で始まったが、その公開は学会ホームページのトップページからのアクセス性があまり良くないため、多くの学会員がその存在について認識が薄く、広報情報委員会の企画セッションを聴講して初めてその存在に気付くということすらあった。そのような状況ではあったが、4 年前の秋の大会から始めた広報情報委員会セッションでの報告・議論により、徐々に学会員の関心も高まっている様に感じている。

そこで後述するように、広報情報委員会ではこれまでの議論を基に PS(特に提言等学会の意思表明に関わるもの)と PR による学会の意思表明との関係を整理し、学会の意思表明は原則 PS に集約する方向で議論を進めている。この PR を起点とする PS の作成については、ある程度時間が掛けられることから、広報情報委員会にて当該 PR 文の PS 化を行うに相応しい専門性を有する部会等を選定し、作成依頼するのが現実的ではないかと思われる。従来型の PS 作成・審議プロセスにおける PR 後のメッセージの PS 化プロセスの位置を図-1 に示す。

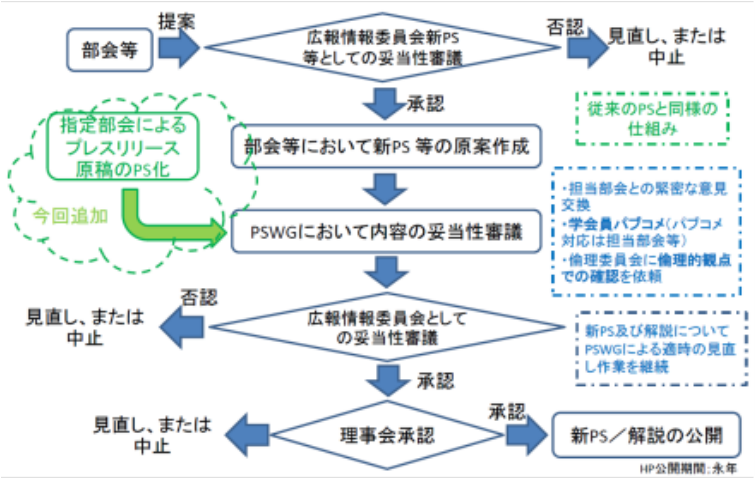


図 - 1　PS の提案から公開に至るプロセス（PR の PS 化を含む）

また、従来の PS は大別して前記と同様な「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)の類と「用語の解説」の類とに分けられ、その説明責任の重さはかなり異なると考えられるが、これまではそのチェック＆レビューのプロセスに異なるところは無く、同じように数か月から、物によっては年オーダーの時間をかけてきた。しかしながら、責任の重さに軽重が有るのなら、特に「用語の解説」の場合はそのチェック＆レビュープロセスにおいてある程度の合理化が期待できるのではないか、との議論が当然の様に出てきた。現時点においては、その具体的な方策について十分な議論が出来ているわけではないが、今後の議論を促すために、これまでの PS を「学会の立場の表明」(見解・提言・　宣言)と用語の解説の類とに分け、前者を「新 PS」として定義し、後者を「解説」として区分けすることを提案したい。 このようにした場合、現在公開されている PS の約 25%(5 件)が「新 PS」に再区分され、残り約 75%は「解説」に区分されることになる。ただし、今後前記のように PR を起点とした PS の作成と言う新たな枠組みを設けることで、「新 PS」は確実に増加傾向となることが期待される。

この他、PS 作成プロセスの合理化を考慮すると、これまでのような単独の部会等による起案・作成ではなく、当初より関連する複数の部会の共同企画と言った形で、例えば案件ごとに PS 起草委員会のようなものを設置して、起案当初から完成度を上げることを通じて、その後の PSWG による確認作業をより合理化し、起案から公開までの期間を短縮することも考慮すべきかもしれない。

3. PR の役割と実施方針

2018 年秋の大会において、本会の情報発信のあり方を議論するなかで PR の定義と実施方針を整理する必要性についてご意見をいただいた。広報情報委員会では PR の役割(定義)を明確にすることで、速やかな情報発信を行うことを目指しており、主な見直点は、PR の種別と内容、発信元クレジット、実施可否の決定プロセスとその権限などである。また、PS との役割の棲み分けについても議論がなされた。具体的には、前回大会で挙げられた PR の問題点として①定義がなく役割が明確でない②提言、見解、解説、会長会見、その他イベントなどの別がなく同列の扱いである③広報情報委員長の判断によって実施可否が決まる④『本会として正式に情報・コメントできる活動等であることを前提とする活動』であれば手続きを経ることで実施を妨げることはできない⑤クレジットは原則発信元の組織名で実施されるものの学会の総意と受け取られがち等が挙げられ、これらの課題について広報情報委員会で検討を行った。また、議論が必要な提言、見解、解説はむしろ PS の枠組みに切り分ける必要性についても議論し、PR の役割(定義)と実施要領案についても検討した。

その結果、PR は本会として事務的に周知すべき案件や提言、見解、解説のうち適時性と緊急性の高いもの(時事案件)に限定する一方、PS は本会としてのスタンス・考え方を表明するものと定義した上で、PR のうちの後者(緊急性の高い時事案件)と PS はいずれも科学的根拠に基づくものであるべきとの基本理念を共通の考え方として検討を進め以下のような方向性が示された。

- PR について、学会主催(年会・大会やシンポジウム)案件については、事務局のみの発案とし、学会として発信すべき緊急メッセージ(時事案件)は、理事会のみの発案とし管理は事務局が行う。
- 学会からのお知らせは、部会や委員会からの依頼も可能とするが、起案は事務局とし、部会や委員会は依頼書を作成することとする。
- 時事案件の PR 文作成は案件関連の理事が行い、広報情報委員会に情報共有として通知した上で、理事会に諮ることとし、理事会にて承認を受けた PR 文を基に、広報情報委員会が PR を実施する。この手続きの流れを図－2 に示す。
- PR した時事案件は、後日会員へパブリックコメントを行い、見直した上で、すべて PS に移行するこことする。作成要領は、PS 作成要領に準拠する。保存期間を公開期間と修正し、原則永年公開とする。

今後、広報情報委員会では、上述の方向性に基づく PR を実施するために、具体的な PR 実施要領案を整備し意思決定プロセスを反映した本会としての実施方針を示していく。

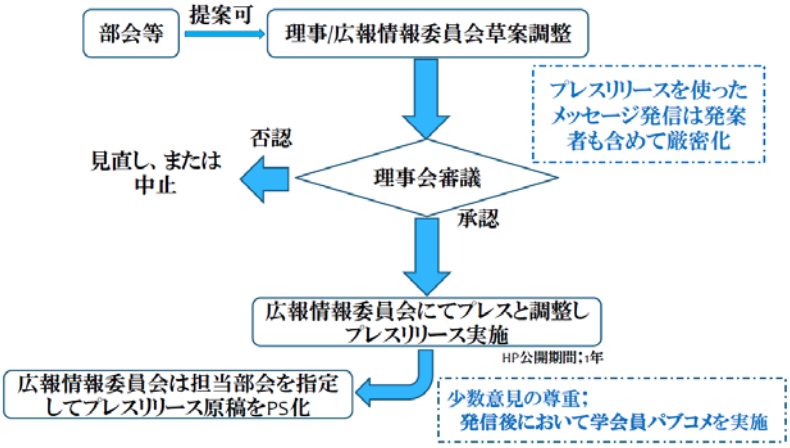


図 - 2 プレスリリースによる学会の意思表明の流れ

4. チーム 110 について

チーム 110 とは、原子力施設における異常事象について専門家の見解が求められた場合に、国や事業者から独立した立場で、速やかにわかりやすい解説を行うことを目的に、2010 年 1 月 27 日に設立された。(2 月 1 日より運用開始)設立当初の構成メンバーは、全員大学関係者からなる解説担当者が 10 名、技術支援者が約 40 名(100 名を目指す)となっており、合計 110 名が活動する組織として、略称「チーム 110」とした。

活動の流れとしては、自治体関係者またはマスコミ関係者からの依頼に基づき、広報情報委員長(または代理者)とチーム 110 主査が解説担当者を決定し、本人の確認を経た後、依頼者へ紹介する。解説担当者は、技術支援者から情報支援を受けながら解説を行うというもの。

これまでの活動として、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する解説を実施したが、想定をはるかに超える活動となり、チームとしての機能を発揮することができなかった。これを受けて、メンバー構成を変更し、解説担当者を各部会より推薦してもらい約 60 名の体制とした。また、マスコミ対応を円滑に進めるために、メディアトレーニングを実施した。

原子力施設の異常事象に対する解説という特化した目的を持つ組織であるため、通常時に活動がなく、メンバーのモチベーションを維持することが難しい状況にあるが、学会としてチーム 110 を継続しなくても良いのか、他の任務はないのか、今後、運営方法等を含めた検討が必要と考えている。

5. まとめ

PS、PR については、今回の見直し内容についての本企画セッションでの議論を踏まえ、広報情報委員会において整理したそれぞれの定義に合わせた発信の決定プロセスや方法、クレジットなどを要領として定め運用していきたいと考えている。チーム110は、近年の動向を鑑み当会が置かれた状況に見合うマスメディア対応チームとしてどのような役割を担ってもらうのか、今後も年会・大会の場での議論を含め引き続き検討していきたいと考えている。

*Ryuichi Yamamoto [1], *Mito Sagai [2], *Reiko Nunome[3]
[1] JAEA , [2] CRIEPI , [3]RWMC

2019年春の年会

広報情報委員会セッション

日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*山本隆一[1]、*佐賀井美都[2]、*布目礼子[3]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]電力中央研究所、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

現在、原子力ムラとも揶揄されている原子力界はこれまでになく社会から正確な情報の提供と共有が求められている。一方、原子力界を構成する各原子力関連機関はその組織の性格や立場によって情報提供の目的、内容における注目点、発信手段に違いが生ずることはやむを得ないと考えられる。こうした状況において、本会では、科学的正しさに主眼を置いた情報発信を社会に対して適切に行うため、「広報、情報伝達に関する規程」を定め、会長記者会見、プレスリリース(以下 PR)、ポジション・ステートメント(以下 PS)を直接的情報発信として実施している。更に、緊急時や異常発生時には、会長記者会見、PR に加えて、異常事象解説チーム(以下チーム 110)が情報発信を行うこととしている。

本セッションでは、先の秋の大会での議論を基に広報情報委員会として見直し作業に取り組んできた PR および PS の役割や発信手段などについて紹介し見直し内容を確認する。また、チーム 110 の役割や活動について、設立経緯等を含め現状について報告する。

2. PS の再編と方向性

PS は、10 年ほど前に ANS の同様な仕組みに倣う形で始まったが、その公開は学会ホームページのトップページからのアクセス性があまり良くないため、多くの学会員がその存在について認識が薄く、広報情報委員会の企画セッションを聴講して初めてその存在に気付くということすらあった。そのような状況ではあったが、4 年前の秋の大会から始めた広報情報委員会セッションでの報告・議論により、徐々に学会員の関心も高まっている様に感じている。

そこで後述するように、広報情報委員会ではこれまでの議論を基に PS(特に提言等学会の意思表明に関わるもの)と PR による学会の意思表明との関係を整理し、学会の意思表明は原則 PS に集約する方向で議論を進めている。この PR を起点とする PS の作成については、ある程度時間が掛けられることから、広報情報委員会にて当該 PR 文の PS 化を行うに相応しい専門性を有する部会等を選定し、作成依頼するのが現実的ではないかと思われる。従来型の PS 作成・審議プロセスにおける PR 後のメッセージの PS 化プロセスの位置を図-1 に示す。

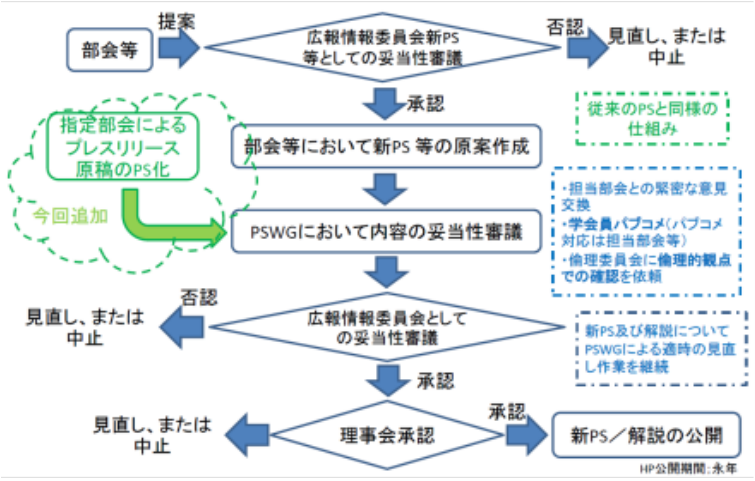


図 - 1　PS の提案から公開に至るプロセス（PR の PS 化を含む）

また、従来の PS は大別して前記と同様な「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)の類と「用語の解説」の類とに分けられ、その説明責任の重さはかなり異なると考えられるが、これまではそのチェック＆レビューのプロセスに異なるところは無く、同じように数か月から、物によっては年オーダーの時間をかけてきた。しかしながら、責任の重さに軽重が有るのなら、特に「用語の解説」の場合はそのチェック＆レビュープロセスにおいてある程度の合理化が期待できるのではないか、との議論が当然の様に出てきた。現時点においては、その具体的な方策について十分な議論が出来ているわけではないが、今後の議論を促すために、これまでの PS を「学会の立場の表明」(見解・提言・　宣言)と用語の解説の類とに分け、前者を「新 PS」として定義し、後者を「解説」として区分けすることを提案したい。 このようにした場合、現在公開されている PS の約 25%(5 件)が「新 PS」に再区分され、残り約 75%は「解説」に区分されることになる。ただし、今後前記のように PR を起点とした PS の作成と言う新たな枠組みを設けることで、「新 PS」は確実に増加傾向となることが期待される。

この他、PS 作成プロセスの合理化を考慮すると、これまでのような単独の部会等による起案・作成ではなく、当初より関連する複数の部会の共同企画と言った形で、例えば案件ごとに PS 起草委員会のようなものを設置して、起案当初から完成度を上げることを通じて、その後の PSWG による確認作業をより合理化し、起案から公開までの期間を短縮することも考慮すべきかもしれない。

3. PR の役割と実施方針

2018 年秋の大会において、本会の情報発信のあり方を議論するなかで PR の定義と実施方針を整理する必要性についてご意見をいただいた。広報情報委員会では PR の役割(定義)を明確にすることで、速やかな情報発信を行うことを目指しており、主な見直点は、PR の種別と内容、発信元クレジット、実施可否の決定プロセスとその権限などである。また、PS との役割の棲み分けについても議論がなされた。具体的には、前回大会で挙げられた PR の問題点として①定義がなく役割が明確でない②提言、見解、解説、会長会見、その他イベントなどの別がなく同列の扱いである③広報情報委員長の判断によって実施可否が決まる④『本会として正式に情報・コメントできる活動等であることを前提とする活動』であれば手続きを経ることで実施を妨げることはできない⑤クレジットは原則発信元の組織名で実施されるものの学会の総意と受け取られがち等が挙げられ、これらの課題について広報情報委員会で検討を行った。また、議論が必要な提言、見解、解説はむしろ PS の枠組みに切り分ける必要性についても議論し、PR の役割(定義)と実施要領案についても検討した。

その結果、PR は本会として事務的に周知すべき案件や提言、見解、解説のうち適時性と緊急性の高いもの(時事案件)に限定する一方、PS は本会としてのスタンス・考え方を表明するものと定義した上で、PR のうちの後者(緊急性の高い時事案件)と PS はいずれも科学的根拠に基づくものであるべきとの基本理念を共通の考え方として検討を進め以下のような方向性が示された。

- PR について、学会主催(年会・大会やシンポジウム)案件については、事務局のみの発案とし、学会として発信すべき緊急メッセージ(時事案件)は、理事会のみの発案とし管理は事務局が行う。
- 学会からのお知らせは、部会や委員会からの依頼も可能とするが、起案は事務局とし、部会や委員会は依頼書を作成することとする。
- 時事案件の PR 文作成は案件関連の理事が行い、広報情報委員会に情報共有として通知した上で、理事会に諮ることとし、理事会にて承認を受けた PR 文を基に、広報情報委員会が PR を実施する。この手続きの流れを図－2 に示す。
- PR した時事案件は、後日会員へパブリックコメントを行い、見直した上で、すべて PS に移行するこことする。作成要領は、PS 作成要領に準拠する。保存期間を公開期間と修正し、原則永年公開とする。

今後、広報情報委員会では、上述の方向性に基づく PR を実施するために、具体的な PR 実施要領案を整備し意思決定プロセスを反映した本会としての実施方針を示していく。

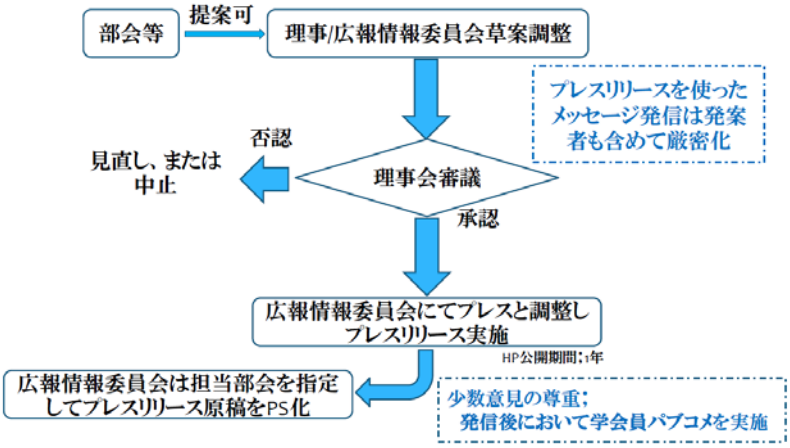


図 - 2 プレスリリースによる学会の意思表明の流れ

4. チーム 110 について

チーム 110 とは、原子力施設における異常事象について専門家の見解が求められた場合に、国や事業者から独立した立場で、速やかにわかりやすい解説を行うことを目的に、2010 年 1 月 27 日に設立された。(2 月 1 日より運用開始)設立当初の構成メンバーは、全員大学関係者からなる解説担当者が 10 名、技術支援者が約 40 名(100 名を目指す)となっており、合計 110 名が活動する組織として、略称「チーム 110」とした。

活動の流れとしては、自治体関係者またはマスコミ関係者からの依頼に基づき、広報情報委員長(または代理者)とチーム 110 主査が解説担当者を決定し、本人の確認を経た後、依頼者へ紹介する。解説担当者は、技術支援者から情報支援を受けながら解説を行うというもの。

これまでの活動として、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する解説を実施したが、想定をはるかに超える活動となり、チームとしての機能を発揮することができなかった。これを受けて、メンバー構成を変更し、解説担当者を各部会より推薦してもらい約 60 名の体制とした。また、マスコミ対応を円滑に進めるために、メディアトレーニングを実施した。

原子力施設の異常事象に対する解説という特化した目的を持つ組織であるため、通常時に活動がなく、メンバーのモチベーションを維持することが難しい状況にあるが、学会としてチーム 110 を継続しなくても良いのか、他の任務はないのか、今後、運営方法等を含めた検討が必要と考えている。

5. まとめ

PS、PR については、今回の見直し内容についての本企画セッションでの議論を踏まえ、広報情報委員会において整理したそれぞれの定義に合わせた発信の決定プロセスや方法、クレジットなどを要領として定め運用していきたいと考えている。チーム110は、近年の動向を鑑み当会が置かれた状況に見合うマスメディア対応チームとしてどのような役割を担ってもらうのか、今後も年会・大会の場での議論を含め引き続き検討していきたいと考えている。

*Ryuichi Yamamoto [1], *Mito Sagai [2], *Reiko Nunome[3]
[1] JAEA , [2] CRIEPI , [3]RWMC

2019年春の年会

広報情報委員会セッション

日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*山本隆一[1]、*佐賀井美都[2]、*布目礼子[3]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]電力中央研究所、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

現在、原子力ムラとも揶揄されている原子力界はこれまでになく社会から正確な情報の提供と共有が求められている。一方、原子力界を構成する各原子力関連機関はその組織の性格や立場によって情報提供の目的、内容における注目点、発信手段に違いが生ずることはやむを得ないと考えられる。こうした状況において、本会では、科学的正しさに主眼を置いた情報発信を社会に対して適切に行うため、「広報、情報伝達に関する規程」を定め、会長記者会見、プレスリリース(以下 PR)、ポジション・ステートメント(以下 PS)を直接的情報発信として実施している。更に、緊急時や異常発生時には、会長記者会見、PR に加えて、異常事象解説チーム(以下チーム 110)が情報発信を行うこととしている。

本セッションでは、先の秋の大会での議論を基に広報情報委員会として見直し作業に取り組んできた PR および PS の役割や発信手段などについて紹介し見直し内容を確認する。また、チーム 110 の役割や活動について、設立経緯等を含め現状について報告する。

2. PS の再編と方向性

PS は、10 年ほど前に ANS の同様な仕組みに倣う形で始まったが、その公開は学会ホームページのトップページからのアクセス性があまり良くないため、多くの学会員がその存在について認識が薄く、広報情報委員会の企画セッションを聴講して初めてその存在に気付くということすらあった。そのような状況ではあったが、4 年前の秋の大会から始めた広報情報委員会セッションでの報告・議論により、徐々に学会員の関心も高まっている様に感じている。

そこで後述するように、広報情報委員会ではこれまでの議論を基に PS(特に提言等学会の意思表明に関わるもの)と PR による学会の意思表明との関係を整理し、学会の意思表明は原則 PS に集約する方向で議論を進めている。この PR を起点とする PS の作成については、ある程度時間が掛けられることから、広報情報委員会にて当該 PR 文の PS 化を行うに相応しい専門性を有する部会等を選定し、作成依頼するのが現実的ではないかと思われる。従来型の PS 作成・審議プロセスにおける PR 後のメッセージの PS 化プロセスの位置を図-1 に示す。

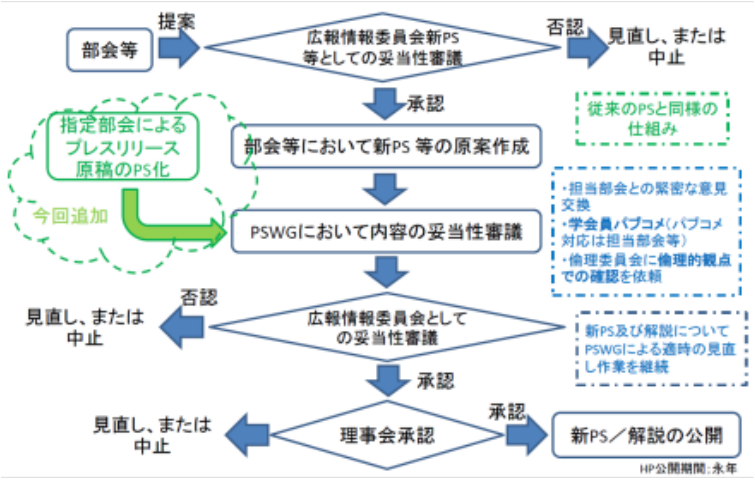


図 - 1　PS の提案から公開に至るプロセス（PR の PS 化を含む）

また、従来の PS は大別して前記と同様な「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)の類と「用語の解説」の類とに分けられ、その説明責任の重さはかなり異なると考えられるが、これまではそのチェック＆レビューのプロセスに異なるところは無く、同じように数か月から、物によっては年オーダーの時間をかけてきた。しかしながら、責任の重さに軽重が有るのなら、特に「用語の解説」の場合はそのチェック＆レビュープロセスにおいてある程度の合理化が期待できるのではないか、との議論が当然の様に出てきた。現時点においては、その具体的な方策について十分な議論が出来ているわけではないが、今後の議論を促すために、これまでの PS を「学会の立場の表明」(見解・提言・　宣言)と用語の解説の類とに分け、前者を「新 PS」として定義し、後者を「解説」として区分けすることを提案したい。 このようにした場合、現在公開されている PS の約 25%(5 件)が「新 PS」に再区分され、残り約 75%は「解説」に区分されることになる。ただし、今後前記のように PR を起点とした PS の作成と言う新たな枠組みを設けることで、「新 PS」は確実に増加傾向となることが期待される。

この他、PS 作成プロセスの合理化を考慮すると、これまでのような単独の部会等による起案・作成ではなく、当初より関連する複数の部会の共同企画と言った形で、例えば案件ごとに PS 起草委員会のようなものを設置して、起案当初から完成度を上げることを通じて、その後の PSWG による確認作業をより合理化し、起案から公開までの期間を短縮することも考慮すべきかもしれない。

3. PR の役割と実施方針

2018 年秋の大会において、本会の情報発信のあり方を議論するなかで PR の定義と実施方針を整理する必要性についてご意見をいただいた。広報情報委員会では PR の役割(定義)を明確にすることで、速やかな情報発信を行うことを目指しており、主な見直点は、PR の種別と内容、発信元クレジット、実施可否の決定プロセスとその権限などである。また、PS との役割の棲み分けについても議論がなされた。具体的には、前回大会で挙げられた PR の問題点として①定義がなく役割が明確でない②提言、見解、解説、会長会見、その他イベントなどの別がなく同列の扱いである③広報情報委員長の判断によって実施可否が決まる④『本会として正式に情報・コメントできる活動等であることを前提とする活動』であれば手続きを経ることで実施を妨げることはできない⑤クレジットは原則発信元の組織名で実施されるものの学会の総意と受け取られがち等が挙げられ、これらの課題について広報情報委員会で検討を行った。また、議論が必要な提言、見解、解説はむしろ PS の枠組みに切り分ける必要性についても議論し、PR の役割(定義)と実施要領案についても検討した。

その結果、PR は本会として事務的に周知すべき案件や提言、見解、解説のうち適時性と緊急性の高いもの(時事案件)に限定する一方、PS は本会としてのスタンス・考え方を表明するものと定義した上で、PR のうちの後者(緊急性の高い時事案件)と PS はいずれも科学的根拠に基づくものであるべきとの基本理念を共通の考え方として検討を進め以下のような方向性が示された。

- PR について、学会主催(年会・大会やシンポジウム)案件については、事務局のみの発案とし、学会として発信すべき緊急メッセージ(時事案件)は、理事会のみの発案とし管理は事務局が行う。
- 学会からのお知らせは、部会や委員会からの依頼も可能とするが、起案は事務局とし、部会や委員会は依頼書を作成することとする。
- 時事案件の PR 文作成は案件関連の理事が行い、広報情報委員会に情報共有として通知した上で、理事会に諮ることとし、理事会にて承認を受けた PR 文を基に、広報情報委員会が PR を実施する。この手続きの流れを図－2 に示す。
- PR した時事案件は、後日会員へパブリックコメントを行い、見直した上で、すべて PS に移行するこことする。作成要領は、PS 作成要領に準拠する。保存期間を公開期間と修正し、原則永年公開とする。

今後、広報情報委員会では、上述の方向性に基づく PR を実施するために、具体的な PR 実施要領案を整備し意思決定プロセスを反映した本会としての実施方針を示していく。

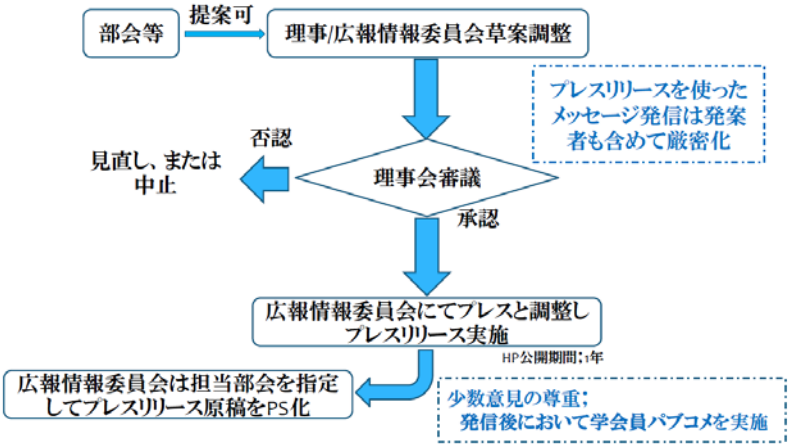


図 - 2 プレスリリースによる学会の意思表明の流れ

4. チーム 110 について

チーム 110 とは、原子力施設における異常事象について専門家の見解が求められた場合に、国や事業者から独立した立場で、速やかにわかりやすい解説を行うことを目的に、2010 年 1 月 27 日に設立された。(2 月 1 日より運用開始)設立当初の構成メンバーは、全員大学関係者からなる解説担当者が 10 名、技術支援者が約 40 名(100 名を目指す)となっており、合計 110 名が活動する組織として、略称「チーム 110」とした。

活動の流れとしては、自治体関係者またはマスコミ関係者からの依頼に基づき、広報情報委員長(または代理者)とチーム 110 主査が解説担当者を決定し、本人の確認を経た後、依頼者へ紹介する。解説担当者は、技術支援者から情報支援を受けながら解説を行うというもの。

これまでの活動として、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する解説を実施したが、想定をはるかに超える活動となり、チームとしての機能を発揮することができなかった。これを受けて、メンバー構成を変更し、解説担当者を各部会より推薦してもらい約 60 名の体制とした。また、マスコミ対応を円滑に進めるために、メディアトレーニングを実施した。

原子力施設の異常事象に対する解説という特化した目的を持つ組織であるため、通常時に活動がなく、メンバーのモチベーションを維持することが難しい状況にあるが、学会としてチーム 110 を継続しなくても良いのか、他の任務はないのか、今後、運営方法等を含めた検討が必要と考えている。

5. まとめ

PS、PR については、今回の見直し内容についての本企画セッションでの議論を踏まえ、広報情報委員会において整理したそれぞれの定義に合わせた発信の決定プロセスや方法、クレジットなどを要領として定め運用していきたいと考えている。チーム110は、近年の動向を鑑み当会が置かれた状況に見合うマスメディア対応チームとしてどのような役割を担ってもらうのか、今後も年会・大会の場での議論を含め引き続き検討していきたいと考えている。

*Ryuichi Yamamoto [1], *Mito Sagai [2], *Reiko Nunome[3]
[1] JAEA , [2] CRIEPI , [3]RWMC

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

[2I_PL] Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 3:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[2I_PL01] Opening Adress

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[2I_PL02] Framework of Nuclear Emergency Preparedness and Response in Japan

*Shin-ichi Araki[1] (1. CAO)

[2I_PL03] Issues on Regional Evacuation Planning

*Norio Doshida[1] (1. Ibaraki Prefecture)

[2I_PL04] Issues on Nuclear Disaster Preparedness and Response: Lesson from Support of Victims

*Yayoi Haraguchi[1] (1. Ibaraki Univ.)

[2I_PL05] Discussion

(Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 3:00 PM Room I)

[2I_PL01] Opening Adress

*Yasuo Komano[1] （1. President of AESJ）

原子力規制委員会による審査が終了した発電用原子炉の再稼働が進められるなか、地元自治体では避難計画を含む原子力防災業務計画の策定が行われています。原子力防災は重大事故発生時の住民の安全確保の上で非常に重要であり、計画策定後も常にその改善が求められています。このような状況を踏まえ。本会として原子力防災に対してどのように取り組んでいくべきかを検討するために、本セッション「原子力防災の現状と課題」を企画しました。

このセッションでは、国の専門家、自治体の防災担当者、防災にかかる研究者による講演を行った後、総合討論を行い、避難計画を中心とした原子力防災の課題とその解決に向けた取り組みについて議論します。

2019年春の年会

理事会セッション

原子力防災の現状と課題

Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

原子力防災の現状（仕組み）について

Framework of Nuclear Emergency Preparedness and Response in Japan

*荒木 真一[1]

[1]内閣府

1. 概要

本セッションでは、我が国の原子力防災の現状（仕組み）として、平時・緊急時における原子力防災体制、原子力災害時の基本的な対応行動、各自治体の避難計画を含む地域の「緊急時対応」の取りまとめ状況及び計画策定に際しての課題、訓練や研修の現状等について紹介する。

・平時・緊急時における原子力防災体制：

現在の原子力防災体制については、平時は、内閣総理大臣を議長、内閣官房長官、環境大臣、内閣府特命担当大臣（原子力防災）及び原子力規制委員長を副議長とし、すべての国務大臣等を議員とする原子力防災会議が常設されている（環境大臣を事務局長とする事務局体制）。

緊急時においては、原子力緊急事態宣言がなされた際には、内閣総理大臣を本部長とし、すべての国務大臣等を本部員とする原子力災害対策本部が臨時に設置される（上記の副議長が副本部長）。

また、現地では、自治体と共に住民の避難の支援等の防護措置等への対応を行うため内閣府副大臣を本部長とする原子力災害現地対策本部（オフサイトセンター）が設置される。

・原子力災害時の基本的な対応行動：

所在市町村での震度６弱以上の地震、所在市町村沿岸を含む津波予報区での大津波警報発令、原子力規制委員長が重大な事象と認めた場合等により警戒事態となった場合は、原子力規制委員会・内閣府原子力事故合同警戒本部が設置され、その後事態の悪化に伴い施設敷地緊急事態から、全面緊急事態となった場合は、原子力災害対策本部が設置される。

・各自治体の地域防災計画・避難計画の策定と支援：

原子力発電所立地地域ごとに、地域原子力防災協議会を設置して、地域防災計画・避難計画の充実化の支援を行い、それらを「緊急時対応」として取りまとめ、原子力災害対策指針等に照らして具体的かつ合理的であることを確認している。

取りまとめるにあたり、要配慮者の安全な避難を行うための対策、バス等の移動手段の確保、複合災害時の避難、安定ヨウ素剤の事前配布、避難受け入れ自治体による「受け入れ体制」の整備、避難退域時検査・簡易除染実施体制の整備等が課題とされている。

・地域防災計画・避難計画作成充実化の取り組みと「緊急時対応」の取りまとめ状況：

これまでに川内地域、伊方地域、高浜地域、泊地域、玄海地域、大飯地域の地域原子力防災協議会において「緊急時対応」を取りまとめ、原子力防災会議に報告し了承されている。

・訓練や研修の現状：

原子力災害発生時の的確な判断に基づいた活動を実施し、組織の対応能力の検証と向上を図るとともに、緊急時対応の実効性を高めることを目的として、原子力防災訓練を行っている。

また、原子力防災に関する知識を高めるために、原子力防災研修事業を行うことにより、原子力防災業務従事者の人材育成に取り組んでいる。

・内閣府原子力防災　ホームページ　https://www8.cao.go.jp/genshiryoku_bousai/index.html

*Shin-ichi Araki[1]

[1]Cabinet Office

2019年春の年会

理事会セッション

原子力防災の現状と課題
Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

広域避難計画策定における課題について

Issues on Regional Evacuation Planning

*土信田 法男[1]
[1]茨城県

1. 現　況

茨城県では，防災基本計画（原子力災害対策編）に基づき，あらかじめ避難計画を策定することとされている市町村の取組を支援するため，平成２７年に茨城県地域防災計画（原子力災害対策計画編）に基づき，広域的な避難先や避難経路，避難の流れなど基本的な事項を定めた茨城県広域避難計画を策定した。

これに基づき，現在，東海第二発電所から概ね３０Km 圏内の１４市町村において避難先市町村と避難に関する協定を締結し，避難所の割振りや避難所までの経路設定など具体的な協議が進められている。

2. 広域避難計画について

県広域避難計画の策定にあたっての基本的な考え方をはじめ，住民の避難先や避難経路など防護措置の流れなど計画の概要を説明するとともに，あわせて市町村の避難計画の策定状況などについて紹介する。

3. 主な課題について

当該計画の実効性を高める上で，住民等の放射性物質による汚染状況を確認する避難退域時検査や安定ヨウ素剤の配布体制，病院・社会福祉施設の入院・入所者や自家用車を持たない住民の移動手段の確保，自然災害等により当初予定する避難先が使用できない場合等の複合災害への対応など，取り組むべき課題について報告する。

4. 今後の対応について

避難計画における課題に対して，引き続き市町村とともに検討を進めるとともに，関係機関や交通事業者等民間の協力も頂きながら課題の解決を図っていく必要がある。

また，他県等との広域的な調整を要する課題など，県のみでは解決が困難な課題に対しては，内閣府主催の東海第二地域原子力防災協議会作業部会において国とともに検討を進めていく。

このような取り組みを通じて，引き続き県及び１４市町村の避難計画の策定・充実を進めていく予定である。

*Norio Doshida[1]
[1]Ibaraki Prefecture

2019年春の年会

理事会セッション

原子力防災の現状と課題
Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

被災者支援から見えてきた原子力防災の課題

Issues on Nuclear Disaster Preparedness and Response: Lesson from Support of Victims

*原口 弥生[1]
[1]茨城大学

東日本大震災･福島第一原発事故後､多くの県外避難者が茨城県で生活を送っている｡その方々への支援活動を通して、この８年間、今となってみると信じがたい壮絶な経験・想いを聞いてきた。避難者支援の経験から、現在提案されている原子力防災の課題について、問題提起させていただく。

1. 被ばく防護・最小限化と妊婦・子ども

第一に、原子力災害対策は、被ばくを防ぐ・最小限化することが目的とされている。3.11 後も子どもの被ばくは、大きな論争を呼んでいるし、当事者には口に出せない不安を残している。現在進められている原子力防災計画では、子どもに関してわずかな記載があるのみで、学校と職場は同列に扱われ「子どもを被ばくから守る」という強い姿勢は感じられない。また、ヨウ素剤の事前配布の予定もなく、屋内退避が命じられているなかで、UPZ 圏内の妊婦・子どもたちが、安定ヨウ素剤をどのように入手・服用することになるのか疑問が残る。

2. 避難後の生活再建と心・福祉へ

原子力防災は上記のように、放射線被ばく対策が主であるが、避難生活が始まると同時に心身・生活・福祉という問題が浮上する。震災から 8 年が経過し、茨城では半数以上が自宅を確保し、生活は安定している方が多い。ところが、筑波大学アンケート結果からも震災から 5 年経過した時点での心の状態は、通常時に比べて著しくうつ傾向や PTSD 症状が高いことが示されている。今年度においても新興住宅地に移り住んだ複数の方がうつ症状を訴えられるなど、外から見える生活再建と、当事者の心の状態の乖離がみられることには留意が必要である。心のケアに加え、県外避難者が望む「二重住民票」は実現しておらず、茨城では多くの避難者が避難元に住民票を置いたままの生活を送っている。「どう避難するか」だけではなく、避難後の生活をどうサポートするのかという視点が欠落している点は非常に残念である。

3. 茨城県内の 3.11 県外避難者受入れ態勢

茨城県内のほぼ全ての市町村が県外避難者の受け入れを行っており、その経験からどのような教訓が得られているのか伺いたい。東日本大震災の被災地域である茨城県が､県外避難者を受け入れたという意味では、困難な状況もあったと思われる。とは言え、2012 年に報告者が行った広域避難者アンケートでは、残念ながら自由記述において受入れ先の市町村への苦情に近いコメントが少なくなかった。制度面においても、応急仮設住宅として民間賃貸住宅借上制度が実施されたが、茨城県内では市町村議会を通したために住宅の提供が 2012 年 1 月にずれこんだ自治体もあった。避難者には、他県に比べ提供が半年遅くなるなどの負担を強いたことになる。3.11 後の受け入れ経験・教訓からの改善点を伺いたい。

*Yayoi Haraguchi[1]
[1]Ibaraki University

(Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 3:00 PM Room I)

[2I_PL05] Discussion

原子力規制委員会による審査が終了した発電用原子炉の再稼働が進められるなか、地元自治体では避難計画を含む原子力防災業務計画の策定が行われています。原子力防災は重大事故発生時の住民の安全確保の上で非常に重要であり、計画策定後も常にその改善が求められています。このような状況を踏まえ。本会として原子力防災に対してどのように取り組んでいくべきかを検討するために、本セッション「原子力防災の現状と課題」を企画しました。

このセッションでは、国の専門家、自治体の防災担当者、防災にかかる研究者による講演を行った後、総合討論を行い、避難計画を中心とした原子力防災の課題とその解決に向けた取り組みについて議論します。

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2J_PL] Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

Chair:Naoyuki Takaki(Tokyo City Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2 3F No.32)

[2J_PL01] Fast Reactors

*Shigeo Ohki[1] （1. JAEA）

[2J_PL02] Accelerator-Driven System (ADS)

*Cheol Ho Pyeon[1] （1. Kyoto Univ.）

[2J_PL03] Light Water Reactors

*Tetsushi Hino[1] （1. Hitachi）

2019年春の年会

核変換炉研究の動向
（1）高速炉

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

(1) Fast Reactors

*大木 繁夫[1], 丸山 修平[1], 杉野 和輝[1]

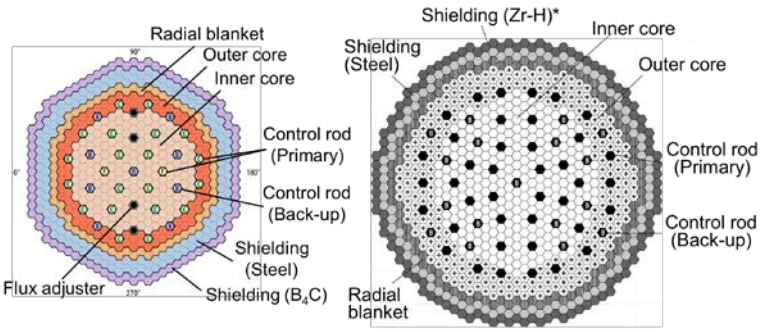
[1]原子力機構

1. はじめに

高速炉の主たる目的はウランをプルトニウム（Pu）に転換して資源利用率を飛躍的に高めることであるが、良好な中性子経済を活用した長寿命放射性核種の核変換による環境負荷低減も重要な目的として研究開発を進めている。使用済燃料からの核種の分離・核変換による環境負荷低減効果として、①放射性廃棄物の減容、②廃棄物処分場占有面積の減少（発熱源の除去による固化体定置間隔の減少）、③放射性廃棄物の潜在的な有害度低減、④廃棄物処分場の被曝リスク低減、を挙げることができる。Pu に加えマイナーアクチノイド（MA）をリサイクルすることにより、上記①、②、③の観点で効果を期待できる。④に対しては、長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換が寄与する可能性があるが、長期的に進める研究開発に位置づけており、本稿では割愛する。以下では、MA リサイクルを行う次世代高速炉の設計や関連する研究開発について、炉物理的な話題を中心に最近の動向をレビューする。

2. 次世代高速炉における MA 核変換

我が国は高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究（FS, 1999-2005）並びに高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT, 2006-2010）等を通して、MA 核変換を性能要求の一つとした代表炉概念（JSFR: Japan Sodium-cooled Fast Reactor）を構築した[1-3]。図 1 に実証炉と実用炉の炉心配置、表 1 にそれらの主要炉心特性、図 2 に当時検討された典型的な高速炉導入シナリオを示す。MA の装荷方式としては炉心燃料に一様に添加する均質装荷（均質リサイクル）方式を採用している。図 3 に高速炉導入期からリサイクル平衡期にかけての新燃料における MA 含有率の推移を示す[4]。高速炉導入期は軽水炉使用済燃料から回収した Pu 及び MA を用いることから、高速炉用新燃料には重金属あたり 3～5 wt%程度の MA が含有する。リサイクルに伴いネプツニウム（Np）とアメリシウム（Am）の核変換が進み、MA 含有率はしだいに減少する。



（a）実証炉　　（b）実用炉

図 1 JSFR 実証炉及び実用炉の炉心配置

＊ 水素発生リスクを排除するため遮蔽体構成がその後見直された。

表 1 JSFR 実証炉及び実用炉の主要炉心特性

項　目	実証炉	実用炉		
電気出力 [万kWe]	75	150		
増殖比(BR)	1.1	1.03	1.1	1.2
炉心高さ [cm]	100	100	100	75
炉心燃料ピン径 [mm]	10.4	10.4	10.4	9.3
集合体配列ピッチ [mm]	206	206		
炉心等価直径 [m]	3.8	5.4		
炉心部取出平均燃焼度 [GWd/t]	148 (83)*	150 (115)*	145 (89)*	149 (60)*
運転サイクル長さ [月]	18	26.3	26.3	21
燃料交換バッチ	6	4	4	4
MA 含有率（炉心平均）[wt%]	< 3	< 3		

＊ブランケットを含む全炉心取出平均燃焼度

*Shigeo Ohki[1], Shuhei Maruyama[1], Kazuteru Sugino[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

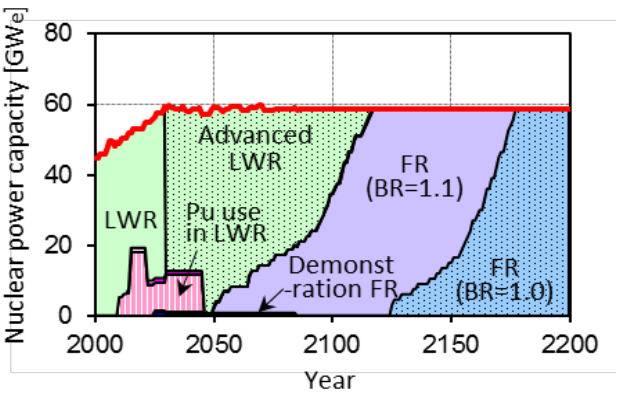


図 2 JSFR 検討時の高速炉導入シナリオ

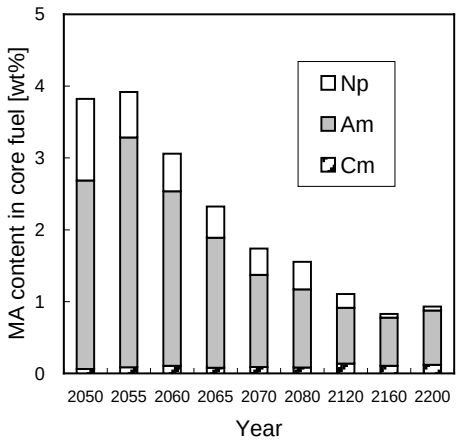


図 3 高速炉導入後の MA 含有率の変化

キュリウム（Cm）は少量ではあるが、リサイクルに伴い蓄積し平衡値に漸近していく。こうして高速炉のみのリサイクル平衡期においては、MA 含有率 1 wt%程度で炉内生成と核変換が釣り合った状態となる。

均質リサイクルではあるが Pu や MA の核種組成が常に一定というわけではなく、軽水炉使用済燃料から回収した Pu・MA の核種組成は、炉型、燃焼度、炉外期間に依存して様々であり、さらに図 3 に示すように高速炉におけるリサイクルを通じても変化していく。このため、JSFR では高速炉導入期から平衡期にかけての燃料核種組成の変動幅を設定し、その範囲で燃料組成の混載が続くことによる炉心特性への影響を包絡可能な炉心設計手法を構築している [2, 5-7]。

MA による炉心特性への影響として、Np や Am による反応度係数（ボイド反応度、ドップラー反応度）の悪化、^{241}Am から生成した ^{242}Cm の α 崩壊によるヘリウム生成量の増加、^{244}Cm 等の蓄積による新燃料発熱量の増加に注意する必要がある。特に新燃料発熱量の増加が燃料製造に与える影響は大きく、FS・FaCT では上限を重金属あたり 20 W/kg に設定して検討を行ってきた [8]が、均質リサイクルであれば MA 含有率が比較的小さく、技術開発を見通しやすい。炉物理的な課題としては、MA 核データの妥当性確認、炉心燃焼特性の試験データを設計に反映させることが重要である。

3. 最近の研究開発状況（廃棄物減容・有害度低減研究）

3-1. 概要

2014 年のエネルギー基本計画をきっかけとして、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発が開始された。高速炉に関しては 2013 年 9 月の「もんじゅ研究計画」をベースとしている。炉物理・炉心検討に関係しては、既存施設である常陽、もんじゅ、さらには国際協力を最大限活用して MA や高次化 Pu に関する実験データを収集し、炉心設計手法を開発、Pu・MA 燃焼炉心の概念を構築するとしている。これらは増殖だけでなく燃焼の機能を高速炉に持たせることで、Pu 需給バランス調整等に柔軟な対応を可能にしようとするものである。その後、2016 年にもんじゅの廃炉が決定されるに至ったが、廃棄物減容・有害度低減研究はもんじゅ以外の部分で継続しており、炉物理・炉心検討に関しては 3.2 節と 3.3 節で述べる研究開発を進めている。

3-2. Pu・MA 燃焼炉心の検討

Pu の増殖・持続的利用や MA 核変換を行う次世代高速炉の開発目的は変わらないが、昨今の原子力を取り巻く情勢の変化により、軽水炉での Pu 利用が長期化し、導入期の高速炉の受け入れる Pu 組成が従来想定よりも高次化する可能性や、Pu 受給バランスの調整のため増殖だけなく Pu の燃焼機能も必要となる可能性が出てきている。また、高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった後の遠い将来のフェーズ

アウトモードを考えると、高速炉サイクルシステム内に存在する Pu 及び MA のインベントリを最小化できることを示しておく必要がある（図 4 参照）。

導入期において、高次化 Pu の受け入れや Pu の燃焼が可能な炉心を、JSFR の炉心設計と炉心構成要素のサイズや配置、プラントとの取合条件が同一となる条件で検討した [9]。本炉心は、典型的な軽水炉使用済燃料から回収した Pu（^{239}Pu 同位体組成比 58%）から高次化した Pu（同 37～39%）や MA の受け入れが可能であり、Pu と MA を合わせた超ウラン元素（TRU）の変換量として 64～134 kg/GWe-y を達成、ブランケットの増設により増殖比を 1.0 以上とすることも可能である。ただし、炉心部取出平均燃焼度を JSFR の約 80%に制限され、さらに高次化組成では一部 MA の積み残しが発生（後段のリサイクルで使用）するデメリットも生じる。今後、従来から大きく変化しつつある高速炉の導入シナリオ検討の中で、本炉心の適用性を評価していくものとしたい。

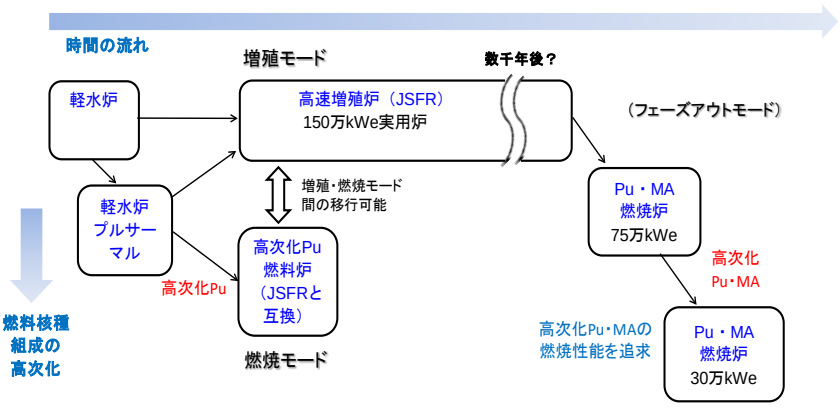


図 4　高速炉の増殖モードと燃焼モード

高次化：核変換が進み、^{240}Pu や ^{242}Pu など核分裂を起こしにくい核種の組成比が増えることをいう。

フェーズアウトモードについては、150 万 kWe 実用炉を多数基運転するリサイクル平衡状態から、75 万 kWe、30 万 kWe の燃焼炉を用いて、段階的な炉心サイズの小型化と基数減少により TRU インベントリを減少させる可能性を検討した [10]。燃焼とともに進む Pu・MA の高次化に伴う反応度係数の悪化に対応するため、燃焼度の縮小あるいは炭化ケイ素（SiC）構造材による中性子スペクトル調整を取り入れた。炉心コンパクト化と TRU 変換量最大化の観点から燃料ピン径 8.0 mm を選択、350～370 kg/GWe-y の TRU 変換量を達成した。簡易リサイクル計算によるフェーズアウトの評価（図 5）によると、75 万 kWe 燃焼炉では後半期に 60 GWd/t までの燃焼度縮小で高次化に対応し、TRU インベントリを 1/5 まで低減可能。その後を引き継いだ 30 万 kWe 燃焼炉心（SiC 構造材使用）により TRU インベントリをさらに低減できる。SiC には TRU 高次化の抑制効果（Pu 同位体組成比の安定化（^{239}Pu 同位体組成比 30%程度）、MA 蓄積の抑制（MA 含有率 6～7 wt%））があり、TRU 核種組成平衡状態を実現し、最後の 1 基分になるまで Pu と MA のバランスをとりながら TRU インベントリを減少可能であることを示した。本炉心は概念検討の初段階にあり、炉物理でも炉心設計でも検討すべきことがまだまだ多い。

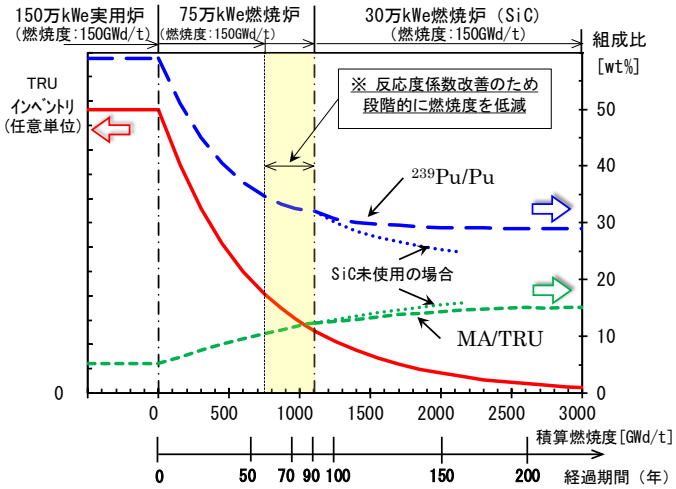


図 5　フェーズアウトの簡易評価例

3-3. 高次 Pu・MA 核データに着目した実験解析

①MA サンプル照射試験解析

捕獲反応の妥当性確認のための有効な手段の一つが、高純度核種サンプルの照射及び照射後試験における核種組成分析である。我が国では常陽を用いた MA サンプル（^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am, ^{244}Cm）の照射試験解析の実績を有していたが、英国原型炉 PFR や仏国原型炉 Phénix において実施された同様のサンプル照射試

験解析を公開情報に基づき実施し、3 つの炉の照射試験の解析結果を比較、相互の整合性を確認した。図 6 に示すように、炉定数調整計算により MA 捕獲反応断面積の不確かさを 2～4%（1σ）まで低減可能な見通しが得られた。独立に実施された 3 つの実験により、系統的な誤差や異常データを排除することができ、大幅な信頼性向上を図ることができた[11]。

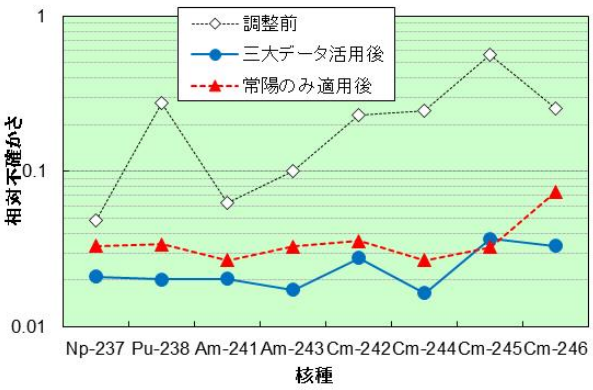


図 6　三大 MA サンプル照射試験（常陽、PFR、Phénix）による MA 捕獲反応断面積の不確かさの低減

②もんじゅ性能試験解析

もんじゅは長期の炉停止期間を経て 2010 年に臨界を達成したが、^{241}Pu の β 崩壊が進んだ結果として炉心燃料平均で重金属あたり約 1.5 wt%の ^{241}Am が蓄積しており、MA 核変換炉心の設計精度検証の観点から貴重な実験データを得ることができた。1994 年と 2010 年のそれぞれの炉心に対して、燃料組成が異なるにも係わらず、良好で同程度の解析値と実験値の一致性が得られている[12]。常陽等のサンプル照射試験から示唆される核データ改善傾向との整合性も良好である。

③高次 Pu 実験解析

高次 Pu についての実験解析は、従前は MASURCA の Pu ベクター置換反応度測定等の限られたものしか行われていなかったため、国内外の実験データベースを調査することでその拡充を図った。具体的には、常陽における MA サンプル照射試験の ^{241}Pu/^{240}Pu 原子数比、ZEBRA の ^{241}Pu/^{239}Pu 核分裂反応率比、ZPPR の ^{241}Pu/^{235}U 核分裂反応率比、^{240}Pu サンプル反応度、PFR のサンプル照射試験より ^{241}Pu/^{240}Pu、^{242}Pu/^{241}Pu、^{243}Am/^{242}Pu 各原子数比、BFS-1 の ^{240}Pu サンプル反応度等を取り上げ、実験解析を行った[13]。炉定数調整法により核設計精度の改善効果を評価した例を図 7 に示す。これは高次化 Pu を燃料とした炉心の取出燃料中の核種インベントリの不確かさである。MA については常陽サンプル照射試験解析結果の反映によって不確かさが低減されていた（2012 年時点）が、高次 Pu 実験解析の追加により、さらに顕著な不確かさ低減効果を得ることができた[14]。

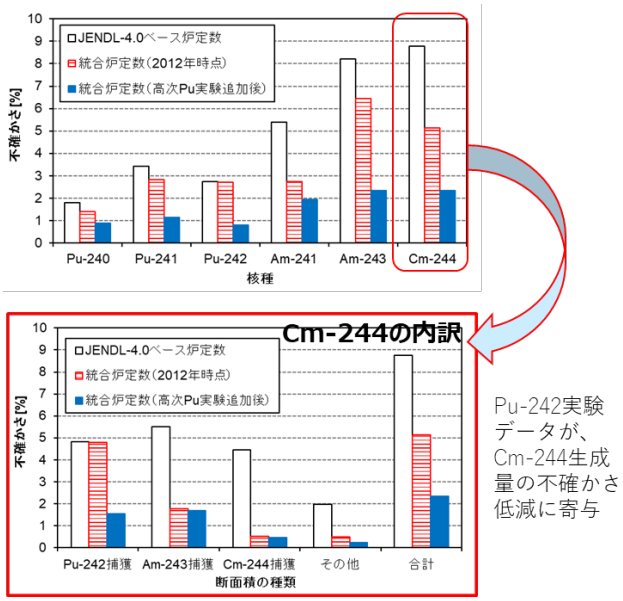


図 7　高次 Pu 実験解析による燃焼後核種組成の不確かさの低減

以上の高次 Pu・MA の炉物理実験や照射試験の解析結果を反映した統合炉定数 ADJ2017 が 2019 年 3 月に公開される予定である[15]。高速炉体系の核変換研究にぜひ活用いただきたい。今後も常陽や国際協力を活用して更なる実験データの拡充を目指していきたい。例えば原子力機構では日露の MA 核変換研究協力の準備を進めており、今後 MA 実験データの交換や共同解析を行う計画である[16]。もんじゅで測定データを得ようとしていた炉心燃焼特性の妥当性確認も代替方法を工夫しなければならない課題の一つである。

4. まとめと今後の展望

MA 核変換を目標とした次世代高速炉の炉心設計・検討が進展し、MA や高次 Pu に関する炉物理実験・照射試験データの収集と解析は既存データ分についてほぼ完了した。

今後、次世代高速炉については 2018 年 12 月に決定された「戦略ロードマップ」に基づき開発が展開される。高速炉の実用化時期が従来よりも後年度にシフトし、核変換炉研究についても時間的な余裕が生まれている。高精度の解析手法や妥当性確認のための実験データの整備といった技術基盤の整備とともに柔軟な発想でより魅力的な炉概念を創出することが求められていくだろう。

参考文献

[1] T. Okubo, *et al.*, “Conceptual Design for a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (3) Core Design in JSFR,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2011*, May 2-5, 2011, Nice, France (2011).

[2] S. Ohki, *et al.*, “Core Performance Requirements and Design Conditions for Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2017*, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017).

[3] T. Kan, *et al.*, “Core Design of the Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2017*, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017).

[4] S. Ohki, *et al.*, “Design Study of Minor-Actinide-Bearing Oxide Fuel Core for Homogeneous TRU Recycling Fast Reactor System,” *Proc. Tenth Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, October 6-10, 2008, Mito, Japan (2010).

[5] S. Maruyama, *et al.*, “Study on FBR Core Concepts for the LWR-to-FBR Transition Period,” *Proc. Int. Conf. Global 2009*, September 6-11, 2009, Paris, France (2009).

[6] S. Maruyama, *et al.*, “Correlations among FBR Core Characteristics for Various Fuel Compositions,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 640-654 (2012).

[7] S. Maruyama, *et al.*, “Consideration of Methods to Determine an Enrichment of Commercial Fast Reactor Fuel,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2011*, May 2-5, 2011, Nice, France (2011).

[8] K. Kawaguchi and T. Namekawa, “Conceptual Study of Measures Against Heat Generation for TRU Fuel Fabrication System,” *Proc. Int. Conf. Global 2007*, September 9-13, 2007, Boise, Idaho (2007).

[9] 大木, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (1) 概要,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F05.

[10] 曽我, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (2) 高次化 Pu・MA 燃焼炉心,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F06.

[11] K. Sugino and T. Takeda, “Development of a Fast Reactor for Minor Actinides (MAs) Transmutation (III) -Evaluation of Measurement Data with MA Transmutation-,” *Proc. Int. Conf. Global 2015*, September 20-24, 2015, Paris, France (2015).

[12] T. Hazama, *et al.*, “Criticality Evaluation for the Monju Restart Core,” *Nucl. Technol.*, **179**, 250 (2012).

[13] 沼田, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (3) 高次 Pu の炉物理実験解析,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F07.

[14] 杉野, 他, “高次化 Pu･MA 管理のための高速炉炉心の検討 (4) 高次化 Pu 燃料炉心の核設計精度評価,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F08.

[15] 横山, 他, “高速炉用統合炉定数 ADJ2017 の作成,” to be published as JAEA-Research.

[16] World nuclear news, “Japan and Russia join forces on waste management,” (posted on September 8, 2017) http://www.world-nuclear-news.org/WR-Japan-and-Russia-join-forces-on-waste-management-08091701.html

2019年春の年会

炉物理部会セッション

核変換炉研究の動向
Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

（2）加速器駆動システム

(2) Accelerator-Driven System (ADS)

*卞　哲浩
京都大学　複合原子力科学研究所

1. はじめに

加速器駆動システム（Accelerator-Driven System: ADS）は Rubbia 博士によって提唱された新たな原子力システムとして、加速器と原子炉を組み合わせたエネルギー増幅装置 [1] の開発としてスタートした。その後、ADS の概念は、Generation-IV [2]（第 4 世代原子力システム：表 1）で検討されている鉛冷却高速炉の特性をベースにした鉛ビスマス（Pb-Bi）冷却高速炉と高出力・高エネルギー陽子加速器を組み合わせたシステムの応用 [3]-[4] として、核破砕中性子を発生させて炉心に入射し、高速中性子スペクトル場においてマイナーアクチノイド（Minor Actinide: MA）を核種変換（核変換）させるシステムとして発展した。ADS 研究が開始された当初はヨーロッパおよび日本において、ADS の概念設計や臨界集合体を用いた ADS の成立性の実証に関する基礎実験が行われた。本稿では、ADS による核変換処理の国内外の研究の状況を紹介するとともに、ADS 研究で取り組んだ研究課題などについて紹介する。

表 1　Generation-IV における各国の研究開発状況 [2]

System	CA	CN	EU	FR	JP	KR	RU	CH	US	ZA
SFR		✓	✓	✓	✓	✓	✓		✓	
VHTR		✓	✓	✓	✓	✓		✓	✓	
SCWR	✓		✓		✓		✓			
GFR			✓	✓	✓			✓		
LFR			P		P		P			
MSR			P	P			P			

✓= Signatory to the System Arrangement; P = signatory to the Memorandum of Understanding; Argentina, Brazil, and the United Kingdom are inactive.

2. ADS 研究の国内外の動向

2-1. 国内の動向

日本原子力研究開発機構（Japan Atomic Energy Agency: JAEA）では、J-PARC プロジェクトにおいて開発されている高エネルギー陽子ビーム加速器を用いて ADS による核変換技術を実験的に実証するための核変換実験施設（Transmutation Experimental Facility: TEF [3]）の建設が検討されている。JAEA では TEF の設計および建設に先立って、①超伝導加速器の開発、②液体 Pb-Bi の挙動の研究、③ADS 用の窒化物燃料の開発および④MA 核種の断面積測定の研究課題に重点的に取り組んでいる。

JAEA における ADS 設計では、これまで不純物を含まない理想的な燃料組成（プルトニウム・MA 窒化物燃料）に基づく検討が行われていた。しかし、実際にはウランや希土類元素の混入が考えられることから、これらの元素の炉内における中性子経済の影響を検討し、分離工程におけるこれらの元素の混入量がプルトニウムや MA に対してどの程度許容されるかを定量的に評価した結果が得られている [5]。さらに、

*Cheol Ho Pyeon
Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

加速器と未臨界炉の境界を成すビーム窓について、設計条件を緩和することを目的とした未臨界度調整機構の検討を行っている。未臨界度調整機構として制御棒のような未臨界度調整棒を導入することを数値解析で検討した結果、陽子ビーム電流値（発熱量）の低減は可能であり、これは ADS 設計における有望なオプションであることがわかった [6]。

京都大学複合原子力科学研究所（Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science: KURNS）を中心とする国内の大学（北海道大、東北大、名古屋大、福井大および近畿大）では、京都大学臨界集合体実験装置（Kyoto University Critical Assembly: KUCA）における固体減速架台（A 架台）、DT 中性子源（14 MeV 中性子 [7]-[10]）および FFAG 加速器（Fixed-Field Alternating Gradient: FFAG; 100 MeV 陽子 [11]-[15]）を用いて、ADS の成立性および ADS を用いた核変換技術の応用に関する基礎基盤技術の構築に向けた実験研究を 2003 年から行っている。そこでは、ADS における MA の核データ起因による不確かさ解析、決定論的手法の検討、動特性パラメータの不確かさ解析、未臨界度測定技術の高度化、未臨界度オンラインモニタの開発などを行っている。さらに、KUCA においては、ADS による MA の核変換技術の応用に関する実験が本格的に開始され、臨界照射による核変換技術の原理実証の実験が終了し、100 MeV 陽子および Pb-Bi ターゲットを用いて未臨界体系での MA 照射実験の妥当性を検討する段階に入った。

2-2. 海外の動向

実験炉級の ADS 施設 MYRRHA (**M**ulti-purpose h**Y**brid **R**esearch **R**eactor for **H**igh-tech **A**pplication [4]) の実現を目指したプロジェクトでは、ベルギー（SCK・CEN）が中心となってヨーロッパ各国の研究者が様々な研究課題に取り組んでいる。図 1 および表 2 に示すように、MYRRHA の燃料として考えられている MOX+MA の照射試験や ADS の実証試験（GUINEVERE 計画）などは既に終了し、低エネルギー加速器に対して、2019 年度から 20 年間の建設および運営の費用が 2018 年にベルギー政府によって承認された。

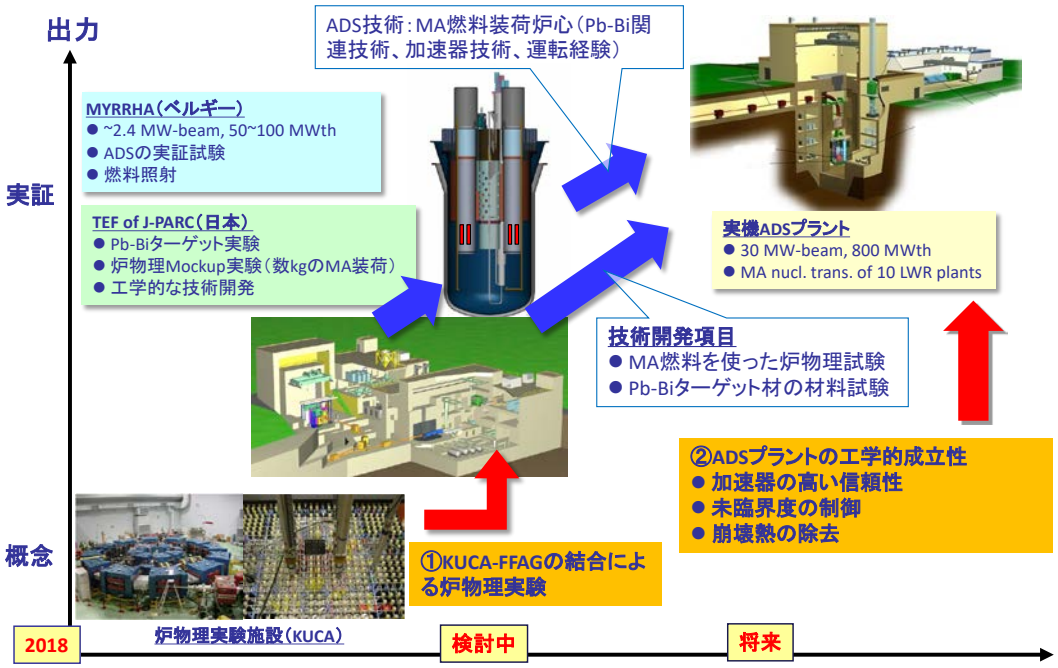


図 1　ADS 研究のロードマップ（私信：JAEA 辻本氏より提供）

中国では CLEAR（**C**hina **LE**ad-**A**lloy-cooled **R**eactors, CLEAR-1: 臨界集合体装置; 10 MW, CLEAR-S: 実証炉）プロジェクトが中国科学院・核能安全技術研究所（CAS/INEST）で推進され、CLEAR-0（未臨界実験装置）の建設および運転が 2017 年で終了した。その後、CLEAR 計画は CLEAR-1 および CLEAR-S の建設が開始されることなく、計画が事実上中止になった。現在は、中国国内の ADS 研究の主要機関は中国科学院・近代物理研究所（CAS/IMP）および中国原子能科学研究院（CIAE）に移され、高速および熱ハイブリッド実験設備

(VENUS-II) と DT 加速器を用いた ADS 施設において、ADS の成立性に関する研究が行われている。さらに、2025 年までに 10 MWt 級 ADS を建設する CIADS 計画が進んでいる。

表 2　ADS 実験設備における実験プロジェクト（2019 年 2 月現在）

プロジェクトまたは施設	国名	燃料	反射材または冷却材	スペクトル	加速器（ターゲット）	出力	備考
MUSE	フランス	MOX	Na (Metal)	高速	14 MeV - n	Zero	終了
YALINA (Booster)	ベラルーシ	LEU	Metal (Solid)	高速 & 熱	14 MeV - n	Zero	終了
VENUS-F	ベルギー	LEU (MOX)	Pb (Solid)	高速	14 MeV - n	Zero	終了
KUCA	日本	HEU (NU)	Poly., Pb & Pb-Bi (Solid)	熱（高速部分模擬）	14 MeV - n 100 MeV - p (W or Pb-Bi)	Zero	進行中
CLEAR-1	中国	UO_2	Pb (Solid)	高速	14 MeV - n	10 MWth	計画中止
TEF	日本	LEU + MA (Pu)	Pb-Bi (Solid)	高速	400 MeV - p (Pb-Bi)	Zero	検討中
MYRRHA	ベルギー	MOX + MA	Pb-Bi (Liquid)	高速	600 MeV - p (Pb-Bi)	100 MWth	一部建設開始

3. ADS 研究の開発項目

3-1. MA 反応率の積分データ解析

OECD/NEA レポート [16]-[18] によると、世界各国の実験施設で取得された MA 照射実験や MA サンプルワース実験結果が、MA 核変換に関する積分実験データベースとして整備されている。そこには、MA 反応率比、MA サンプル反応度価値、^{237}Np ペレットを用いたモックアップ実験などの結果が収録されている。また、OECD/NEA レポートでは、MA 照射実験において ^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am, ^{244}Cm および ^{245}Cm の捕獲反応率や ^{235}Cm の核分裂反応率については、核データに起因する不確かさ解析などに関する追加実験の必要性が強調されている。近年では、FCA や米国で行われた MA 照射実験を用いた MA 反応率比の数値解析 [19]-[20] が行われている。これまで ADS による MA 照射実験は行われていないが、KUCA においては、2018 年度に FFAG 加速器から発生する 100 MeV 陽子と Pb-Bi ターゲットを用いた ADS による MA 照射実験が計画されている。

3-2. Pb-Bi 同位体の不確かさ解析

実機 ADS では液体 Pb-Bi が冷却材およびターゲット材の候補として用いることが考えられている。JAEA が行った予備設計計算において、冷却材ボイド反応度や各種設計パラメータに関して、核データライブラリ JENDL-3.3 と JENDL-4.0 との間に有意な差が確認され、その主な原因が Pb および Bi 同位体の核データに起因する不確かさの違いであることがわかっている。そこで、KUCA において Pb および Bi を用いたサンプルワース測定実験 [21]-[23] を行い、確率論的手法および決定論的手法によるサンプルワースの臨界性および反応度についての Pb および Bi 同位体の不確かさの定量化を、JENDL などの主要ライブラリを用いて行った。また、KUCA における ADS 実験では、100 MeV 陽子に対する Pb-Bi ターゲット [13] による中性子発生量や中性子スペクトルなどの中性子特性の定性的および定量的な評価が行われた。

3-3. 動特性パラ-メータ解析

未臨界度測定手法としてこれまで様々な手法が提案されているが、理論導出には一点炉近似が仮定されており、検出器位置の違いによる空間高次モードによる影響が議論されて久しい。JAEA では、この空間高次モ

ードに起因する誤差低減を目的とした線形結合法 [24] を提案している。線形結合法は、パルス中性子源（PNS）法において複数の検出器で測定される計数率を線形結合させることによって、基本モードに関する情報を抽出し、空間高次モードの影響を低減する手法である。モンテカルロ法による計算結果や KUCA 実験での PNS 法を用いた即発中性子減衰定数の測定結果を本手法に適用すると、空間高次モードに由来する系統誤差を低減できることが確認されている。

ADS における炉物理分野の基礎基盤研究として、未臨界度 (ρ)、即発中性子減衰定数 (α)、実効遅発中性子割合 (βeff) などの動特性パラメータについて、外部中性子源（DT 加速器による 14 MeV 中性子および FFAG 加速器による 100 MeV 陽子）の中性子スペクトル、測定手法および検出器特性などに起因するエネルギー依存性、空間依存性、測定手法依存性などの検討が、KUCA における ADS 実験を通して行われている。また、KUCA における ADS 実験は 2007 年以降、国際原子力機関（IAEA）の ADS 国際ベンチマーク実験として 4 件の課題が採択されている。特に、動特性パラメータの測定手法において、実験値から得られるρおよびαを用いてβeff / Λ（Λ：中性子生成時間）の値についての外部中性子源依存性や空間依存性に加えて、Λの値の変化が動特性パラメータの解析において重要であることの知見が得られている。

4. まとめ

ADS の成立性および ADS による MA 核変換技術の応用に関する研究は、1990 年代末からこれまで約 20 年近くにわたって日本およびベルギーを中心に行われてきた。そこでは、臨界集合体を用いた ADS 基礎実験において炉物理分野の基本的なパラメータの測定技術の向上が達成され、決定論および確率論的手法を用いた様々な計算手法が提案された。このような炉物理分野における ADS に関連する基礎基盤技術はこの 10 年間で飛躍的に発展し、貴重な研究成果として IAEA の ADS 国際ベンチマーク実験や学術論文において高く評価された。しかし、ADS による MA の核変換技術に関する実験研究をはじめ、ADS による核変換技術の重点的な研究課題である核データ起因による MA 断面積の不確かさ解析に関する研究環境は、決して楽観的な状況ではないことは周知の事実である。その理由として、現存する実験データの不足や複雑な測定手法、国内の実験施設の整備および縮小などに伴う実験機会の減少などが挙げられる。

軽水炉から発生する放射性廃棄物の減容化を目的とする核変換技術の向上において、ADS を用いた MA 核変換の位置づけは高速炉開発の進捗と並行して今後も検討されるべきである。そのためには、国内の実験施設における人材を含めた限られた資源の活用を、研究炉・臨界集合体の今後の在り方を議論する場において、積極的に検討する必要があると考える。さらに、数値計算の飛躍的な発展をベースにした Virtual Reactor や Multi Physics を含めた数値実験、MA 核データの不確かさの検討なども、ADS による MA 核変換技術の今後の進展に資するのではないかと考える。

参考文献

[1] C. Rubbia, “A High Gain Energy Amplifier Operated with Fast Neutrons,” *AIP Conf. Proc.*, **346**, 44 (1995); see also *Proc. Int. Conf. Accelerator-Driven Transmutation Technol. and Appl.*, Las Vegas, July 25-29 (1994).

[2] OECD/NEA, “Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems,” Jan. (2014).

[3] K. Tsujimoto, T. Sasa, K. Nishihara, *et al.*, “Neutronics Design for Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**, 21 (2004).

[4] H. A. Abderrahim and P. D’hondt, “MYRRHA: A European Experimental ADS for R&D Application Status at Mid-2005 and Perspective towards Implementation,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 491 (2007).

[5] T. Sugawara, R. Katano, K. Tsujimoto, “Impact of Impurity in Transmutation Cycle on Neutronics Design of Revised Accelerator-Driven System,” *Ann. Nucl. Energy*, **111**, 449 (2018).

[6] T. Sugawara, Y. Eguchi, H. Obayashi, *et al.*, “Conceptual Design Study of Beam Window for Accelerator-Driven System with Subcriticality Adjustment Rod,” *Nucl. Eng. Design*, **331**, 11 (2018).

[7] C. H. Pyeon, Y. Hirano, T. Misawa, *et al.*, “Preliminary Experiments for Accelerator Driven Subcritical Reactor with Pulsed Neutron Generator in Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 1368 (2007).

[8] C. H. Pyeon, M. Hervault, T. Misawa, *et al.*, "Static and Kinetic Experiments on Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons in Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 1171 (2008).

[9] C. H. Pyeon, H. Shiga, T. Misawa, *et al.*, "Reaction Rate Analyses for an Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons in Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, 965 (2009).

[10] C. H. Pyeon, Y. Takemoto, T. Yagi, *et al.*, "Accuracy of Reaction Rates in the Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons at the Kyoto University Critical Assembly," *Ann. Nucl. Energy*, **40**, 229 (2012).

[11] C. H. Pyeon, T. Misawa, J. Y. Lim, *et al.*, "First Injection of Spallation Neutrons Generated by High-Energy Protons into the Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, 1091 (2009).

[12] C. H. Pyeon, T. Azuma, Y. Takemoto, *et al.*, "Experimental Analyses of External Neutron Source Generated by 100 MeV Protons at the Kyoto University Critical Assembly," *Nucl. Eng. Technol.*, **45**, 81 (2013).

[13] C. H. Pyeon, H. Nakano, M. Yamanaka, *et al.*, "Neutron Characteristics of Solid Targets in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly," *Nucl. Technol.*, **192**, 181 (2015).

[14] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, T. Endo, *et al.*, "Experimental Benchmarks on Kinetic Parameters in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly," *Ann. Nucl. Energy*, **105**, 346 (2017).

[15] C. H. Pyeon, T. M. Vu, M. Yamanaka *et al.*, "Reaction Rate Analyses of Accelerator-Driven System Experiments with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 190 (2018).

[16] OECD/NEA, "Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles," No. 3109 (2002).

[17] OECD/NEA, "Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management," No. 7222 (2015).

[18] OECD/NEA, "International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhe Project)," No. 7329 (2017).

[19] D. Loaiza, R. Sanchez, D. Hayes, *et al.*, "Results and Analysis of the Spherical ^{237}Np Critical Experiment Surrounded by Highly Enriched Uranium Hemispherical Shells," *Nucl. Sci. Eng.*, **152**, 65 (2006).

[20] M. Fukushima, K. Tsujimoto and S. Okajima, "Analyses with Latest Major Nuclear Data Libraries of the Fission Rate Ratios for Several TRU Nuclides in the FCA-IX Experiments," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, 795 (2017).

[21] C. H. Pyeon, A. Fujimoto, T. Sugawara, *et al.*, "Validation of Pb Nuclear Data by Monte Carlo Analyses of Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53**, 602 (2016).

[22] C. H. Pyeon, A. Fujimoto, T. Sugawara, *et al.*, "Sensitivity and Uncertainty Analyses of Lead Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly," *Nucl. Sci. Eng.*, **185**, 460 (2017).

[23] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, A. Oizumi, *et al.*, "Experimental Analyses of Bismuth Sample Reactivity Worth at Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 1324 (2018).

[24] R. Katano, "Estimation Method of Prompt Neutron Decay Constant Reducing Higher Order Mode Effect by Linear Combination," *Nucl. Sci. Eng.* (2019). [in print] https://doi.org/10.1080/00295639.2018.1528803

2019年春の年会

炉物理部会セッション

核変換炉研究の動向
Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

（3）軽水炉

(3) Light Water Reactors

*日野 哲士[1]
[1]日立研開

1. はじめに

本稿では、軽水炉による核変換研究の経緯を簡単に振り返るとともに、日立の資源再利用型軽水炉 RBWR（Resource-renewable BWR）の開発への取組みについて紹介する。

2. 軽水炉による核変換の経緯

欧米では 1970 年代中頃から PWR 高転換炉の研究が開始され、特に米国[1]やドイツ[2]から多くの論文が公開されている。また、スイスのポール・シェラー研究所では臨界試験も行われた[3]。しかし、再処理工場の閉鎖や建設中止が決定されると、軽水炉による核変換炉の研究も少なくなっていく。欧米では、核廃棄物の減容・有害度低減を目的とした分離変換研究は継続して行われているものの、その中で軽水炉を対象とする研究開発の目立った動きは見られない。

国内では 1990 年代後半から、世界的に Na 冷却高速炉の開発がスローダウンしている状況を踏まえ、実現性の高い代替技術を開発することを目的に低減速軽水炉の開発が推進された[4]。欧米での核変換炉研究と比較すると、転換比 1.0 以上のブレークイーブンをめざした炉の開発が中心となった点が特徴である。炉概念だけでなく、除熱、燃料要素、核特性予測など必要となる要素技術の開発も進められた[5]。

日立は BWR プラントメーカとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR 特徴を活かした低減速軽水炉の開発に早くから着手し、1988 年にプルトニウムのブレークイーブン炉を提案している[6]。その後、1995 年には MA を含めた多重リサイクルでブレークイーブンを実現する RBWR-AC（Actinide Recycler）を[7]、2007 年には Pu および MA の組成比を一定に保ちつつも絶対値を減らしながら多重リサイクルすることで、Pu および MA を最終的に燃やし尽くすことをめざした RBWR-TB（TRU Burner）を提案した[8]。

軽水炉による核変換研究を進めているのは、現在では日立と連携する一部の海外機関を除けばほぼ日本だけであり、特に核廃棄物の減容・有害度低減に関しては、過去を含めても日本だけという状況である。核変換は BWR を進化させるテーマとして、国内および海外連携を図りつつ研究開発を進めている。

3. RBWR の開発状況

RBWR の概念を図 1 に示す[9]。炉心以外のタービン系や安全システムなどは商用実績のある現行 BWR 技術をそのまま適用する。低減速軽水炉の主要課題の一つは負のボイド反応度係数の確保であり、RBWR は図 2 に示すように TRU を上下 2 領域に扁平に配置し、ボイド率増加時の中性子漏れを増やすことで負のボイド反応度係数を実現している。一方で、この軸方向非均質な炉心構成により炉の出力分布が非均質となるため、日立は、日本原子力研究開発機構（JAEA）、MIT/ミシガン大/カリフォルニア大バークレーの米大学チームおよび英国 Wood と連携して炉心解析手法の適用性確認に取り組んでいる。

*Tetsushi Hino[1]
[1]Hitachi, Ltd. R&D group

図 3 は RBWR の炉心軸方向および径方向出力分布を日立および米大学チームがそれぞれ評価し[10]、JAEA と連携して実施した全炉心モンテカルロ計算[11]と比較した結果を示している。日立と米大学チームの解析手法の主な違いは炉心 3 次元拡散計算に用いる核定数の作成方法にあり、日立は 2 次元格子計算を用いるのに対し、米大学チームは RBWR の軸方向非均質性をより厳密にモデル化するため 3 次元集合体計算を用いる。図から、米大学チームによる評価結果は全炉心モンテカルロ計算の結果に近づき、モデル高度化の効果が現れていること、また日立と米大学チームともに径方向のモデル化に改善の余地があることが分かる。計算機性能の向上により、全炉心モンテカルロ計算が可能になってきたとは言え、多数のパラメータサーベイによる最適化が必要な炉心設計には高速な解析手法が有用である。そのため、全炉心モンテカルロ計算との差の分析と、それを踏まえた解析手法の改良を Wood と進めているところである[12]。

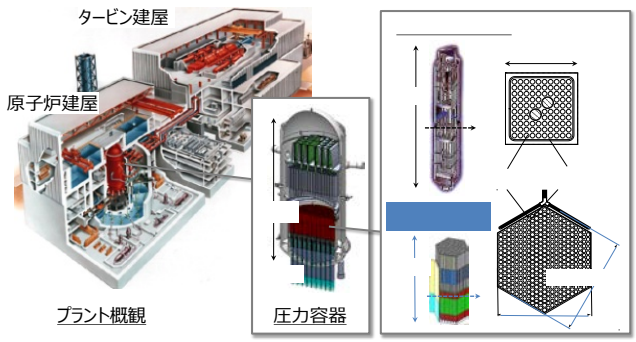


図 1: RBWR 概念[9]

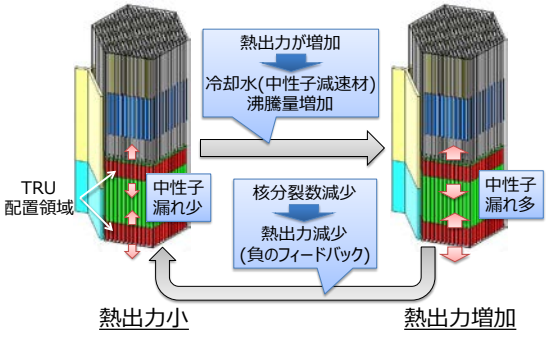


図 2: RBWR 燃料の特徴[9]

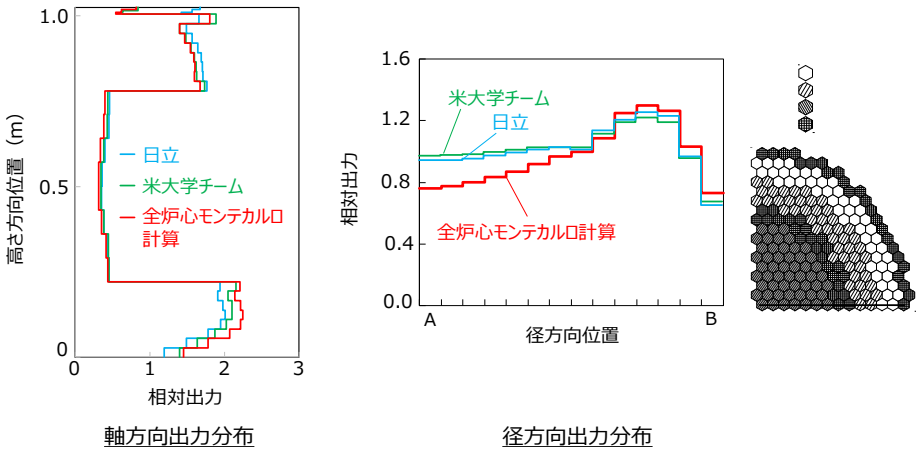


図 3: 炉心出力分布の評価結果[13]

4. 既設炉への RBWR 概念の適用

RBWR は、社会的な要請に応えつつ、燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていくことを考えている。そのため、まずプルサーマル利用をさらに高度化するものとして、稠密燃料を現行 BWR に適用し、余剰プルトニウムの削減に寄与する RBWR の開発に着手した[14]。図 4 にその概念（四角格子 RBWR 燃料）をオリジナルの RBWR 燃料（六角格子 RBWR 燃料）と比較して示す。また、図 5 に RBWR の導入コンセプトを示す。四角格子 RBWR は、既設 BWR の燃料集合体、制御棒など、取替や追加が容易なコンポーネントの交換、設置のみで実現する。また、現在の六ヶ所再処理工場や MOX 燃料工場の利用を想定している。これにより、稠密燃料棒配置の MOX 燃料導入をより容易にし、プルトニウムを消費しつつ、低減速軽水炉の特性を活かして使用済 MOX 燃料を将来のリサイクル利用に適した組成で残すことで、本格的な燃料リサイクルフェーズへのスムーズな移行に寄与する。このように、燃料サイクルの推進に寄与しつつ、軽水炉での稠密燃料や低減速スペクトルの実績を積み、再処理や燃料製造技術などの進展に合わせて六角格

子 RBWR を実用化していくねらいである。

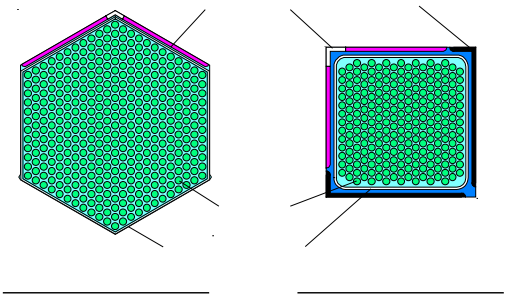


図 4: 既設 BWR に適用する RBWR 概念[14]

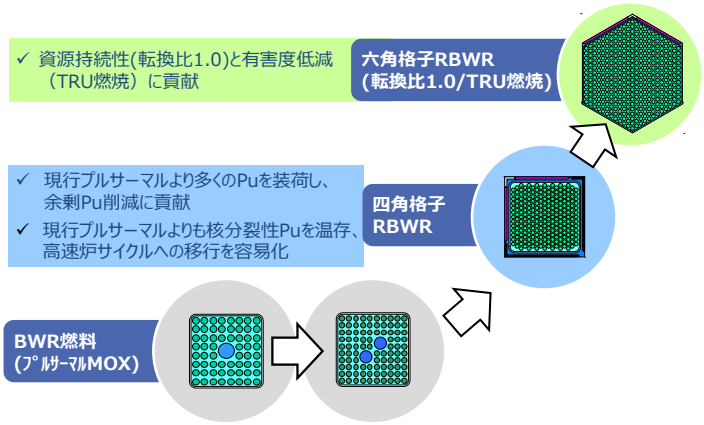


図 5: RBWR 導入コンセプト[15]

5. まとめ

軽水炉による核変換研究の経緯と、日立が開発を進める RBWR の開発状況について述べた。軽水炉による核変換の研究は、炉心解析手法の高度化や軽水炉における炉物理の理解の深化を通して、軽水炉のさらなる進化につながるものと考える。

謝辞

本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

参考文献

[1] M.C. Edlund, “High conversion ratio plutonium recycle in pressurized water reactors,” Annals of Nuclear Energy, Volume 2, Issues 11–12 (1975) など

[2] C. H. M. Broeders and M. D. Donne, “Conceptual Design of a (Pu,U)O_2 Core with a Tight Fuel Rod Lattice for an Advanced Pressurized Light Water Reactor,” Nuclear Technology, Volume 71 (1985) など

[3] https://oecd-nea.org/science/wpec/sg39/Meeting2_Nov2013/06b_PROTEUS_FDWR-II.pdf

[4] 日本原子力研究所、“低減速スペクトル炉の研究”、JAERI-Research 99-058 (1998) など

[5] 日本原子力研究開発機構、”超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発成果報告書”、 平成 17 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業 (2006) など

[6] R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)

[7] R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, “General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply,” Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)

[8] R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)

[9] 日野他、”核廃棄物の環境負荷を低減する軽水炉システム”、日立評論 2014 07-08 (2014)

[10] T. Hino, J. Miwa, T. Mitsuyasu, Y. Ishii, M. Ohtsuka, K. Moriya, K. Shirvan, V. Seker, A. Hall, T. Downar, P. M. Gorman, M. Fratoni and E. Greenspan, “Core Design and Analysis of Axially Heterogeneous Boiling Water Reactor for Burning Transuranium Elements,” Nuclear Science and Engineering, Vol. 187, pp.213-239 (2017)

[11] 日立製作所、”高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発成果報告書”、平成 27 年度文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業 (2016)

[12] B.A. Lindley, B. Tollit, T. Hino, P.J. Smith, J.T. Murgatroyd, and P.N. Smith, “Development of a core design capability for innovative boiling water reactor designs for burning transuranic isotopes using WIMS/PANTHER,” Annals of Nuclear Energy, 123, pp. 162–171 (2019)

[13] Y. Murakami, et al., Whole Core Monte Carlo Analysis of Resource-Renewable BWR, ANSWER Software Service Seminar (2018)

[14] 日野他、”長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発 (16)サスティナブルな燃料サイクル実現への RBWR の寄与”、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2L02 (2018)

[15] 日立製作所・日立 GE ニュークリア・エナジー、”高速炉の新たな可能性について”、第 13 回高速炉開発会議戦略ワーキンググループ (2018)

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

[2K_PL] Frontiers of computational science and engineering to face natural phenomena

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Common Education Bildg. 2 3F No.33)

[2K_PL01] Utilizing HPC for natural hazard risk assessment

*Akemi Nishida[1] （1. JAEA）

[2K_PL02] Methodology to evaluate tornado-generated missile protection for structures of Nuclear Power Plants

*Koji Shirai[1] （1. CRIEPI）

[2K_PL03] Predicting atmospheric dispersion of radionuclides

*Haruyasu Nagai[1] （1. JAEA）

2019年春の年会

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線
Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(1) 自然ハザードによるリスク評価への HPC の活用

(1) Utilizing HPC for natural hazard risk assessment

*西田 明美[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故以降、地震等の外的事象に対するリスク評価の重要性は益々高まり、喫緊の課題となっている。原子力施設のリスク評価では、プラント全体を俯瞰的に捉えて事故に至るリスクを評価し、事故を未然に防ぐための対策に有効な情報を提供することが重要である。そのための有効な手法として、地震起因事象の確率論的リスク評価（地震 PRA）があげられる。原子力機構では、これまで原子力施設の３次元詳細モデルを用いた耐震シミュレーション技術（３次元耐震シミュレーション技術）の高度化に取り組んできた [1)2)]。本発表では、本技術の地震 PRA への適用例として、原子力施設の３次元詳細モデルを用いた地震リスク評価手法の高度化への取組みについて紹介する。なお、本稿は文献 3)の一部に加筆したものである。

2. 原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組み

2-1.モンテカルロシミュレーションを用いた次世代地震リスク評価手法の構築

(1) 概要

原子力施設の地震 PRA は、設計想定を超える地震動の発生可能性を考慮して安全を一層確実にするための強化策として有力な手段であることが期待されている。そこで、これまでに開発してきた３次元耐震シミュレーション技術を活用した地震リスク評価手法の高度化の試みとして、モンテカルロシミュレーション（MCS）を用いた地震リスク評価手法の提案を目的とし、研究開発に取り組んでいる。従来の地震リスク評価では、地震動（ハザード）評価と建屋・機器の損傷（フラジリティ）評価において、分離した手法を用いることが一般的である。すなわち、地震動の特性を地動加速度（PGA）といったスカラー量で表現し、また、建屋・機器の耐力も地動加速度の大きさで表現することを基本としており、地震動の複雑な特性や建屋・機器の多様な損傷特性を十分表現できていないことが問題であった。本来、分離手法を用いずに一気通貫で個々の地震動に対するシミュレーションにより建屋や機器の損傷を評価することが適切であり、本検討ではその構築を目標としている。本手法のメリットは、対象とする機器が損傷しやすい地震動の震源特性の同定、また、機器間の損傷の相関などを直接評価できること等にある。なお、本研究の一部は、東京大学、東京都市大学、CSAJ、大成建設との共同研究として実施しているものである。

(2) 入力地震動の生成

はじめに、入力となる地震動の生成法の検討に着手した。従来の地震リスク評価における地震動評価法は、距離減衰式による地震ハザード等に基づく経験的手法と断層モデルによる物理的手法の大きく二つに分けることができる。前者では地震動の震源特性を十分に反映できないという課題があり、後者では地震動の発生頻度を考慮できないという課題があった。そこで、これらの課題を解決するために、両者を組み合わせた手法を考案した。すなわち、対象敷地の距離減衰式による地震ハザードに調和し、かつ断層モデルを考慮した多数の時刻歴波形の集合（地震波群）を作成する手法を提案した。対象敷地の地震ハザードと地震波作成範囲を図 1 に示す。作成した地震波群は、地震ハザードとの関係が明確であり、更に地震波群の各地震波は互いに異なる震源特性を有しているため、地震波の時刻歴波形と震源特性を結びつけることができるという点で地震リスク評価の精度向上に資することが期待される。

これまでに、原子力機構の大洗地区周辺で起こり得る地震動を MCS で発生させ、発生頻度に応じた地震動を抽出する試みを行った [4]。抽出した地震動の例を図 2 に示す。このように、ハザード曲線上で同程度の最大加速度領域においても、その条件を満足する地震動は多様な波形から構成されることが分かる。解析結果より、震源特性のうち平均応力降下量や高振動数遮断フィルタは地震動の最大加速度への影響が大きいという知見が得られている。

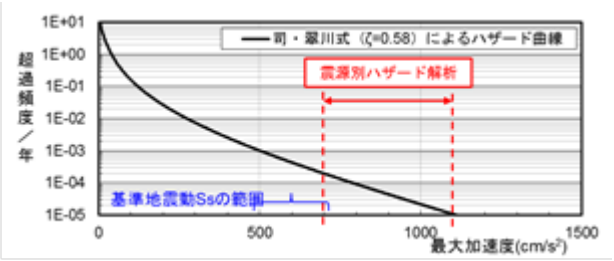


図 1　距離減衰式に基づく地震ハザード曲線の例

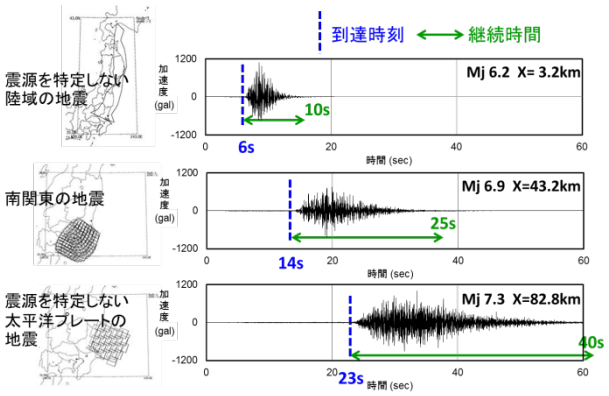


図 2　作成した地震波の時刻歴波形の例

(3) 地震応答シミュレーションの例

(2)で生成した地震動群を入力とする原子力施設の地震応答シミュレーションを実施し、得られた建屋や機器の応答を耐力と比較することで、建屋や機器の損傷を評価する。これまでに，同サイトに立地する原子力施設（建屋）の３次元有限要素モデルによる地震応答シミュレーションに着手している [5]。シミュレーションに用いている原子力施設（建屋）の３次元有限要素モデルの例を図 3 に示す。本モデルの解の妥当性は、複数の地震観測記録との比較において確認している。(2)で生成した 200 種類の地震動を用いて地震応答シミュレーションを実施し、建屋耐震壁の同一階における応答の相関や、最大応答のばらつきの分析等を行っている。多様な地震動を入力して得られる結果を分析することで、建屋や機器の応答のばらつきや、応答と入力した地震動の震源特性との相関など、詳細な分析を行うことが可能となる。

2-2 地震リスク評価の信頼度向上への取り組み

原子力施設の地震リスク評価にかかわり、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ「リスクマネジメント基盤技術としての地震リスク評価の信頼度向上に関する研究」（代表：東京都市大学 村松 健教授）（H24-26 年度）が採択された [6]。本研究では、地震起因事象の確率論的リスク評価（地震 PRA）の手法について、炉心損傷頻度評価に伴う不確実さをより適切に取り扱うための新たな数学的枠組みと、専門家の知識（専門知）を活用した地震時損傷評価（フラジリティ評価）の手法を検討・提案するとともに、その適用に必要な地震時システム信頼性解析用計算コードを開発することにより、地震 PRA の信頼度を向上させ活用促進に資することを目的としている。原子力機構は、原子力施設機器のフラジリティ評価手法の検討にかかわり、機器の地震時入力となる建屋応答の感度解析を担当し、３次元有限要素モデルを用いた多数の地震応答シミュレーションと分析を実施した [7]。特に、リスク評価における不確実さを自然界に存在する偶然的不確実さと知識不足に起因する認識論的不確実さに分類し、低減可能な不確実さである認識論的不確実さの定量化を試みている。本研究は、研究期間終了後も前述の東京大学等との共同研究の一部として継続的に実施している。

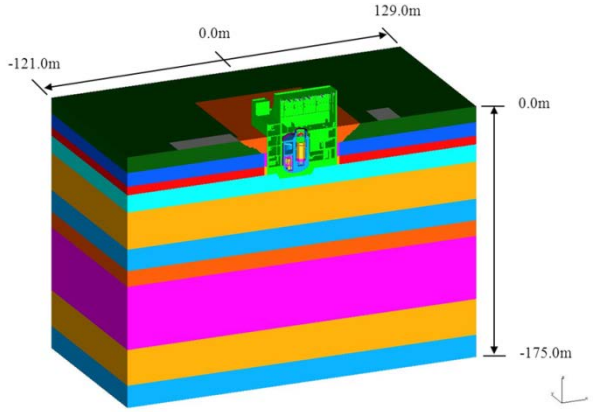


図 3 原子力施設（建屋）の３次元有限要素モデルの例 [5)]

3. おわりに

原子力機構において開発している原子力施設のための３次元耐震シミュレーション技術を活用した原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組みについて紹介した。計算機の発達とともに、計算処理の大規模化等に起因する課題は徐々に克服され、実形状を模した３次元有限要素モデルなどを用いた解析を多数同時に行うようなシミュレーション技術が実用化される時期はそう遠くないことが予想される。そのような中、原子力機構では、３次元詳細モデルを用いた原子力施設（建屋）の地震応答解析手法の標準化への取り組みを開始した。より現実的な建屋応答を得るためのモデリングやシミュレーションにおける留意事項をまとめ、原子力施設の地震安全に係る評価手法の信頼性向上に寄与することを目指している。

謝辞

本研究の一部は、文部科学省 HPCI 戦略プログラム、および、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として実施したものである。

参考文献

1) 西田明美、他 8 名：原子力プラントのための３次元仮想振動台の構築—組立構造解析法による巨大施設解析システムの提案、日本原子力学会和文論文誌、Vol.6、No.3、pp.376-382、2007.
2) Yamada, T., et al.: Proposal of vibration table in an extended world by grid computing technology for assembled structures, Theoretical and Applied Mechanics Japan, Vol.57, pp.81-87, 2008.
3) 西田明美：３次元地震応答シミュレーション技術を活用した原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組み、日本地震工学会会誌“特集：ここまできた数値シミュレーション”、第 30 号、2017.
4) Nishida, A., et al.: Hazard-Consistent Ground Motions Generated with a Stochastic Fault-Rupture Model, Nuclear Engineering and Design, Vol.295, pp.875–886, 2015.
5) 西田明美、他 4 名：原子力施設の地震リスク評価手法の高度化のための原子力施設建屋・機器の地震応答解析、JCOSSAR 2015 論文集、2015.
6) http://www.jst.go.jp/nuclear/result/h26/pdf/ini_p04.pdf
7) Nishida, A., et al: Reliability Enhancement of Seismic Risk Assessment of NPP as Risk Management Fundamentals, Part III: Sensitivity Analysis for the Quantification of Epistemic Uncertainty on Fragility Assessment, SMiRT23, 2015.

*Akemi Nishida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

2019年春の大会

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線
Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(2) 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法

(2) Methodology to evaluate tornado-generated missile protection for structures of Nuclear Power Plants

*白井 孝治[1]，南波 宏介[1]
[1]電力中央研究所

1. 原子力発電所における竜巻防護対策に関する取り組み

原子力規制委員会[1)]は、平成 25 年 6 月に原子力発電所の竜巻影響評価ガイド[2)]を定め、電気事業者は、この評価ガイドに基づき、竜巻飛来物による衝撃荷重を受けても、竜巻防護施設の安全機能維持に必要な構造強度を確保できるよう、原子力発電所における竜巻飛来物防護対策を実施してきた。図 1 に、原子力発電所に設置された竜巻防護工法の例[3)]を示す。具体的な防護工法として、鋼板を取り付けた構造物や竜巻襲来時の風荷重や地震荷重の軽減が可能な防護ネットを採用し、耐貫通防護設計評価手法[4,5)]が提案され、構造健全性評価に関しては日本機械学会（JSME）で策定中のガイドライン[6)]に反映されている。鋼板構造物の要求性能については、竜巻飛来物により貫通しないことが求められ、一般に貫通限界厚評価式（例えば、BRL 式[7)]）が用いられるが、評価式の根拠が非公開であるため、評価式の保守性を確認するための知見の蓄積が行われている[8,9)]。一方、形状が複雑な形鋼材や構造物の健全性を評価する場合、近年のコンピュータの演算処理能力の向上から、FEM 解析による直接シミュレーションが行われている。例えば、米国・原子力エネルギー協会（NEI）の原子力発電所に対する航空機衝突評価手法[10)]が準用されつつあるが、飛来物衝突を受ける鋼製材料の破断の判定方法や、竜巻飛来物の想定速度と同程度の高速度域における評価手法の適用性の検証は未だ十分ではない。また、我が国では、JSME より PWR 鋼製格納容器を対象としたシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（SA ガイドライン）[11)]が発刊されており、主に熱荷重、圧力荷重を想定した有限要素解析モデルを用いた静的弾塑性解析による評価方法、局所的な破断基準が示されている。

本報は、鋼板構造物の耐貫通性能に着目し、汎用衝撃解析コードを用いて、JSME の SA ガイドラインと同様なひずみ規準の耐貫通性能問題への適用性について述べたものである。

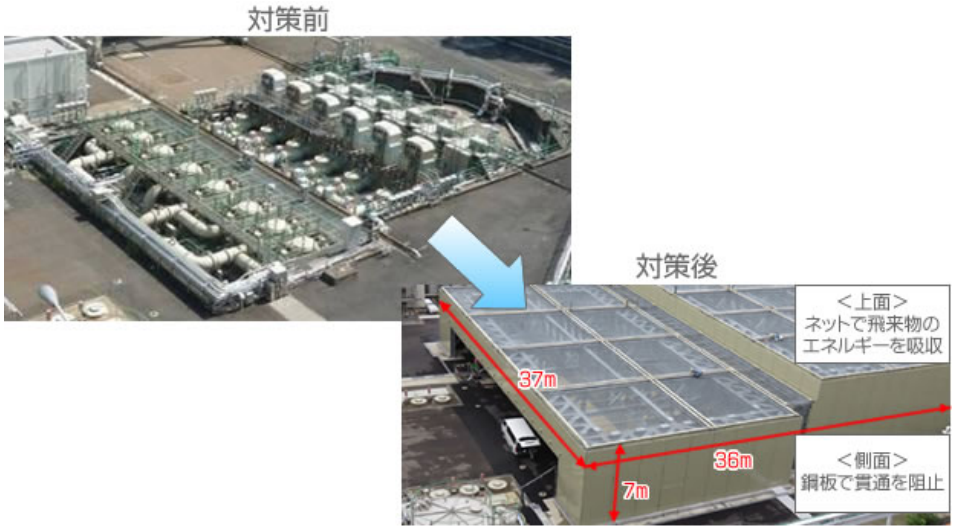


図 1 原子力発電所に設置された竜巻防護工法の例[3)]

*Koji Shirai[1] and Koji Tasaka[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2. ひずみ評価基準

竜巻飛来物が鋼板構造物に衝突する場合、竜巻飛来物先端と鋼板との衝突部には局所的大変形や、局所的大変形の進行による破断・貫通が発生する。局所的に変形が集中するモードに対し、従来の応力基準での設計では高強度材料の選定や系全体の剛性を高める設計を採用することになり、靭性の少ない構造物となる。一方、鋼板構造物の局所的な塑性変形を考慮したひずみ基準による設計を用いた場合、高い靭性を確保でき、吸収エネルギーに富む合理的な設計が可能となる。鋼板構造物の局所変形の評価においては、衝突部に発生する応力場による材料の延性低下の影響を適切に考慮できるひずみ基準を用いて、解析で得られる最大相当塑性ひずみが応力状態に応じた鋼板構造物材料の延性低下の影響を適切に考慮できるひずみ基準値を超えないことを確認する。飛来物先端と鋼板の衝突部近傍では多軸応力場が発生し、材料の延性が低下することが知られておいる。このため、応答評価においてもその影響を考慮することが必要となり、式(1)で表される多軸応力場の指標に応力多軸度係数（Triaxiality factor、以下 TF）が用いられる。

$$TF=\frac{\sigma_1+\sigma_2+\sigma_3}{\sigma_e} \tag{1}$$

ここで、$\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$は主応力、$\sigma_e$はミーゼス相当応力である。TF は主応力の和をミーゼス応力で除した値であり、多軸応力場での延性低下の影響を示す係数である。例えば、等 2 軸引張では 2、平面ひずみ引張では$\sqrt{3}$、単軸引張では 1 となる。JSME の SA ガイドラインでは、局所的な破損のひずみ制限として、式(2)で示される限界 3 軸ひずみε_Lを採用している。

$$\varepsilon_L = \varepsilon_{Lu} \cdot \exp\left(\frac{-\alpha_{sl}}{1+m_2}\left\{\frac{1}{3}(TF-1)\right\}\right) \tag{2}$$

ε_Lは限界 3 軸ひずみ（=局所相当塑性ひずみの限界値）、ε_{Lu}は真破断伸び（= m_2：一様伸び）である。

本報では、式(2)で示される SA ガイドラインによるε_Lをひずみ制限値を準用し、鋼製パイプにより高速度衝突を受ける鋼板を対象とした破断評価への適用性について述べる。

3. 鋼製パイプ型飛来物を用いた鋼板貫通試験

図 2 に、鋼製パイプを用いた高速飛来物衝撃試験装置の概要を示す。飛来物を火薬の推力により水平方向に飛翔させ、支持架台上に鉛直姿勢で固定した鋼板試験体に衝突させる。試験体は二辺支持条件となるようにボルトで固定された SS400 材の鋼板であり、鋼板厚さは 4.5mm と 6mm の 2 種類とした。飛来物は衝突径 50mm、質量 8.4kg の鋼製円柱体であり、衝突速度は 49m/s である。図 3 に、鋼板試験体の損傷状況を示す。鋼板厚さ 4.5mm の場合は貫通する結果となり、飛来物の残留速度は 32m/s であった。以上の結果より、本試験条件における鋼板の貫通限界厚さは 4.5～6.0mm の間にあることがわかる。

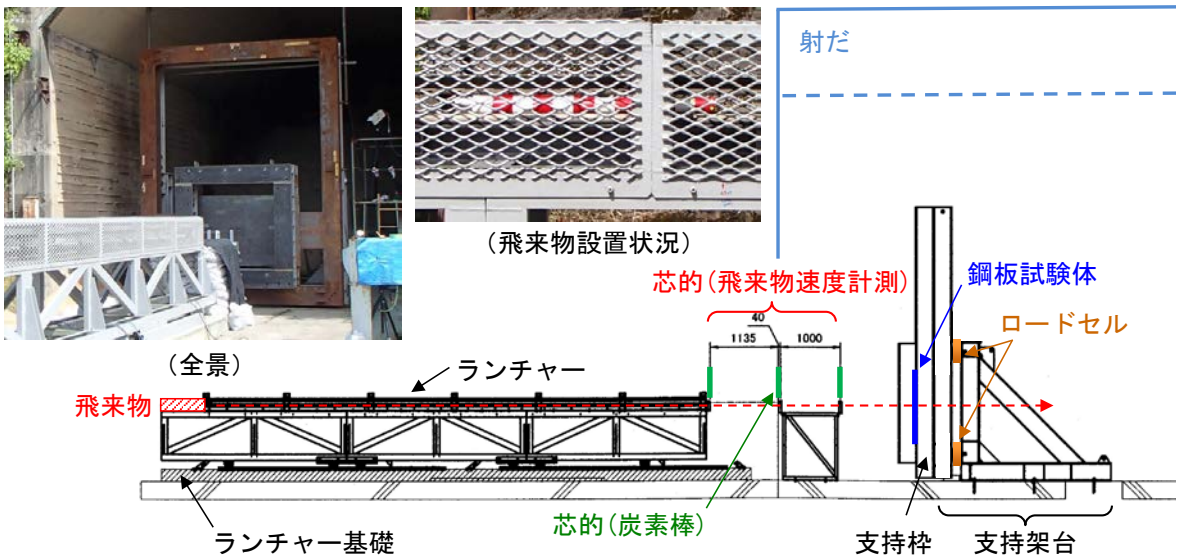
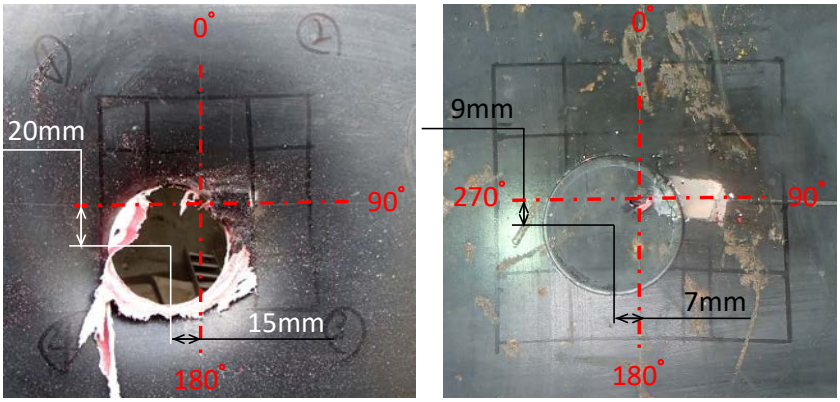


図 2 鋼製パイプを用いた高速飛来物衝撃試験装置



（鋼板厚さ 4.5mm）　　（鋼板厚さ 6.0mm）

図 3 鋼板試験体の損傷状況（衝突速度：49m/s）

4. 数値解析による耐貫通性能評価

(1) 解析モデル

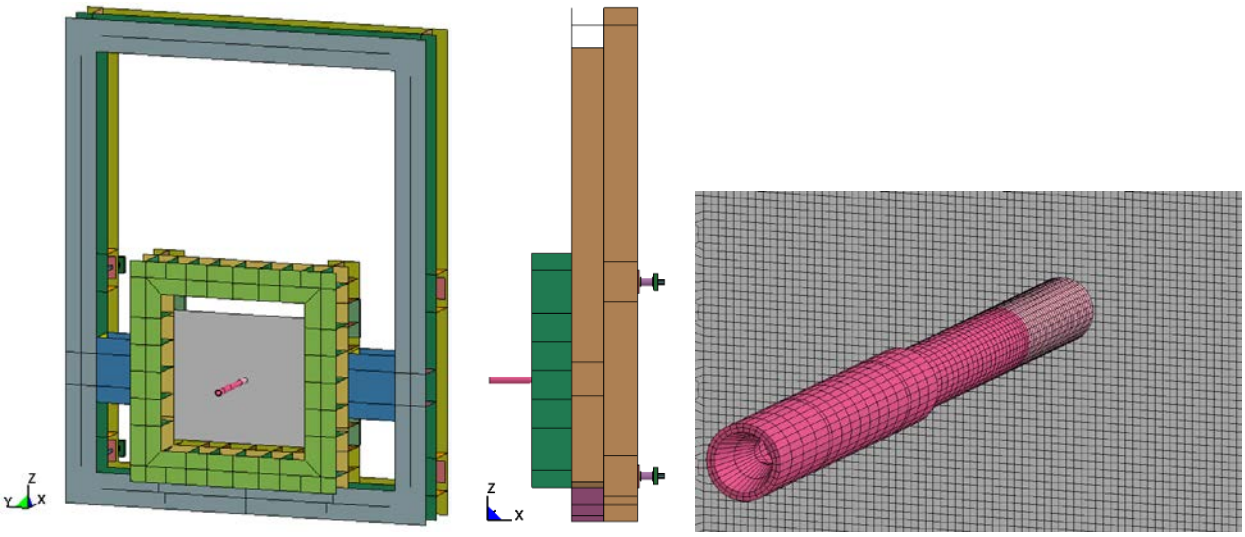
解析には、汎用衝撃応答解析コード LS-DYNA Ver.971[12]を用いた。図 4 に、衝突試験の解析モデルを示す。要素モデルは、飛来物の燃焼部やロードセル、PC 鋼棒を三次元固体要素でモデル化し、その他の飛来物先端のパイプ、試験体、支持枠、押さえ枠等に Belytschko-Tsay シェル要素[13]を適用した。また、衝突を受ける試験体の要素寸法は板厚と同程度とした。

(2) 材料モデル

応力－ひずみ関係は等方弾塑性型のトリリニア型とし、von-Mises の降伏条件とした。ひずみ速度依存性は、衝撃荷重を直接的に受ける試験体と飛来物パイプ部に考慮し、ひずみ速度毎の応力－ひずみ関係を定義した。鋼材の降伏応力と引張強度のひずみ速度依存性については、(社) 日本溶接協会 “動的繰り返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法 (WES2808) [14]”で示されている動的強度の推定式を用いた。

(3) 接触・境界・初期条件

飛来物－試験体間、ロードセル球座等の接触面に接触剥離を伴う滑りを考慮した接触条件を定義した。飛来物－試験体間には摩擦力を考慮し、摩擦係数は文献値[15]を参考に 0.52 とした。また、ロードセル底面の全節点に完全固定の境界条件を設定し、解析モデルを支持した。飛来物モデルの全節点に、試験時に測定された実測衝突速度を初速度として付与した。また、試験体を固縛している PC 鋼棒に先行緊張荷重を導入した。



（鳥瞰図）　　（側面図）　　（衝突部詳細図）

図 4　解析モデル

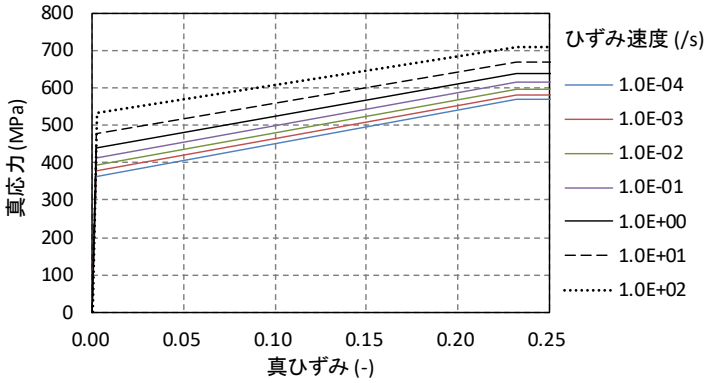
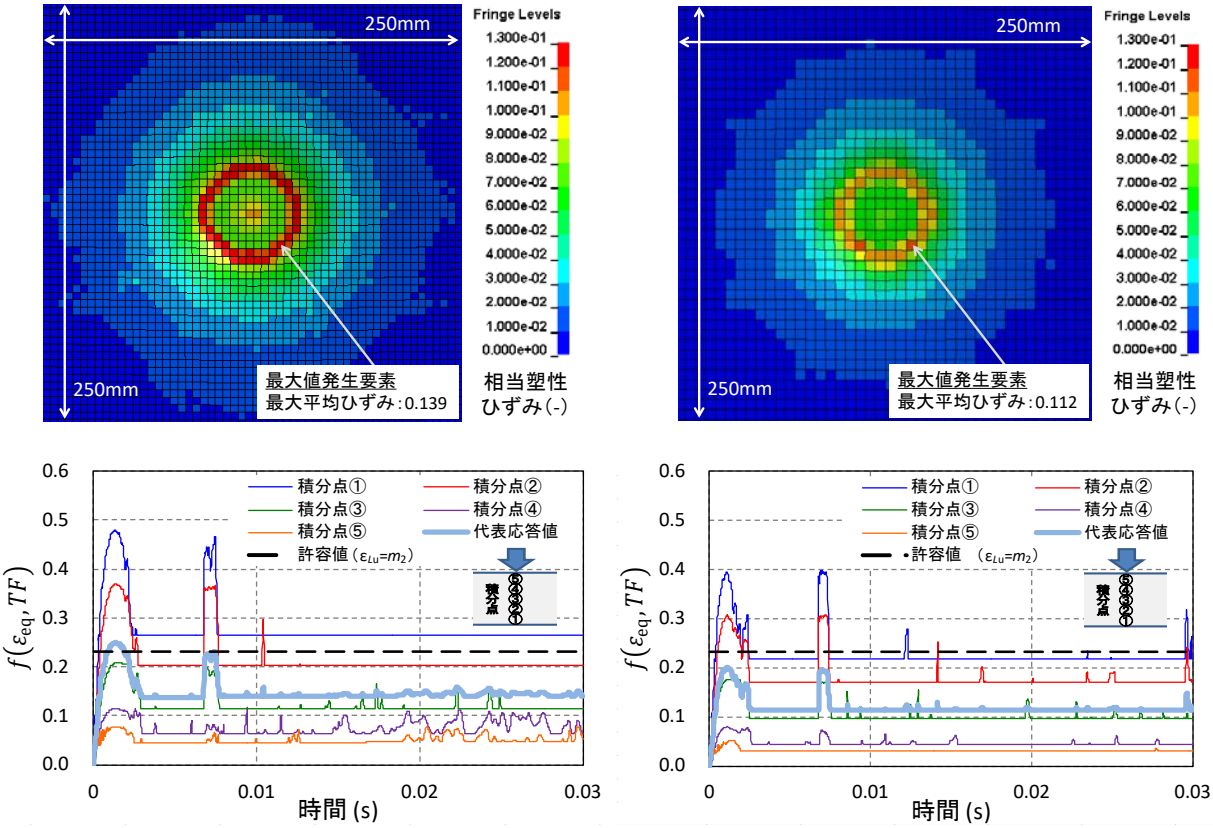


図 5　ひずみ速度を考慮した応力ーひずみ関係

(4) 貫通評価

貫通条件は、衝突により生じる局所の相当塑性ひずみ ε_{eq}が限界 3 軸ひずみε_Lを上回った場合に貫通が生じた場合とした。すなわち、要素内の各積分点の応答値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)$の平均値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)_{average}$を要素の代表応答値とし、真破断伸び ε_{Lu}と比較することで破断の有無を評価した。

図 6 に，鋼板厚さ 4.5mm と 6.0mm に対する解析で得られた飛来物衝突部近傍の試験体の平均相当塑性ひずみ分布を示す。相当塑性ひずみは，飛来物との接触近傍に集中している。さらに、解析で得られた最大相当塑性ひずみ発生要素における各積分点の応答値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)$の時刻歴と許容値（$\varepsilon_{Lu}=m_2$）を比較して示す。なお、TFは圧縮荷重作用時に 1 未満となるが、その場合は保守的 TF=1 とした。鋼板厚さ 4.5mm の解析では、要素の代表応答値が許容値を上回り、貫通が生じると判定できる。一方、鋼板厚さ 6.0mm の解析では、要素の代表応答値は許容値を下回っており、貫通が生じないと判定できる。これらの判定結果は、試験結果と符合することがわかる。



（鋼板厚さ 4.5mm）　　（鋼板厚さ 6.0mm）

図 6　相当塑性ひずみ分布図と破断評価に用いた代表応答値の時刻歴

5. 結　言

竜巻飛来物の衝突を受ける鋼板構造物の貫通評価を実施する際、有限要素解析モデルを用いた弾塑性解析による評価方法が有用であり、局所的な破断基準についてはJSMEのSAガイドラインが参考になる。しかしながら、面外からの高速度衝突を受ける鋼板への評価事例はほとんどなく、これまで破断基準の適用性に関する知見が十分でない。

本報では、竜巻影響評価ガイドに例示されている竜巻飛来物の一つである鋼製パイプの衝突径、衝突速度を模擬した飛来物を用いた鋼板試験体に高速で衝突させる鋼板貫通試験に対し、高速度衝突を受ける鋼板を対象とした破断評価にSAガイドラインの局所ひずみ基準を適用し、その有用性を検討した。その結果、JSMEのSAガイドラインで提案されている局所的な破損のひずみ制限値である限界3軸ひずみε_Lを許容値（真破断伸びε_{Lu}）として、要素の代表応答値（要素内積分点の多軸応力場での延性低下の影響を考慮した応答値の平均）と比較する耐貫通性能評価手法を提案し、鋼板貫通試験によりその評価手法が実務的に有用であることを確認した。

近年、衝撃解析における数値解析技術の進歩はめざましいものがあり、鉄筋コンクリート構造物やネット構造物への耐貫通性能評価手法への適用が期待されている[14)]。

参考文献

1) 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の解釈，平成25年6月19日，原規技発第1306193号.
2) 原子力規制委員会：原子力発電所の竜巻影響評価ガイド，制定2013，改訂2014，原規技発第1409172号.
3) 関西電力株式会社：高浜発電所だより第108号，2014.10.
4) 坂本裕子，白井孝治，宇田川敏子，近藤俊介，“竜巻飛来物と鋼板の衝突挙動に対するひずみ制限による破壊基準の適用性”，土木学会構造工学論文集 Vol.62A, 2016.
5) 南波宏介，白井孝治，坂本裕子，“竜巻飛来物衝突を受ける鋼板の耐貫通性能に関する数値解析的評価”，土木学会構造工学論文集 Vol.63A, 2017.
6) 日本機械学会 発電用設備規格委員会，竜巻飛来物の衝撃荷重による構造物の構造健全性評価手法ガイドライン（案）（ドラフト版公衆審査中）
7) 土木学会，“構造工学シリーズ6，“構造物の衝撃挙動と設計法”，1993.
8) 土田恭平，小笠原義浩，別府万寿博，和内博樹，松浦淳，間瀬辰也，萩原実，“鋼製飛来物に対する鋼板の貫通評価に関する研究（その１）衝突実験によるBRL式の検証”，日本建築学会大会学術講演会梗概集，2015.
9) 北田 明夫他，“竜巻飛来物を模擬した落下衝突試験による鋼板貫通評価手法の検証，日本機械学会論文集”，Vol.83, No.851, 2017年6月.
10) Nuclear Energy Institute (NEI), “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design”, NEI 07-13 (Rev.8P), 2011年4月.
11) 日本機械学会，“発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWR鋼製格納容器編）”，JSME S NX4-2015, 2015.
12) 株式会社JSOL，“LS-DYNA 使用の手引き（Second Edition）”，2016.
13) T.BELYTSCHKO et al, “EXPLICIT ALGORITHMS FOR THE NONLINEAR DYNAMICS OF SHELLS”, Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering Vol.42, 1984.
14) 日本原子力技術協会，“BWR配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）”，2010
15) 日本機械学会，“機械工学便覧”，2014.

2019年春の年会

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線
Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(3) 放射性物質の大気拡散予測

(3) Predicting atmospheric dispersion of radionuclides

*永井 晴康[1]，寺田 宏明[1]，谷森 達[2]
[1]原子力機構，[2]京都大学

1. はじめに

原子力事故等の緊急時対策には、放射性物質の大気放出による早期の直接的な被ばく防護と、大気から土壌や海洋への移行に伴う、中・長期的なモニタリングや食物摂取制限・立ち入り制限がある。これらの対策に有用な情報を提供する計算システムとして、緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI が旧日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構、以下原子力機構）により開発され、文部科学省により運用されていた。SPEEDI のような大気拡散予測システムの役割は、(I)事故時の放射性物質の放出に対して、大気拡散状況の予測情報を提供することで放射線防護対策に活用すること、及び(II)事後における詳細な解析により大気拡散と地表汚染状況を明らかにすることで、被ばく評価や長期的な対策立案に資することである。しかし、2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故において、(I)の役割については、放射性物質の放出量情報が得られなかったこと、事故当時に周辺のモニタリングデータが十分得られていなかったことなどにより、SPEEDI の予測結果は定量性及び信頼性に問題があるとして利用されず、SPEEDI はその役割を果たせなかった。そして、このような不確実性を有する予測結果の活用方法についての様々な議論があったが、原子力規制委員会の方針として、放射線防護対策には SPEEDI の計算結果を利用しないこととなった。一方、(II)の役割に関して、環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることを目的として、原子力機構では、環境モニタリングデータと世界版緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI-II を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた。この放出量推定及び拡散解析結果は、国内外の多くの機関による 1F 事故の環境影響評価や被ばく線量推計に活用されている。また、事故後に追加された大気拡散予測システムの新たな役割として、(III)地域防災計画・避難計画に係る具体化・充実化に当たって大気拡散計算を活用することが、中央防災会議の防災基本計画に記載された。このような状況に対して、原子力機構では、1F 事故における教訓や詳細解析による対応経験から、上記(II)及び(III)の役割に対して、大気拡散シミュレーションを最大限に活用するとともに、将来的には(I)の役割も担えるように、予測性能と信頼性を高めるための研究開発を進めている。

2. 大気拡散予測システム

大気拡散予測システム WSPEEDI-II は、領域気象モデルによる気象場計算とこれに引き続く大気拡散モデルによる放射性物質の移流、拡散、沈着及び被ばく線量計算により構成される（図 1）。

2-1. 領域気象モデル

領域気象モデルには、米国大気研究センター（NCAR）等で開発された非静力学気象モデル MM5 及びその後継モデル WRF を用いている。領域気象モデルは、運動量 3 成分及び熱エネルギーに加えて、水蒸気量、雲水量（液体、固体）についての保存式を解くことにより、対応する風速 3 成分、温位等の気象要素を計算する。また、降水、放射、地表面過程、大気境界層（乱流）などの個別過程それぞれについて、物理過程を考慮することにより、大気拡散計算の精度に大きな影響を及ぼす気象場の再現性を向上させることができる。例えば、3 次元風速場に加えて、鉛直拡散係数、降水量、雲量等が予測可能なため、大気拡散計算において鉛直拡散係数や降雨、雲量の時間・空間変動を考慮して、鉛直混合や湿性沈着を詳細に予測できる。

2-2. 大気拡散モデル

大気拡散モデルは、原子力機構で開発した粒子拡散モデル GEARN を用いている。大気拡散モデルにおいて、放射性物質の大気中濃度は、移流拡散方程式を数値的に解くことにより求められる。原子力事故を対象とした放射性物質拡散計算では、通常解析格子に対して放出源が点状とみなされ、近距離での局所的な高濃度分布からの放射線影響を厳密に評価する必要性から、ラグランジュ型粒子拡散モデルを採用している。つまり、大気中に放出された放射性物質を多数の仮想粒子で模擬し、粒子の移動を追うことにより、放射性物質の大気中での濃度、地表面沈着量及び被ばく線量を求める。大気中での濃度は、3 次元の気象場に基づいて、タイムステップ毎に平均流による移流と、サブグリッドスケールの気流や乱流による拡散による粒子の移動を計算する。仮想粒子には、設定した放出率に基づき核種ごとの放射能量が与えられ、放出後の時間経過に伴い核種ごとの半減期で減衰する。地表面への沈着については、乱流による乾性沈着と降雨による湿性沈着が考慮されている。乾性沈着による粒子の持つ放射能量の減少は、沈着速度と関係づけた沈着率を用いて計算される。降雨沈着については、領域気象モデルから提供される 3 次元の降雨、雲量分布を考慮した洗浄係数を基に、粒子の持つ放射能量の減少が計算される。大気中濃度及び沈着量は、仮想粒子の持つ放射能及び沈着放射能量の各計算セルへの寄与を出力時間幅内で積分することで計算される。

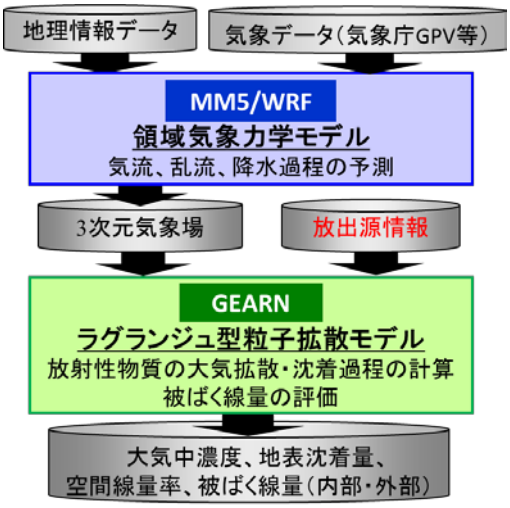


図 1　WSPEEDI-II の構成

3. 研究開発の現状

3-1. 大気拡散データベースシステム

WSPEEDI-II で用いる高度な気象及び拡散予測モデルは、従来の SPEEDI のモデルよりも計算時間を要するため、計算条件を設定してから予測結果を得るまでに時間を要し（3 日先までの計算に数時間）、様々な条件の計算結果を比較検討するような利用は困難だった。そこで、様々な条件に対する詳細な大気拡散計算結果を即座に作成できるように、新たな拡散計算手法を開発した（2018 年秋の大会 2K11）。この計算手法では、原子力施設など放出点が定まっている場合に、放出条件のうち放出点以外の不確定情報である放射性核種、放出率、及び放出期間を特定することなく、単位放出条件（放出率、放出期間）の拡散計算を全計算期間に対して実施して計算結果を作成しておき、放出条件を設定するとその条件に基づく予測結果を単位放出条件の計算結果の線形結合により即座に得ることができる。この手法に基づき、以下の手順で計算を行う大気拡散データベースシステムを開発した。

１）放出期間を一定の間隔で分割したそれぞれの期間について、単位放出条件（1Bq/h）による大気拡散を計算し、全ての放出期間ケースの結果（単位放出拡散データ）をデータベースとして保存する。

２）毎日の気象解析・予報データの更新に合わせて、上記大気拡散計算を定常的に実行し、単位放出拡散データを連続的に蓄積することにより、過去から数日先までの連続的なデータベースを整備する。

３）実際の放出条件が与えられた際には、分割期間ごとの放出条件を、単位放出拡散データに適用する。これによって得られる大気拡散計算結果を、全放出期間について合算することにより、任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を作成する。

この計算システムで作成されるデータベースは、過去から数日先まで任意の解析期間を切り出し、任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を即座に得ることを可能にした。試験計算の結果、WSPEEDI-II を用いた通常の拡散計算の 120 分の 1 程度の時間で計算結果を得ることができる（図 2）。これにより、データベースの将来予測期間は、緊急時において想定されるさまざまな放出条件に対する予測結果を即座に提供することで対策立案に利用可能である。また、長期間蓄積された過去の期間のデータは、原子力事故時に想定すべき大気拡散事象の把握、モニタリング計画の最適化など、地域防災計画・避難計画に係る事前計画の立案への活用が期待される。

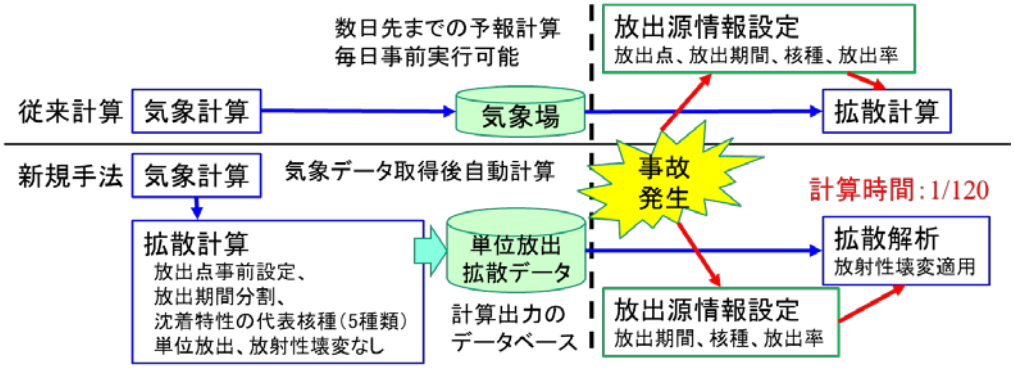


図 2　新規拡散計算手法と従来手法の比較

3-2. 放出源推定システム

原子力機構では、WSPEEDI-II による大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータの融合解析により、1F 事故による放射性物質の大気放出量推定を行ってきた。この経験に基づき、原子力事故時に放射性物質の放出源情報を推定するシステム（図 3）の開発を行っている。このシステムは、上記大気拡散データベースシステムを発展させ、任意に設定した放出条件により得られる計算結果と環境モニタリングデータを比較し、測定データを最も再現する放出条件を探索することにより放出源情報を推定する。さらに、気象場についてアンサンブル計算により多数の候補を作成し、それぞれについて大気拡散データベースを生成することで、モニタリングデータを再現する気象場の最適解を求めることもでき、気象計算の不確実性の低減も期待できる。また、1F 事故を対象とする試験において、解析に利用するモニタリングデータを変えて得られる最適解を比較することで、各モニタリングデータの放出源推定への有効性を評価する計画である。これにより、実際にデータ取得可能な時期などを考慮して、優先的に実施すべきものや測定点の最適配置など、モニタリング計画策定に役立つ情報を提供できる。

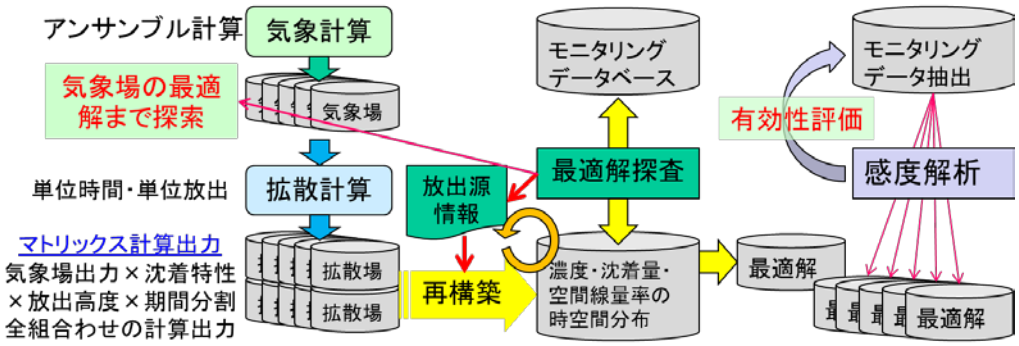


図 3　放出源推定システムの概念図

2-3. 放射線計測と融合したプルーム可視化システム

大気拡散シミュレーションの信頼性を向上するための新たな研究開発として、放射性物質の大気拡散シミュレーションと放射線計測を融合して大気中放射性核種の 3 次元濃度分布を導出するシステム（プルーム可視化システム）の開発を進めている。ここで用いる放射線計測技術は、京都大学が新規開発した電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）である。ETCC は、γ線のコンプトン散乱における 3 次元電子飛跡を検出することでγ線到来方向を決定し、γ線の幾何光学に基づく完全可視化を世界で初めて実現した（Tanimori et al., 2017）。γ線完全可視化により、近傍の強線量に影響されず遠方の弱線量分布を測定でき、反射・散乱γ線のスペクトル分布と強度の正確な測定が可能となる。ETCC により得られるγ線の定量的画像（入射角度分布）から放射性核種ごとにその量と空間分布を特定できることから、大気中に放出された放射性物質からのγ線に対する ETCC 測定結果から 3 次元濃度分布を推定する手法を開発する。この手法では、複数箇所で測定されたガンマ線画像の組み合わせから大気中の放射性物質の核種ごとの濃度分布を一定の時間間隔で再構成するとともに、時間間隔ごとの濃度増加量から放出量も推定することを目指している（図 4）。これにより、原子力施設周辺の複数地点に ETCC を設置し連続測定を行うことで、放射性物質が放出された場合に放出量と施設周辺の濃度分布のデータを得ることができる。また、得られた放射性物質の放出量と濃度分布データを WSPEEDI-II 計算に取り入れることで、より現実に近い大気拡散状況の予測が可能となる。

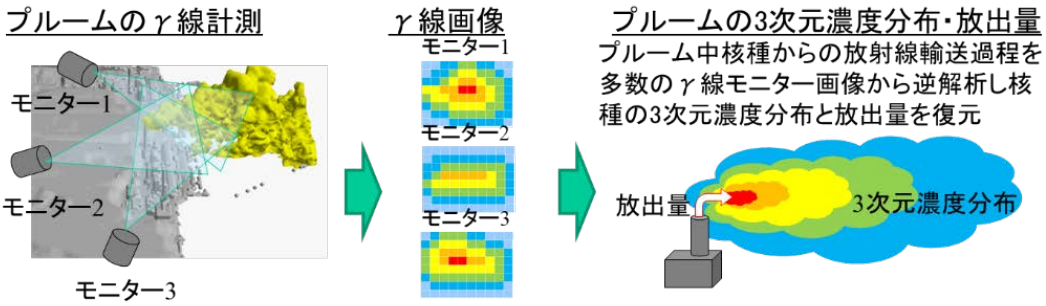


図 4　γ線画像から大気中 3 次元核種分布及び放出量を逆解析する手法の概念図

参考文献：

T. Tanimori, et al., 2017, Establishment of Imaging Spectroscopy of Nuclear Gamma-Rays based on Geometrical Optics, Scientific Reports 7, 41511.

*Haruyasu Nagai[1], Hiroaki Teradai[1], and Toru Tanimori[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Atomic Power Division

[2L_PL] Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[2L_PL01] Great Efforts to Pass Safety Review (Permission for Change in Reactor Installation and Approval of Plan for Construction Works) in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for Tokai-II Power Plant

*Tadashi Oumi[1] （1. JAPC）

[2L_PL02] Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

*Nobuo Ito[1] （1. JAPC）

[2L_PL03] Great Efforts to Pass Safety Review in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for BWR Plants by the Supplyer

*Takahiro Konno[1] （1. Hitachi-GE）

2019年春の年会

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

（1）東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）に係る審査対応について

(1) Great Efforts to Pass Safety Review (Permission for Change in Reactor Installation and Approval of Plan for Construction Works) in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for Tokai-II Power Plant

*近江　正[1]

[1]日本原子力発電株式会社

原子力発電部会企画セッションの目的

東海第二発電所は、沸騰水型炉として初めて 40 年超の運転期間延長認可を受けたプラントである。また、東北地方太平洋沖地震時に外部電源が喪失し、更には東日本の太平洋側に面しているため、津波の影響も受けたプラントでもある。

この東海第二発電所が、運転開始から 40 年である平成 30 年 11 月までに運転期間延長認可を受けるためには、新規制基準に基づく原子炉設置変更許可、及び工事計画の認可を取得する必要があった。

本セッションは、３つの講演から成り、まずは、沸騰水型炉として最初に運転期間延長認可を受けるまでに必要となる原子炉設置変更許可、及び工事計画認可の取得に係る審査対応の概略を紹介する。次に、運転期間延長認可のための評価内容について紹介し、最後に、メーカとして設備設計から評価に至る対応内容について、具体的に紹介する。

1. 原子炉設置変更許可の概要

1-1. 審査の経緯

東海第二発電所は、平成 26 年 5 月 20 日に新規制基準の適合性に係る原子炉設置変更許可申請を原子力規制庁に提出した。平成 30 年 9 月 26 日に原子炉設置変更許可を得るまでの約 4 年 4 カ月間に、審査会合は 97 回、現地調査は 2 回、申請書の補正は 6 回を数えた。

1-2. 審査中に変更した内容

審査中に得られた最新データの反映、審査会合で原子力規制庁から出された疑問点への対応等により、原子炉設置変更申請内容を以下の通り変更した。

基準地震動見直し（最大値）	：901 ガル	⇒ 1,009 ガル
防潮堤の設計変更	：セメント固化盛土	⇒ 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁
非難燃ケーブル	：防火塗料を塗布	⇒ 難燃ケーブルへの取替、防火シートの設置
その他	：代替循環冷却系、緊急用海水系など新設	

1-3. 基準地震動の見直し

耐震設計に用いる地震動（基準地震動：Ss）については、強い地震が発生する領域をより発電所に近づけ、かつその強さを大きく設定するなど不確かさの重ね合わせを追加したこと等により、最大値は 901 ガルから 1,009 ガルとなった。

1-4. 防潮堤の設計変更

基準津波による防潮堤前面の最高水位が標高 17.1m になることを踏まえ、前面が標高 20m、側面が標高 18m

の防潮堤を設計した。当初申請では、総延長の約 8 割を「セメント固化盛土」とする計画であったが、より一層強固で十分な支持性能を有する「鋼管杭鉄筋コンクリート防潮堤」に変更し、鋼管杭は岩盤まで到達させて支持する構造とすることによって、地盤の強制的な液状化を仮定した場合であっても安全性を確保できるよう変更した。

1-5. ケーブルの内部火災への対応方法変更

安全機能を有する機器に使用されているケーブルのうち、非難燃ケーブルを使用している部分について、「防火塗料による対応」から、先行例を参考に「難燃ケーブルへの取替えと防火シートの設置」に変更することとした。

1-6. 格納容器破損防止への対応

万一、既存の残留熱除去系設備による原子炉格納容器の冷却が出来ない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系 2 系統を追加する。これにより、原子炉格納容器圧力逃がし装置の起動を回避、または遅らせることが可能になる。

1-7. 緊急用海水系の設置

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、緊急用海水ポンプで熱交換器に海水を送水することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する。

2. 工事計画認可の概要

2-1. 審査の経緯

原子炉施設の詳細な設計内容及び工事の方法に関して記載した工事計画を、平成 26 年 5 月 20 日に申請し、平成 30 年 10 月 18 日に認可を得るまでに、審査会合は 15 回、現地調査は 1 回、申請書の補正は 5 回を数えた。第 5 回の補正では本文一式約 45,000 頁、補足説明資料一式約 20,000 頁であった。

審査では、工事計画（申請書本文）の各設備の仕様に関する事項（要目表）及び各設備の基本設計方針が、原子炉設置変更許可申請書に記載された設備の仕様（種類、個数、容量など）及び設計方針と整合していることを説明した。

同時に、工事計画（申請書本文）の各設備が、技術基準規則の各条文に適合するものであることが議論された。東海第二発電所や沸騰水型原子炉の特徴から、審査会合において鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性など計 22 項目が論点として議論になったが、最終的に基準適合性が確認された。

また、申請した品質保証計画における品質保証の実施に係る組織、保安活動の計画、保安活動の実施、保安活動の評価及び保安活動の改善に係る事項について、品質管理基準規則の要求事項に適合していること、並びに工事計画に係る設計が、品質保証計画に基づき実施されたこと及び工事、検査が同品質保証計画により計画されていることについても確認された。

2-2. 原子力規制委員会委員・規制庁職員による現地での確認

審査の一環として、各種設備の実証試験（鋼製防護壁止水機構の加振試験等）について、原子力規制委員会委員・規制庁職員により現地での確認が行われた。

---

*Tadashi OUMI[1]

[1]The Japan Atomic Power Company

2019年春の年会

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

（2）東海第二発電所の運転期間延長認可に係る評価について

(2) Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

*伊藤　伸郎[1]
[1]日本原子力発電株式会社

1. はじめに

原子力発電所では、機器・構造物の運転に伴う経年劣化事象に対して、点検や取替等の保全により安全性・信頼性を維持している。また、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえ、日常的な点検では検知が困難な経年劣化事象については、劣化試験や定量的な評価を行うことで、安全性・信頼性を確認している。これらを高経年化技術評価として取りまとめ、60 年の運転期間を想定した機器・構造物の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく追加保全策を抽出し、長期保守管理方針として策定してきた。

一方、福島第一原子力発電所事故を受けて原子炉等規制法が改正され、原子力発電所の運転期間は 40 年を原則とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1 回に限り最大 20 年まで延長できるとする運転期間延長認可制度が導入された。

制度導入後、加圧水型軽水炉（PWR）については 3 基のプラントの運転期間の延長が認可されており、沸騰水型軽水炉（BWR）である東海第二発電所についても、2018 年 11 月に運転期間の延長の認可を受けた。

運転期間の延長の可否を判断するために、原子炉等の『特別点検』を実施し、この結果や監視試験結果等を踏まえた高経年化技術評価を『劣化状況評価』として取りまとめ、抽出した追加保全策を『保守管理に関する方針』としてまとめることで、適切な保全を行うことで 60 年の運転に際して十分な安全性を有することを確認している。

ここでは、東海第二発電所の運転期間延長に係る評価について紹介する。

2. 運転期間延長に関する評価

2-1. 特別点検

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器と、原子炉建屋に代表されるコンクリート構造物については、重要性や取替の困難性より、十分な安全裕度を考慮した設計となっている。これまでの高経年化技術評価においても、これらの機器・構造物については、長期運転を考慮しても十分な安全性を有するものと評価してきた。これら設計や評価の裏付けと、現時点での安全性を確認するために『特別点検』を行っており、異常のないことを確認している。

具体的に、原子炉圧力容器については、燃料による中性子照射の影響が大きい炉心領域について母材を含む全面の超音波探傷試験を実施するとともに、プラントの起動・停止時の過渡の影響の大きい給水ノズルコーナー部について渦電流探傷試験を実施した。さらに、圧力容器底部の溶接部等の目視試験や渦電流探傷試験、基礎ボルトの超音波探傷試験を実施している。

原子炉格納容器については、内外面の塗装の状態を目視により確認した。高所には足場を設置し、サプレッション・プール内（水中）には潜水士が潜ることで、物理的に可能な範囲の目視試験を実施している。

コンクリート構造物については、原子炉建屋等よりコアサンプルを採取し、強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の観点で試験を行っている。

2-2. 劣化状況評価

機器・構造物は経年使用により劣化が徐々に進行するが、それぞれの経年劣化事象に対して必要な点検や取替等の保全を継続的に行うことで、機能を回復し故障等に至ることがないよう管理している。また、原子炉圧力容器のように取替が不可能な機器については、解析やこれまでの知見を基に長期運転を考慮した健全性を評価することができる。各原子力発電所では、これまでも高経年化技術評価として、保全を前提とした機器の健全性を評価し、必要に応じ追加保全策を抽出してきた。

これまでの高経年化技術評価に特別点検の結果や今回の評価のために実施した監視試験結果を加え、さらに詳細に評価したのが、劣化状況評価である。

劣化状況評価では、原子力規制委員会が定める高経年化技術評価ガイドで着目すべきとされている６つの事象（低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、２相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下）に腐食等その他の経年劣化事象を加え、各経年劣化事象に対する長期健全性とそれを達成するために必要な保全の妥当性を評価した。さらに、これらの経年劣化事象を踏まえた耐震・耐津波安全性評価を実施し長期健全性を評価した。

劣化状況評価では、BWR でこれまで影響が軽微と評価していた２相ステンレス鋼の熱時効や原子炉圧力容器の中性子照射脆化に伴う加圧熱衝撃事象等についても詳細に評価している。

東海第二発電所は、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震の影響を受けたプラントであることから、震災影響評価を合わせて実施しており、これらの劣化状況評価結果を踏まえて、いくつかの追加保全策を抽出した。

2-3. 保守管理に関する方針

劣化状況評価で抽出した追加保全策は、それぞれ有効に機能するよう、実施時期を定める必要がある。追加保全策に実施時期を組み合わせたものを保守管理に関する方針として策定し、原子炉施設保安規定に明記することで、確実に実施していくこととなる。

3. まとめ

東海第二発電所の評価で、PWR と共通的な低サイクル疲労、原子炉圧力容器の中性子照射脆化、電気・計装品の絶縁低下やコンクリートコンクリートの強度低下に加え、BWR 特有の箇所の考慮が必要な照射誘起型応力腐食割れ、その他さまざまな経年劣化事象についてもプラントの長期運転に際して問題とならないことを確認した。また、これまで影響は軽微と評価していた２相ステンレス鋼の熱時効や原子炉圧力容器の加圧熱衝撃等についても、詳細に評価することで改めて問題とならないことを確認した。

この結果、先に確認されている PWR に加え、BWR においても適切な保全を継続することで長期運転が可能であることを確認した。

---

*Nobuo Ito[1]

[1]Japan Atomic Power Company

2019年春の大会

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

（3）ＢＷＲメーカーによる許認可対応への取組について

(3) Great Efforts to Pass Safety Review in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for BWR Plant by the Supplier

*今野　隆博[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

1. はじめに

東海第二発電所は、1978 年 11 月に運転開始した 1100MW 級沸騰水型原子力発電所であり、運転開始から 40 年が経過する前に運転期間延長認可を取得する必要があった。運転期間延長認可の条件は、設置変更許可及び工事計画認可の取得であるため、東海第二発電所では運転期間延長を含めた 3 つの許認可対応が同時に行われた。特に工事計画認可と運転期間延長は、BWR プラントとしては新規制基準施行後初の審査であり、多くの論点について、規制当局との技術的議論が実施された。審査を受けるのは日本原子力発電株式会社殿であるが、弊社も原子力プラントメーカとしての技術的検討を通じ、今回の許認可対応に協力させて頂くことが出来た。本稿では、弊社で行なった技術的検討の一部について紹介する。

2. BWR メーカーとして取り組んだ主な技術的課題

2-1. ブローアウトパネル閉止装置

ブローアウトパネルは、主蒸気管破断事故（MSLBA）時の原子炉区域圧力開放を目的に、建設時から取り付けられている設備であるが、東日本大震災後の規制変更に伴い、MSLBA 以降の原子炉建屋負圧維持（放射性物質拡散防止）、及び中央操作室居住性確保の観点から、ブローアウトパネルに閉止装置を設けることにした。装置概要を図 2-1-1 に示す。本装置は、

- 事故後に手動または自動で閉止すること
- 閉止後、外部からの放水取り込みを可能にするため、開放可能であること
- 気密要求を満足すること
- Ss 地震に耐えること

等の要求があるため、兵庫県の E-ディフェンスで実機大試験体を加振し、加振後の動作確認及び機密性能確認を行った。試験体外観を写真 2-1-1 に示す。

試験により、当該機構が要求を満足する製品であることが確認出来た。

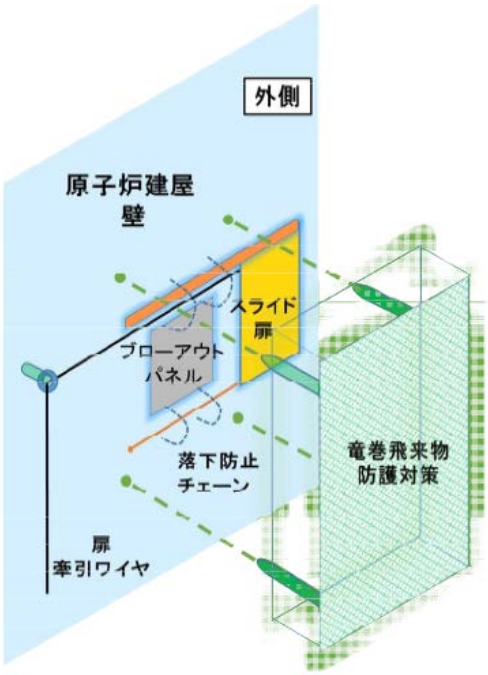


図 2-1-1　ブローアウトパネル閉止装置概要

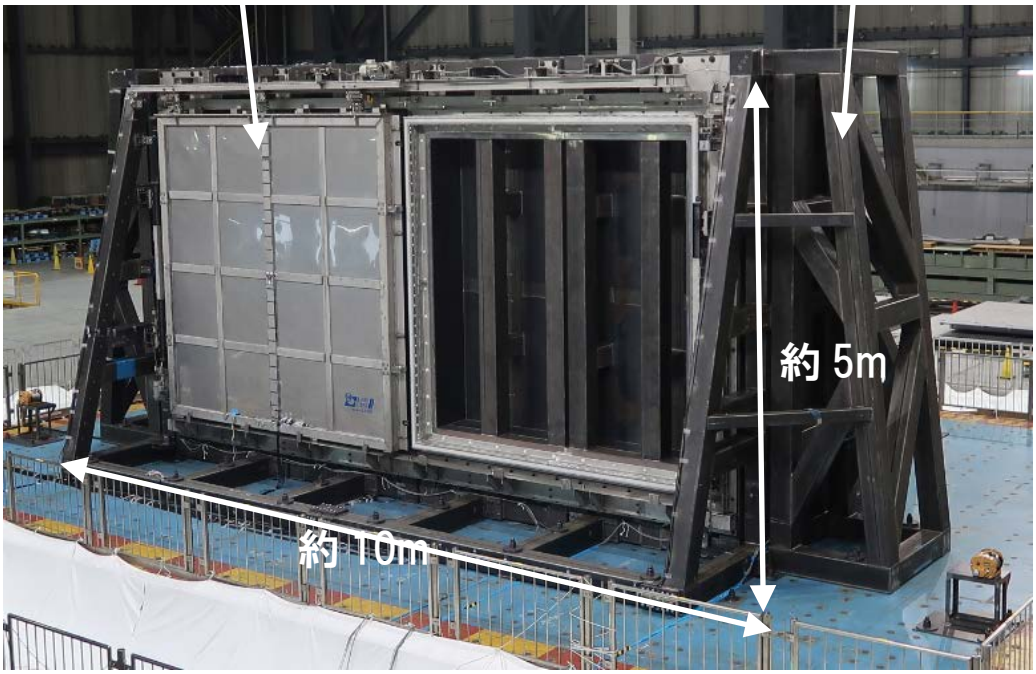


写真 2-1-1　ブローアウトパネル閉止装置の加振試験体

2-2. ECCS ストレーナ

ECCS ストレーナに関し、「異物付着による圧損上昇の評価につき、追加試験を実施すること」との原子力規制庁コメントを受け、特急対応での試験を実施した。

ストレーナの性能評価は、通常下記要領で実施するが、それぞれのステップに保守性を持たせることで、より説明性の高い手順で試験を行った。

(1) 保温材の破損量評価
(2) 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価
(3) 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価
(4) 異物付着による圧損上昇の評価
(5) NPSH（有効吸込みヘッド）の評価

試験は米国 CDI 社の試験装置を用いた。図 2-2-1 に試験装置概要、写真 2-2-1 にストレーナ写真を示す。試験の結果、圧損上昇を考慮した ECCS ポンプの NPSH が、当該ポンプの必要 NPSH 以上であることが確認出来た。

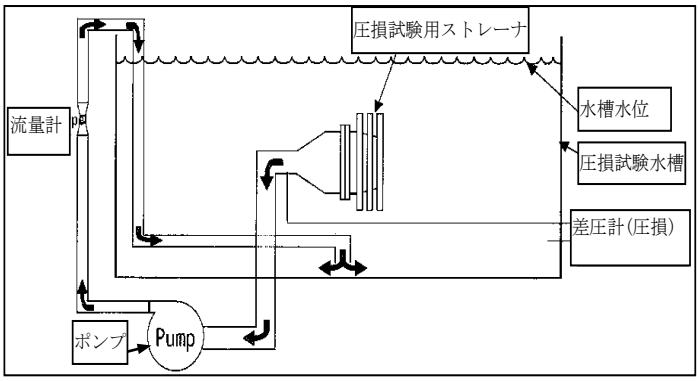


図 2-2-1 試験装置概要

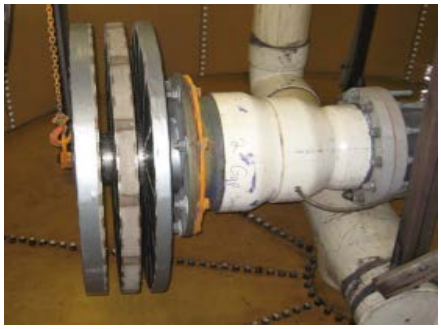


写真 2-2-1 ストレーナ

2-3.MCCI/FCI 対策

溶融炉心コンクリート相互作用（MCCI）、及び溶融燃料落下による燃料冷却材相互作用（FCI）を防止する観点から、ペデスタル内の水位を 1m に維持した上で、コリウムシールドを据え付ける方針としている。

MCCI/FCI 対策に関し、「コリウムシールドの施工は，国内プラントでは初めてとなることから，構造・手順・環境の面で施工に係わる実現性を確認する必要があるため、コリウムシールドの施工性について示すこと。」との原子力規制庁コメントを受けた。通常であれば、詳細施工計画を踏まえて手順を策定するものであるが、特急で施工ステップ毎の施工内容や管理項目を検討し、下記 6 ステップについてイメージ図を用いて説明することで、コメント対応を完遂した。

ステップ 1：既設サンプ除染、撤去
ステップ 2：スリット設置、モルタル打設
ステップ 3：アンカーボルト、下地材設置
ステップ 4：コリウムシールド設置
ステップ 5：床・機器ドレンサンプ設置
ステップ 6：完成

2-4. 燃料落下評価

使用済み燃料プール（SFP）ライニングに関し、「燃料交換機（FHM）から燃料集合体が落下した場合でも SFP ライニングの健全性を担保すること。」との原子力規制庁コメントを受けた。文献での説明を試行したが、文献の評価式で使用している抗力係数を測定するよう指導を頂き、特急で試験を実施した。模擬燃料集合体を試験水槽内で水平に移動させ、抗力係数を実測する試験を行い、文献で用いている抗力係数の保守性を確認することができた。図 2-4-1 に試験概要を示す。

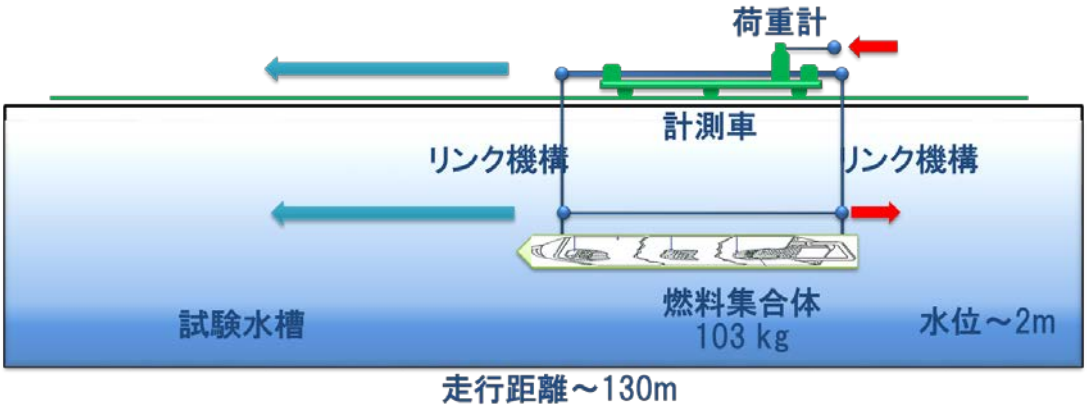


図 2-4-1　燃料集合体抗力係数測定試験概要

2-5. スタンドパイプ耐震評価

スタンドパイプ耐震評価に関しては、既工認では公式等を用いた応力評価を行っていたが、機能限界を踏まえた許容限界をより現実的に示す観点で、JEAG4601 及び JSME 設計・建設規格で定められた極限解析による評価を採用した。極限解析による評価方法は規格基準に定められた方法であるが、工認での適用実績が少ないことから、以下の解析及び確認試験を実施した。

2-5-1 極限解析

FEM 解析により、荷重と変位の関係を求めた。なお、実機形状を踏まえ、下記検討を行った。

・評価位置の違いによる影響の確認
　→中央部及び最外周部の 2 種類のスタンドパイプをモデル化

・最外周部モデルの地震荷重の作用方向による影響の確認
→3 方向（中心方向、外側方向、周方向）の解析を実施

FEM 解析による応力分布例を図 2-5-1-1 に示す。許容荷重が地震荷重より大きいことが確認できた。

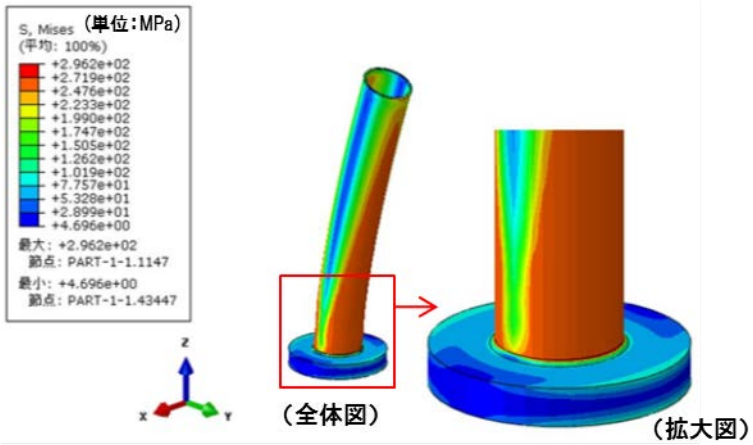


図 2-5-1-1　2 倍勾配交点でのミーゼス応力分布の例（IV_AS、中央部）

2-5-2 試験による確認

実機スタンドパイプの一部を縮尺した試験体を用いた試験を行い、極限解析を用いたスタンドパイプの耐震評価手法の保守性を確認した。図 2-5-2-2 に試験結果と極限解析結果の比較を示す。試験で健全性が確認された荷重（モーメント）は極限解析で得られた崩壊荷重の下限より大きく、極限解析による評価は十分な保守性を有していることが確認できた。

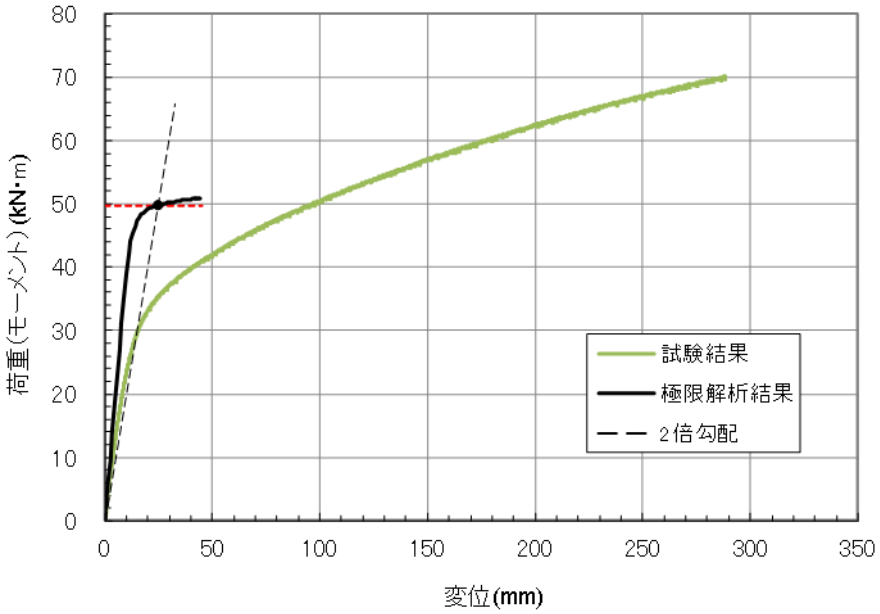


図 2-5-2-2 試験結果と極限解析結果の比較

3. まとめ

新規制基準施行後の審査は、これまで PWR が先行していたが、今回東海第二発電所が BWR として初の工事計画認可、運転期間延長認可を取得した。炉型に係らず原子力発電プラントの安全性が確認されたという観点で、極めて大きな前進と言える。今回の許認可対応では、新たに取り付ける設備の設計思想から成立性までを短期間で確立させるケースも有ったが、関係各位のご指導の下、検討を纏めることが出来た。今後も BWR プラントの新規準適合性審査の支援や工事を通じて、原子力プラントメーカとしての役割を果たして行きたい。

*Takahiro Konno[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[2M_PL] 11th Fellows Gathering

Chair:Hideaki Yokomizo(Chair of FPC)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[2M_PL01] Target Establishment and Practice in Nuclear Research and Development

*Shinzo Saito[1] （1. Former JAEA）

2019年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 11 回 フェローの集い
11th Fellows Gathering

原子力研究開発における目標設定と実践 - ２，３の例

Target Establishment and Practice in Nuclear Research and Development - A Couple of Examples

*齋藤 伸三
元原子力機構，元原子力委員会

１．はじめに

一般的に研究の目的は、明確な目標を持って進める研究開発と、当初はどのように役立つかは明瞭でなく自然、生物、宇宙等の真実、真理を探求する研究がある。原子力の研究開発は、一般に前者であり、目標をしっかりと見定め、それを達成するための研究開発の項目を過不足なく抽出し、最善のアプローチを持って進めることが肝要である。ここでは、経験した 2，3 の事例を示す。

２．高速実験炉の安全評価の確立

日本原子力研究所（原研）が、わが国で初めて高速実験炉の設計・開発に取り組んだのは、昭和 40 年（1965 年）前後である。ナトリウム冷却高速炉の設計は、全く未経験であり、況してや、その安全評価体系も存在しなかった。そこで、①高速炉の安全体系の確立と設計への反映　②安全評価手法の確立が急務であると判断し、これを目標とした。主要な研究開発項目としては、図１に示す項目を摘出した。

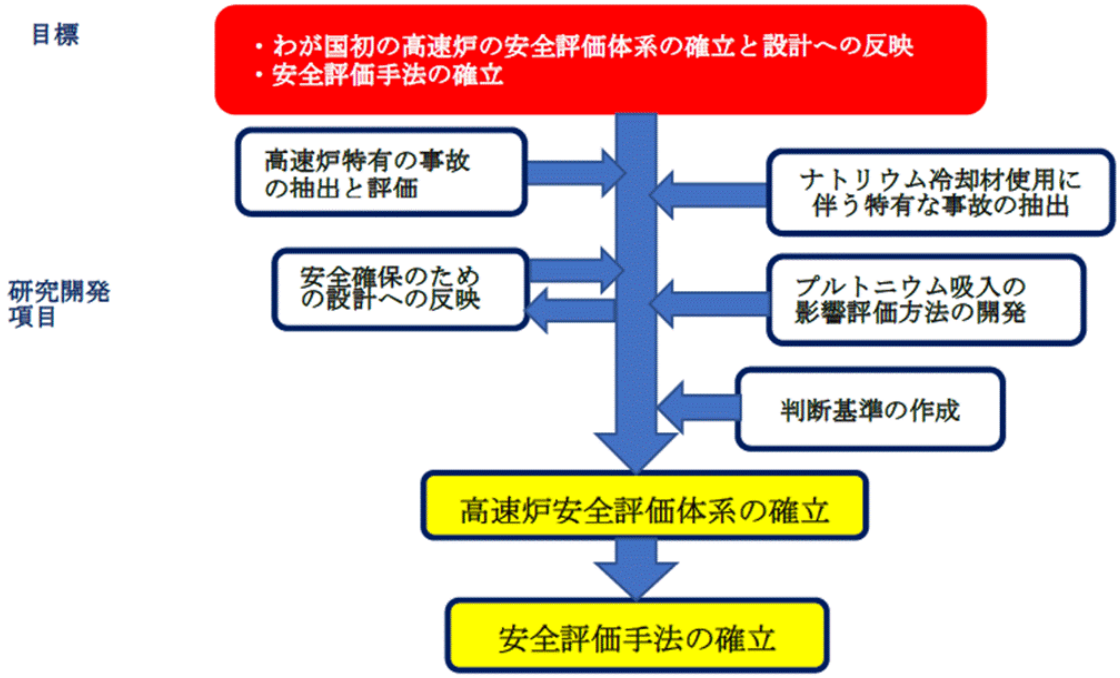


図１　高速実験炉安全評価体系及び評価手法の確立

（１）高速炉特有の事故の抽出と評価

いわゆる各種事故については、わが国の軽水炉（当時、国の審査済みのものは福島第Ｉ－１のみ）では、反応度事故と機械的事故に分類していることに鑑み、これに習って評価した。ただし、高速炉では、一次冷却系は高圧でないので制御棒の飛び出し事故は考えられないこと、配管破断事故でも瞬時に冷却材が喪失することはないが、元々炉心出力密度が高いので炉心が露出することは避けるべきであることを明確にした。

*Shinzo Saito
Former JAEA,　Former JAEC

これに対処するために、原子炉容器の外側に安全容器を設置し、その空間の体積を制限するとともに邪魔板を設ける設計とした。さらに、炉心レベルより下部に通ずる配管にはサイフォンブレーカを設けた。

一方、高速炉では最小臨界となる燃料量の 7～8 倍の燃料を有することから、燃料の溶融や微小な移動があると爆発的な即発臨界状態（再臨界事故と称していた）になることが想定される。仮想事故では、上記の対策にも拘わらず、万一、炉心が露出し、燃料が溶融することを想定した。燃料溶融に伴う反応度挿入量とその速度を評価し、発生する有効破壊エネルギーを算出して原子炉容器の健全性を評価することとした。容器の健全性は、実際に火薬を用いた耐爆実験で実証した。

（２）ナトリウム冷却材使用に伴う特有な事故の抽出

ナトリウムは、常圧下における沸点は 881℃であり、沸騰による原子炉の不安定性等は考慮の対象外である。最大の課題は、空気及び水と化学的に激しく反応し火災を起こすことである。仮想事故時には、再臨界事故に伴い原子炉容器上部の回転プラグ貫通孔からナトリウムが吹き出すことを仮想したナトリウム火災が発生するとして評価し、これによる格納容器の内圧上昇を算出し、健全性を確認した。

（３）プルトニウム吸入の影響評価方法の開発

高速炉では、燃料にプルトニウムを用いることから、仮想事故時に破損した燃料から粒子状になったプルトニウムが大気中に放出され、公衆が吸入摂取することが考えられる。体内における移行評価方法が確立されていなかったので、”Lung Dynamics”モデルを用いて決定臓器である肺、骨，肝に長期に亘って沈着した場合のそれぞれにおける線量評価を実施した。各部位におけるめやす線量は、この評価結果も参考にして原子力委員会の下の動力炉安全基準部会において決定された。(昭和 44 年指針)

（４）安全評価手法の確立

反応度事故、機械的事故の評価については、それぞれモデルを開発し電子計算機（当時は、IBM7040）で計算出来るようにし、一次冷却系～三次冷却系まで含むプラント全体の評価用には大型のアナログ計算機で計算する手法を開発した。再臨界事故解析には、米国で開発された AX-1 を改良して用い、ナトリウム火災解析は独自の解析コードを開発した。敷地外における放射線被曝は、放射性雲の拡散に関しては英国気象庁方式を取り入れたモデルに従った解析コードを開発した。これらにより、一通りの安全解析手法を確立した。

３．燃料破損挙動の可視化

NSRR を用いた実験により、軽水炉の反応度事故における審査指針（発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針）策定の基礎データを提供したが、燃料破損のメカニズムを破損挙動を可視化することによって解明することに挑戦した。しかし、空間的には極めて限定され、かつ、高放射線下であると言う極めて困難な状況である。(図２)

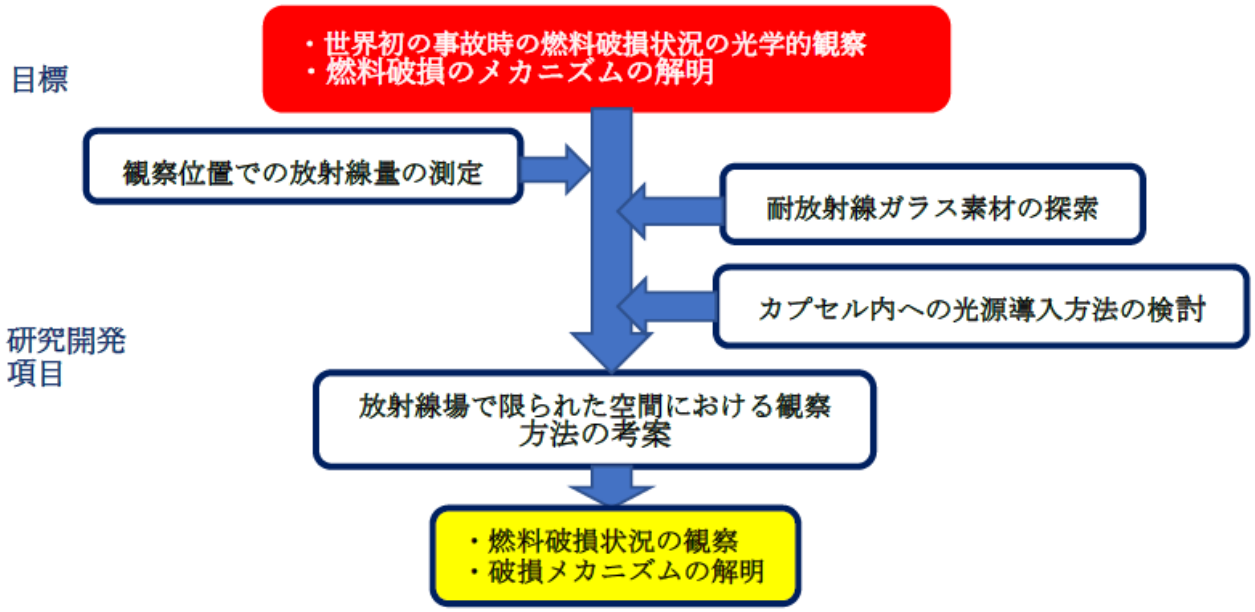


図２　燃料破損状況可視装置の開発

（１）観察位置での放射線量の測定

まず、NSRR の実験孔内における放射線量を測定するとともに、パルス運転によるフィルムの感光を調べた結果、フィルムを収める位置におけるγ線量は１R 以下にすべきことが分った。

（２）耐放射線ガラス素材の探索

密閉状態のカプセル内部の様子を光学的に観察するにはファイバーを使用することが考えられ、光源を持ち込むとともに映像ガイドとしてもファイバーで観測することを試みたが、満足なガラス素材がなくファイバーは適さないことが判明した。そこで、種々の耐放射線ガラスの光透過率を NSRR のパルス照射の有無について調べた。その結果、BK7 は照射の有無に拘わらず透過率が 90%と高いことが分かり、これをレンズの材料としたペリスコープを映像ガイドとした。さらに、限定された空間内で十分な光源を得るために漁船用のイカライト（商品名）を採用した。

（３）放射線場で限られた空間における観察方法の考案

各種個別試験結果に基づいて安全性上の対策も考慮してペリスコープの先端は耐圧窓ガラス付きの保護筒を介して耐圧機密性の試験部容器内にペリスコープを挿入し、上部は同様に耐圧機密性を有し、かつフィルムの感光を防ぐため放射線のストリーミングを避けるとともに十分な遮蔽を施した容器に高速度カメラを収めることとした。これらを一体として実験孔内に挿入し試験部容器内の過渡現象をペリスコープを介して高速度カメラにより撮影する独特な装置を開発した。本装置を用い燃料棒急速加熱時の過渡現象を高速度写真撮影した結果、燃料棒の加熱、周囲の水の沸騰、被覆管の変形、破損、急冷などの一連の過程が鮮明に観察され、破損メカニズムの解明に役立つものとなった。

４．高温ガス炉の開発

わが国初の高温ガス炉（ＨＴＴＲ）の開発、それも高温の熱を水素製造等のプロセス用に用いることを目的に世界的に類を見ない原子炉出口温度 950℃の達成を目標に開発することとした。このためには、炉心には金属材料を使うことなく、冷却材はヘリウムガスとし、炉外に取り出す配管の設計にも工夫を要する。炉心は燃料棒を収めた黒鉛ブロックを積み重ねた構造のため、黒鉛の熱及び中性子照射による伸びの異方性が極力小さいことが求められるとともにブロックの積層構造となる炉心・反射体の耐震構造及び燃料ブロック間の隙間流れの伝熱特性の影響評価も重要となる。一方、被覆粒子燃料、燃料コンパクト、燃料棒、耐熱・耐腐食超合金材料、高品質黒鉛等新素材の開発が喫緊の課題となった。その他、高温鋼構造設計、黒鉛構造物設計等の方針の確立、核設計、熱設計手法の開発とその妥当性の実証等々が研究開発の対象である。

（図３）

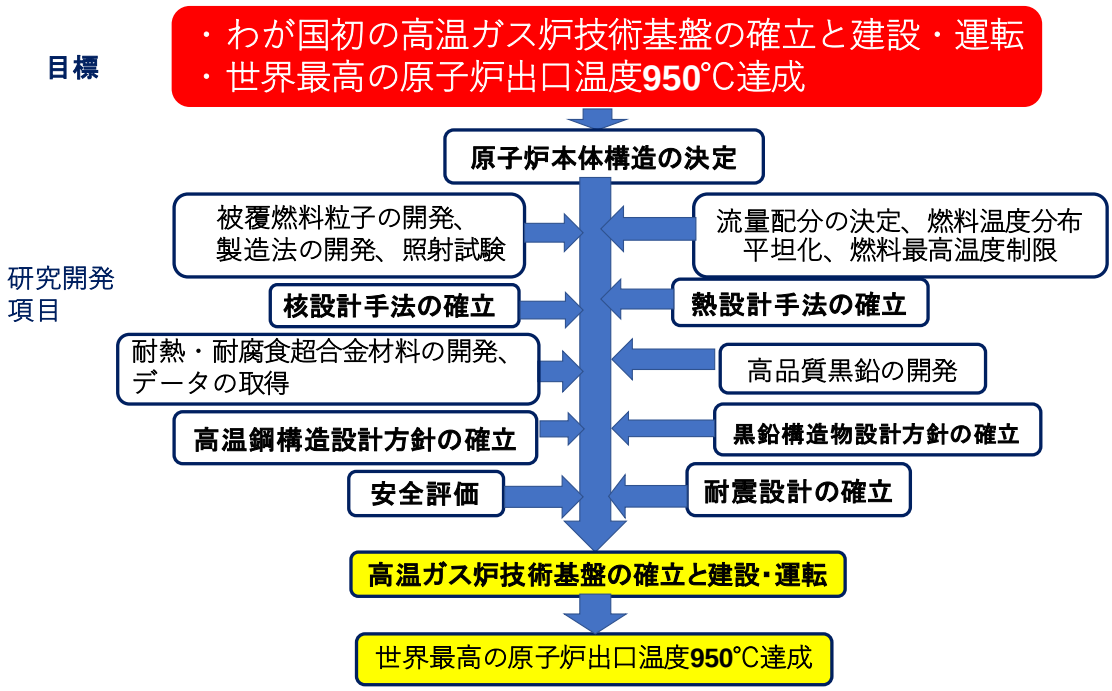


図３　高温ガス炉の開発

（１）原子炉本体構造の決定

原子炉本体は、鋼製圧力容器、炉心、炉内構造物、原子炉停止設備等とし、炉内構造物の主要部は高温部となり、黒鉛または炭素材を用いることとした。高温部は、炉心支持黒鉛構造物、固定反射体、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層である。一方、低温部は、炉心支持黒鉛構造物を下部及び側部で支持する炉心支持鋼構造物、炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構となる。（図４）

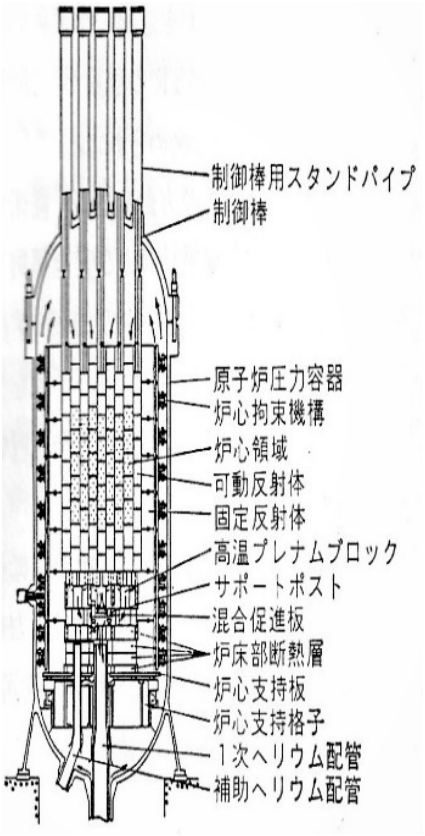


図４　ＨＴＴＲ縦断面

（２）素材の開発、照射試験

被覆燃料粒子、耐熱・耐腐食超合金及び高品質黒鉛は、新たに開発し、実際の使用条件で性能確認を要する。素材の開発はメーカの協力を得て行った。

①　被覆燃料粒子、燃料コンパクト

直径 0.6 mm の高真球度・高密度 UO_2燃料核製造方法としては振動滴下法を採用し、セラミックの各被覆層の被覆条件の最適化を求めた。また、これらの量産にかかわる技術開発 、即ち、製造装置大型化とそれに伴う各種開発を実施した。また、燃料コンパクト製造について、マトリックス成分の決定に関わる技術開発、プレス方法、条件に関する技術開発を実施し、温間成型した後、熱処理する方式を採用することとした。セラミックス被覆の燃料では僅かであるが、照射により核分裂生成物が放出される。その許容限界を定める指標として、Kr85 の放出量／生成量が用いられる。ＪＭＴＲを用いて照射試験を行い破損率は 10^{-7}以下と低いことを確認した。さらに、被覆燃料粒子の高温における破損は1900℃まで発生しないことを確認し、許容温度を 1600℃とした。

②　耐熱・耐腐食超合金

既存合金ハステロイ X をベースに、Mn, Si, Al, Ti, Co の含有量を最適化し（ハステロイ XR と命名）、ヘリウム中の不純物による腐食を抑制することに成功した。さらに、ハステロイ XR の長期荷重によるクリープ破壊試験等を行い、クリープ破断強度は 1000℃まで安定であることを確認した。これらにより、950℃で使用可能な金属材料として中間熱交換器材に採用した。

③　高品質黒鉛

従来の黒鉛は押出し成形法で作られ、引張強度が低い上、熱及び照射により異方性が出現し、高温、高燃焼度を目指す高温ガス炉には不向きである。そこで、等方的な構造と特性を持たせるため静水圧成形法を開発した（IG-110）。IG-110 について、強度特性、熱特性、腐食等のデータを取得するとともに、照射試験を実施し、高温ガス炉で十分使用出来ることを確認した。

（３）各種構造設計方針の確立

金属材料を用いた高温における構造設計は、軽水炉の基準を適用することは出来ず、独自に作成することが必要であった。また、高温で用いる黒鉛についても同様である。

①　高温構造設計方針

<u>ハステロイ XR</u>

ハステロイ XR は、独自に開発した材料であり、このため、７つの破損モードに関するデータを集積した。それらは、短期荷重による延性破壊及び座屈、長期荷重によるクリープ破壊及びクリープ座屈、クリープ・疲れ破損、ラチェティング等による変形、過大な変形（塑性変形及びクリープ変形）による機能喪失である。この７つの破損モードに対する破損防止策として「高速原型炉第１種機器の高温構造設計指針」（ＦＢＲ指針）を適用することの妥当性、並びに約 950℃という超高温での構造設計法として必要なクリープ解析法の検討を行い、基本的にはＦＢＲ指針を適用出来ることを確認し、ＦＢＲ指針を参考にして作成した。

<u>2 1/4Cr-1Mo 鋼 NT 及び SUS321TB 及び SUS316</u>

高温ガス炉での使用温度は、ＦＢＲ指針の適用温度範囲内であることから、ＦＢＲ指針を参考に作成した。

②　黒鉛構造設計方針

黒鉛材料（炭素材料含む）の延性は金属材料より著しく小さいため、金属材料と応力-歪挙動が異なり、金属材料の技術基準をそのまま黒鉛材料に適用出来ない。そこで、　原研等の黒鉛材料に関する研究成果及び金属材料の設計思想を踏まえてＨＴＴＲ用の黒鉛構造設計方針を策定した。本設計方針では、黒鉛構造物の機能及び交換の可能性等を考慮して、「炉心黒鉛構造物」と「炉心支持黒鉛構造物」に分類し、各々の構造物に要求される安全上の機能に見合った応力制限を設けている。

（４）炉内・炉外各種試験

全く新しい概念の原子炉を開発するためには、可能な限り想定される実条件に合致した個別試験が要求される。このため、燃料、黒鉛、金属材料等は、炉外試験に加え、ＪＭＴＲに専用のループ（ＯＧＬ－１）を取り付け照射試験を実施した。また、開発した核設計手法については、核的特性を模擬した高温ガス炉臨界実験装置（ＶＨＴＲＣ）で各種炉物理実験を実施し、得られた実験値と計算値を照合し核設計計算手法の改良及び妥当性を確認した。さらに、熱流動に関しては、ＨＴＴＲと同一の温度、圧力（950℃、4MPa）で、炉心、炉床部構造物、高温配管、ヘリウム循環機などの主要機器の実証試験を行えるヘリウムガスループ、HENDEL（Helium Engineering Demonstration Loop）を建設し、各種実証試験を行った。特に、炉心、炉床部構造物については、燃料棒ブロックの製作法、組み立て性、構造健全性、伝熱特性、ヘリウム冷却材のブロック間の隙間流れ特性等詳細なデータの取得、それに基づく改良等を行った。

これら研究開発により、わが国初の高温ガス炉技術基盤を確立し、世界最高の原子炉出口温度 950℃を達成することが出来た。（図５）

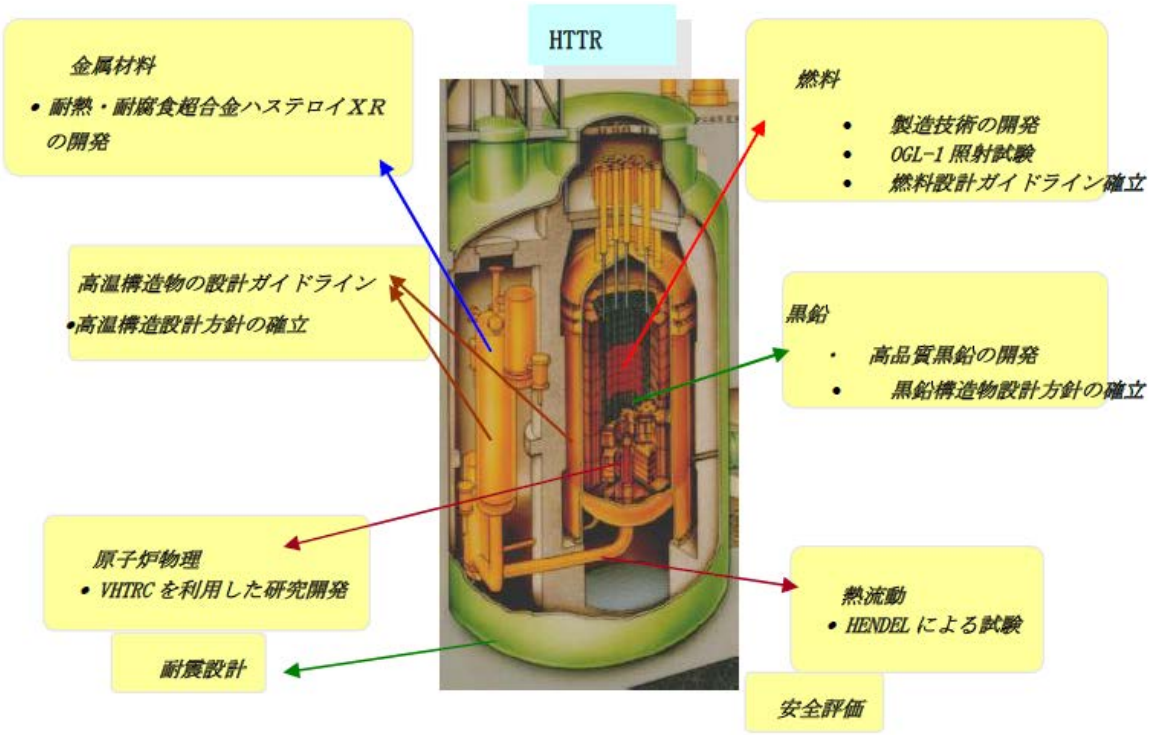


図５　高温ガス炉主要技術の開発

わが国の原子力は、現在極めて厳しい状況にある中、今後の研究開発は何を行うべきか、その対象について関係者間でコンセンサスを共有することが、まず求められる。原子炉に限定した場合、半ば頓挫し、先の展望も開けず、責任主体も不明瞭な高速炉の研究開発に従前通りの予算とマンパワーを投入することが適切であるか責任ある議論が必要である。一方、従前通りの大型軽水炉路線を踏襲し、重大事故対策を取り入れた発電炉を目標とするのであれば産業界を主体とした共同体で進めるべきであろう。また、新たな中小型炉の開発を目指すのであれば、産官学の協力体制を組織し、場合によっては、将来の利用を考え得る途上国の技術者の参加も視野に入れて、目標をしっかりと定め、それを達成するための研究開発の項目を過不足なく抽出し、最善のアプローチを持って進めることが望まれる。

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

[2N_PL] Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 2 4F No.42)

[2N_PL01] Overview of SS Subcommittee Meeting

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

[2N_PL02] Qualitative Evaluation of Nuclear Security Risk

*Mitsutoshi Suzuki[1] (1. JAEA)

[2N_PL03] Defence in Depth and Nuclear Security

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2N_PL04] Table Top Exercise of 2S Interface

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

2019年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における２Ｓ（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(1) 原子力学会 SS 分科会活動の概要

(1) Overview of SS Subcommittee Meeting

*出町 和之[1]，鈴木 美寿[2]，高田 孝[2]，木村 祥紀[2]，中村 陽[2]，鈴木 正昭[3]，成宮 祥介[4]，宮野 廣[5]
[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東京理科大学，[4]関西電力，[5]法政大学

本発表では，日本原子力学会安全分科会 Safety-Security (SS)検討会の平成 27-29 年度における活動報告として，原子力安全とセキュリティとのインターフェイス構築のための課題を検討した結果について述べる．

福島第一事故の原因の一つは，津波による第一の絶対的防護策である敷地高さが破られて以降の対策を考慮していないことやその後発生した安全対策に発生した同時多発機能喪失事象については全く想定していないことであった．世界中におけるテロ頻発といった状況悪化や，ドローンやスカイアタックやサイバー攻撃などテロ行為手段そのものが進化していることを鑑みると，核セキュリティについても想定外の状況，すなわち，テロ行為者による妨害破壊行為が核セキュリティ設計を凌駕し，原子力安全に関わる事故が発生する状況を検討しておく必要がある．

事故発生後の原子力プラントでは，深層防護のレベルに応じて安全対策が実施される．妨害破壊行為の特徴のひとつは，テロリストが今度はその安全対策そのものに対する妨害破壊行為を引き続き実施する可能性があることである．このため，事故後の核セキュリティは，深層防護の各レベルの安全対策に対し，セキュリティ⇒安全（敵対者の攻撃能力（人数・装備・知識）と攻撃状況（場所）に関するリアルタイム情報），安全⇒セキュリティ（安全対策を講じるとともに，安全対策を妨害するための次なる敵対者の TS を予測），セキュリティ⇒安全（予測された次なる TS のセキュリティを強化，対抗部隊への指示）といった安全とセキュリティとの間での交換すべき情報の事前検討，および情報交換の仕組み，分担，訓練の事前構築が必要である．また，そのような状況では，安全と核セキュリティが共通の現場・時間で活動するため，安全と核セキュリティとのインターフェイス（シナジー（相乗）とコンフリクト（相反））を考慮しなければならない．すなわち，各々の有効性を確保できるための共通要素は何か，また，互いの障壁となり得る相反要素は何か，などの事例を，深層防護の異なるレベル毎に事前に抽出しておく必要がある．さらにはそれらの抽出された事例に対する改善策を提案することができれば，安全と核セキュリティとのインターフェイスの実現への貢献が期待できる．

核セキュリティでは起因事象が人為であるため PRA のようにリスク値を直接的に定量的評価することはできない．したがって，具体的な核セキュリティのシナリオを展開し，時系列で対応策をシミュレーションすることで脆弱点等を見つけるというアプローチが必要である．充分な数と範囲の核セキュリティのシナリオを展開するためには，複数のプレーヤーが各々の役割に分かれて行うロールプレイングゲーム（RPG）形式の机上演習が有効であると考えられる．

---

*Kazuyuki Demachi[1], Mitsutoshi Suzuki[2], Takashi Takata[2], Yohiski Kimura[2], Yo Nakamura[2], Masaaki Suzuki[3], Yoshiyuki Narumiya[4] and Hiroshi Miyano[5]
[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo University of Science, [4]Kansai Electric Power Company, [5]Hosei University

2019年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における２Ｓ（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(2) 定性的核セキュリティリスク評価

(2) Qualitative evaluation for nuclear security risk

*鈴木 美寿[1]

[1]原子力機構

1. 背景

我が国の原子力発電所は、意図的な航空機衝突等のテロ対策に備える為に特定重大事故等対処施設が建設され、これらの施設の運用まで考慮すれば、高額な核セキュリティ対策費用が必要となっており、テロ対策を含む外部事象を考慮した費用対効果の検討は重要性を増して来ている。

米国では、受動的安全炉や小型炉の安全確保方策、サイバーセキュリティ等の新たな脅威に対して、原子力発電所に対する被害評価リスクを、従来の構成設備機器の信頼性に基づくのではなく、人間の判断や意図的行為も包含して、安全と核セキュリティを併せた２S 統合化リスクとして考える方法論(STAMP)1)の研究が行われて来ている。

ここでは、２S 検討会において議論して来た、原子力発電所に対するサボタージュによる核セキュリティリスクの定性的な評価を行ったので報告する。

2. 定性的リスク評価

(1) リスクの表式

サボタージュのリスク評価式として、米国で 1980 年代に提案された以下の表式を用いる。[2]

$$R = \sum_{i=1}^{\eta_C} \sum_{j=1}^{\eta_i} \sum_{m=l}^{i} \pi_j \prod_{k=1}^{\eta_j} q_{jk} P_{DC_{j_{lm}}} P_{CM_{j_{mi}}}$$

πj：シナリオ j の生起頻度
ηj：シナリオ j 完了迄のイベント数
ηi：被害 i に至るシナリオ数
q_{jk}：シナリオ j の k 番目のイベント成功確率
$P_{DC,CM}$：被害対応・最小化による被害の低減確率
C_i：被害の程度 i

これより、サボタージュリスクを低減させる為には、以下のことが必要となる。

a. サボタージュ生起頻度の低減 (π_j →小)
b. 被害 i に至るシナリオ(ターゲットセット)数の低減 (η_i →小)
c. シナリオ j 完了迄のイベント数の増加 (η_j →大)
d. シナリオ j におけるイベント k 成功確率の低減 (q_{jk} →小)
e. 損害対応(Damage Control)及び被害最小化(Consequence Mitigation)による被害程度(放出カテゴリ)の低減($P_{DC_{j_{lm}}} P_{CM_{j_{mi}}}$ →大)

(2) 評価手順

○ステップ１

- 新規制基準の PWR の８シーケンスグループに着目。
- PRA で考えられる４つの重要事故シーケンスの ET/FT を使用。

○ステップ２

- PRA の起因事象をサボタージュの起因事象としても成立すると仮定。
- 枢要区域特定手法（VAI）を用いてターゲットセットを特定。

○ステップ３

- 上記によって得られたターゲットセットを参考として、シナリオの検討。

- 原子力発電所に対するサボタージュシナリオの設定。

○ステップ４

- 定性的リスク評価指標（生起性、検知性、接近性、堅牢性、干渉性、進展速度）の設定と評価の実施。

(3) 評価結果

サボタージュシナリオ	生起性	検知性	接近性	堅牢性	干渉性	進展速度	計
	サボタージュ事案が発生する可能性	攻撃が検知出来ない確率	対象物に接近出来る可能性	対象物を機能喪失出来る可能性	損害対応が出来ない可能性	被害最小化が出来ない可能性	リスク
j	π_j	$\prod q_{jk}$			$P_{DC_{jlm}}$		R
外部敵対者による外電喪失＋海水ポンプ破壊 $(j=1)$	高(0.9)	低(0.1)	低(0.1)	中(0.5)	中(0.5)	中(0.5)	
		$0.1 \times 0.1 \times 0.5 = 0.005$			$0.5 \times 0.5 = 0.25$		0.0011
外部敵対者＋内部脅威者による外電喪失＋EDG,DC破壊 $(j=2)$	中(0.5)	中(0.5)	中(0.5)	中(0.5)	高(0.9)	中(0.5)	
		$0.5 \times 0.5 \times 0.5 = 0.125$			$0.9 \times 0.5 = 0.45$		0.0281
スタンドオフ $(j=3)$	低(0.1)	高(0.9)	高(0.9)	高(0.9	小(0.1)	高(0.9)	
		$0.9 \times 0.9 \times 0.9 = 0.729$			$0.1 \times 0.9 = 0.09$		0.0066
航空機テロ $(j=4)$	極低 (0.01)	高(0.9)	高(0.9)	高(0.9)	小(0.1)	高(0.9)	
		$0.9 \times 0.9 \times 0.9 = 0.729$			$0.1 \times 0.9 = 0.09$		0.0007

3. リスク評価の目指すもの

- 大量放射能放出に至るシステムや設備の基本的な妨害破壊メカニズムの防止
- 敵対者が枢要区域にアクセス可能な侵入経路の低減
- 敵対者が大量放射能放出を起こす為に機能不全とする枢要設備を、複数の区域に物理的な離隔配置
- 大量放射能放出に至ることを防止する為に多重性の考慮
- 妨害破壊行為に対する防護システムの強化
- 妨害破壊行為に対する枢要設備の脆弱性の改善
- 効果的な被害対応の手段の確保
- 効果的な被害最小化の手段の確保

参考文献

[1] Nancy G. Leveson, “Engineering a Safer World”, MIT Press Open Access, 2012.

[2] D. Ericson and B. Varnado, “Nuclear Power Plant Design Concepts for Sabotage Protection”, NUREG/CR-1345, SAND80-0477, 1981.

*Mitsutoshi Suzuki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における２Ｓ（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

（3）核セキュリティと深層防護

(3) Defence in Depth and Nuclear Security

*髙田　孝[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

深層防護の概念は、「安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標をもったいくつかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護する」[1]ものであり、原子力安全を確実にするための非常に有効な概念である。ここでの原子力安全とは、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」が目的 [2]となっている。　従って、核セキュリティにおける深層防護の目的は、「人と環境を、原子力施設における妨害破壊行為に起因する原子力事故による放射線の有害な影響から防護すること」となる。

本報では、核セキュリティにおける深層防護の各レベルに関する提案を行うと共に、原子力安全と核セキュリティ（2S）として、実際にセキュリティ事象が発生した際のインターフェイスに関する考察を行った。

2. 核セキュリティにおける深層防護の各レベル

深層防護では、対象とする事象の進展を考慮し対応する防護レベルを設ける。核セキュリティにおける事象進展は必ずしも原子力安全における事象（主に内的事象を対象としている）をもとにした防護レベル（ここでは IAEA の深層防護レベル [3]を対象とする）と同一とは限らない。一般に深層防護の概念では、発生の防止（prevention）と影響の緩和（mitigation）がセットになって各レベルを構成する。そこで発生の防止の観点で、計画段階での発見・防止を最初のレベルとした核セキュリティにおける深層防護レベルを、図 1 の通り定義した。

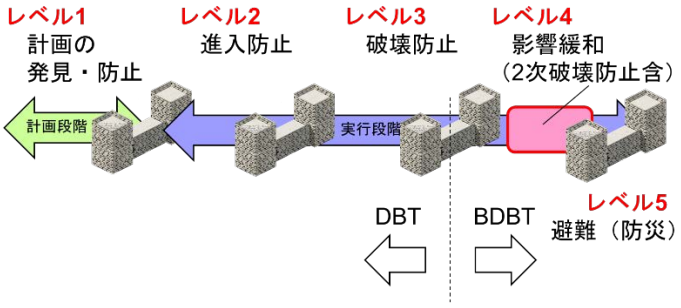


図 1 核セキュリティにおける深層防護の各レベル

2-1. レベル 1：計画の発見・防止

レベル 1 は妨害破壊行為計画そのものの未然防止であり、発電所外部者による国際的、国内的テロ行為の監視や調査であり、発電所内部者に対しては、不平、不満や動向の監視や把握が挙げられる。特に発電所内部者が妨害破壊行為となる場合、発電所敷地内への侵入が比較的容易となるため、レベル 1 が重要となる。なおレベル 1 では事業者だけではなく、国内、国際的な監視機関（警察等）の協力が必須となる。

*Takashi Takata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2-2. レベル 2：侵入防止

レベル 2 における最終的な侵入防止は、直接的な発電所敷地内への侵入防止となるが、国際的には入国防止も含め周辺地域への侵入防止も含まれる。周辺地域への侵入防止では、レベル 1 と同様に国内、国際的な監視機関の協力が必要であり、敷地内への侵入防止は、施設側の設備や運用での対応となる。

2-2. レベル 2：侵入防止

レベル 2 における最終的な侵入防止は、直接的な発電所敷地内への侵入防止となるが、国際的には入国防止も含め周辺地域への侵入防止も含まれる。周辺地域への侵入防止では、レベル 1 と同様に国内、国際的な監視機関の協力が必要であり、敷地内への侵入防止は、施設側の設備や運用での対応となる。

2-3. レベル 3：破壊防止

レベル 3 では、敷地内侵入後における（最初の）妨害破壊行為の防止である。妨害破壊行為が実施された場合、原子力安全に係る事象に発展するため、レベル 3 以降では核セキュリティ(Security)と原子力安全(Safety)とのインターフェイス（以下、SS インターフェイスとする）が重要となる。妨害破壊行為防止の対応として、防護、遅延、対抗等の妨害破壊行為の中和が挙げられ、これらは施設側の設備は警備等の運用により対応される。なお、核セキュリティにおける深層防護レベル 3 までが設計基準脅威（Design base threat, DBT）と言える（図 1 参考）。

2-4. レベル 4：事故進展防止

レベル 4 では、妨害破壊行為の実行への対応として原子炉システムの過酷事故への進展を防止することに加え、2 次的な妨害破壊行為の防止を行う。レベル 4 以降は設計基礎脅威を超えた状態（Beyond DBT, BDBT）となる。またここからは上記に加え、原子力安全の観点から必要となる対応を行う必要がある。原子力安全の深層防護のレベル 4 と同様に想定を超える事態への対応であり、同様の AM 策が施される。しかし難しいのは、妨害破壊行為が継続する可能性もあり、対応は核セキュリティ対応と原子力安全対策と柔軟に連携したものとしなければならないことである。

想定外への対処と言う観点では原子力安全対策との共通点が多い一方で、人為事象であるため安全対策によって妨害破壊行為が変化する場合があることに留意する必要がある。

2-5. レベル 5：避難（防災）

核セキュリティにおける深層防護の最終的な目標は、「人と環境を放射線の有害な影響から防護すること」であり、原子力安全と同様に最終的な防護レベルは避難（防災）となる。レベル 5 においては、原子力防災との関連性、住民への情報伝達が重要な要素となる。重要な点は、核セキュリティでは、この段階でも妨害破壊行為が終結していない場合も想定されることである。

3. 深層防護レベルと SS インターフェイス

原子力安全では妨害破壊行為の実施によりその対応が発生する。従って SS インターフェイスは主に核セキュリティの深層防護レベル 4 で重要となるが、妨害破壊行為に至る可能性の発生時（レベル 2 が突破された直後）ならびに防災（レベル 4 が突破される段階）においてもインターフェイスが必要と考えられる。図 2 に深層防護レベルと必要なる SS インターフェイスをまとめて示す。

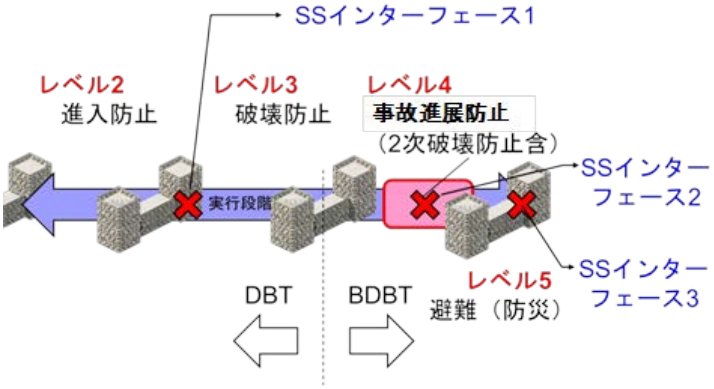


図 2 核セキュリティの深層防護レベルと SS インターフェイス

3-1. SS インターフェイス 1

SS インターフェイス 1 では、セキュリティ側から侵入者に関する情報（規模、破壊力、想定される侵入区画等）を安全側に伝達する。図 3 に核セキュリティにおける一般的なシナリオのフローチャートと SS インターフェイス 1 の関係を示す。

SS インターフェイス 1 では、侵入者に関する情報（規模、破壊力、想定される侵入区画等）をもとに、発電所の緊急停止、人質回避のための従業員対応を行うとともに、セキュリティ側では妨害破壊行為への対抗処置が行われる。　この場合、緊急停止の判断を誰が行うのか（侵入者の規模、破壊力をもとに安全側で判断可能か？あるいはセキュリティ側の判断で停止を実施するのか？）、具体的な従業員への対応をどうするのか等、安全側とセキュリティ側で合意された発電所全体の枠組み（プロトコル）と判断基準の明確化が必要となる。なお図 3 に示すように、妨害破壊活動への対抗処置に失敗した場合、原子力安全の深層防護レベルとは無関係に機器やシステムが破壊される可能性があることに注意が必要である。

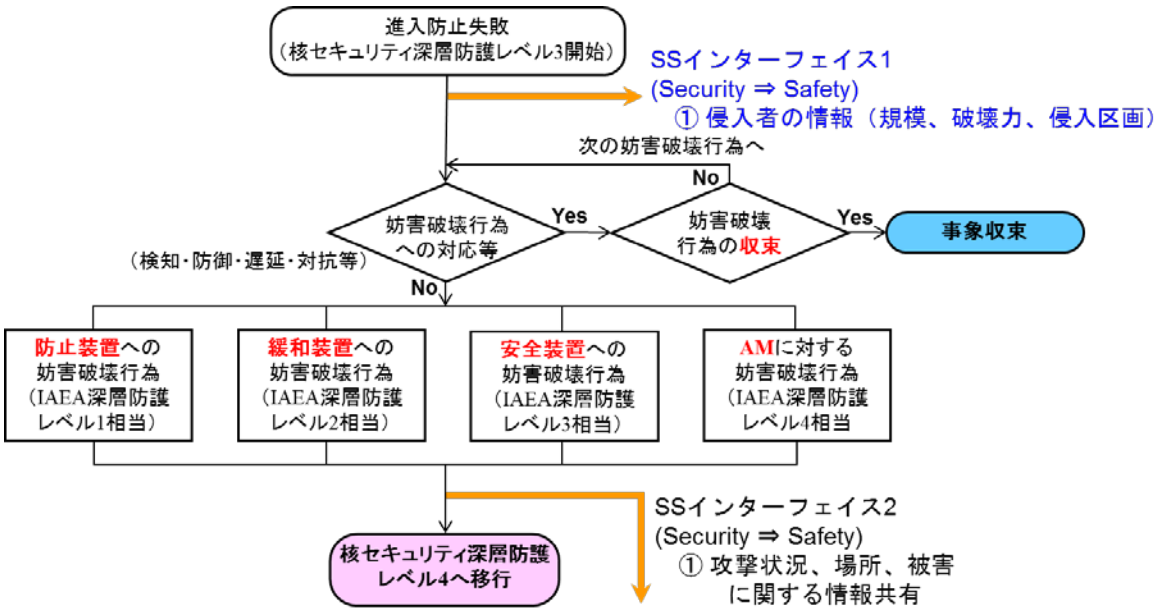


図 3 SS インターフェイス 1

3-2. SS インターフェイス 2

妨害破壊活動への対抗処置に失敗した後に行われるのが SS インターフェイス 2 である（図 4）。ここでは、セキュリティ側から妨害破壊内容（具体的な機器、システム、被害状況等）を安全側に伝達する。安全側では得られた情報からプラント状態を予測し、原子力安全上のリスクを把握するとともに、今後の安全上重要となる機器、システムや区画を判断（意思決定）するとともにそれらの情報をセキュリティ側に伝達する。セキュリティ側は得られた情報をもとに今後の対抗処置を決定し、行動する。また安全側は同時に妨害破損された機器、システムの復旧や影響緩和の措置、すなわち安全の深層防護レベル 4、想定を超える事態への対応処置を行う。これら一連の行為は、図 4 に示すように妨害破壊事象が収束するまで続けられる。

SS インターフェイス 2 で最も重要となるのは、セキュリティ側からの情報をもとにプラント状態予測や安全上のリスクを把握、分析（安全としてのリスク定量化）し、得られたリスク情報を活用して意思決定を行う（Risk informed decision making, RIDM）ことである。RIDM を効果的に行うためには、効果的な訓練（机上訓練等）を行うとともに、緊急時においても客観的なリスク評価が可能なツール開発が有効と考えられる。

3-3. SS インターフェイス 3

SS インターフェイス 3 では、図 5 に示すように放射性物質が敷地外放出に至りうる状況でどこまでセキュリティを維持するかを判断するための情報伝達（現状および予測される被ばく量等）を安全側から行う必要がある。一般に原子力安全においては避難（原子力防災、IAEA における深層防護レベル 5）に至る状況においても、合理的に実行可能な範囲で事故の進展を食い止める努力が敷地内で続けられる。セキュリ

ティ側についても同様に、何時まで対応を行う必要があるか？その判断を誰が行うか？公衆の避難と核セキュリティとの関係（妨害破壊活動の対象の拡大の可能性等）を含め、防災関係機関を含めた発電所全体のプロトロコルと判断基準の明確化が必要となる。

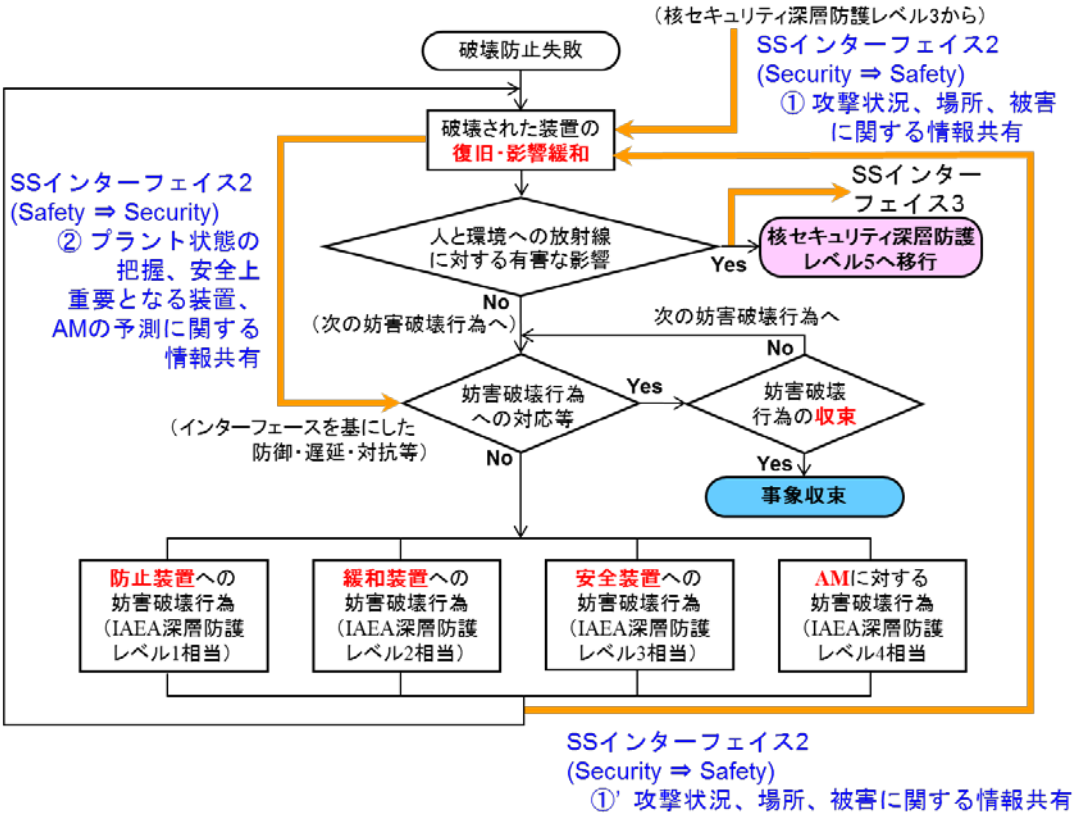
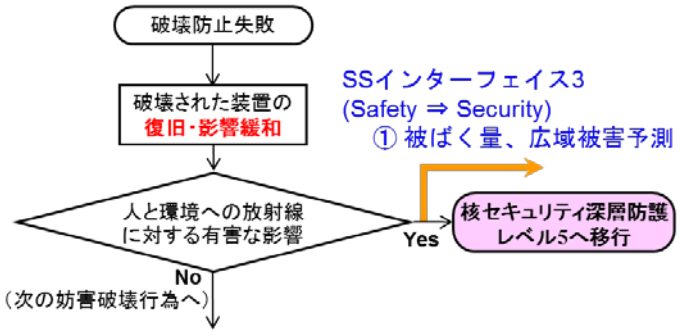


図 4 SS インターフェイス 2



注）図 4 から部分的にフローチャートを抜粋

図 5 SS インターフェイス 3

4.まとめ

本報では、核セキュリティにおける深層防護の各レベルに関する提案を行うと共に、実際にセキュリティ事象が発生した際の 2S インターフェイスに関する考察を行った。核セキュリティと原子力安全は、特に破壊妨害行為が実行された状態では密接な関係があり、より高い原子力安全性の向上のためには、両者のコミュニケーションを深めるとともに、効果的な机上検討、対応訓練が重要となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会, AESJ-SC-TR005(ANX):2013.
[2] 日本原子力学会, AESJ-SC-TR005:2012.
[3] IAEA, INSAG10, ISBN 92-0-103295-1, 1996.

2019年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における２Ｓ（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(4) 2S インターフェイス机上訓練

(4) 2S interface desktop exercise

*出町 和之[1]，鈴木 美寿[2]，高田 孝[2]，木村 祥紀[2]，中村 陽[2]，鈴木 正昭[3]，成宮 祥介[4]，宮野 廣[5]

[1]東京大学，[2]原子力機構，[3]東京理科大学，[4]関西電力，[5]法政大学

机上演習（Table Top Exercise: TTX）とは，参加者が実際に身体を動かすことなく，時間経過とともに変化する模擬的な状況を想定・付与して行う訓練と定義される．想定・付与された状況での対応や意思決定を試験することで，刻々と変換する被害状況等を具体的にイメージし，迅速かつ的確な対応や意思決定を学ぶことが可能となるのが特徴である．

物理的防護システムを評価するための TTX では，「原子力施設の既存の防護システムに対する敵対者の攻撃をシミュレートし，システムの基本機能にあたる「検知」「遅延」対応」の性能・有効性を総合的に評価する」ことが目的となる．TTX では盗取・妨害破壊行為等の事象発生後を含めた施設の防護性能を分析することができるだけではなく，施設の安全分野の緊急時対応等も含めて総合的にシステム性能を評価するこができる．

机上演習の最も重要な目的は，役割，責任，優先度，悪意行為によって事象が発生したときの対応責任を持つ各組織活動と設備の活用について，鍵となる参加者の相互理解を確立することである．これを理解することは，悪意行為を想定した演習における対応を成功させるに役立つものとなる．

従来，原子力プラントの安全担当者と核セキュリティ担当者との間では，例えば「情報公開」と「機密保持」といった性質上の違いから十分な情報交換・意志交換が行われていないという事例もあった．今回，ここで設計する机上演習システムは，安全担当者と核セキュリティ担当者とが，共に参加するように設計することで，両者が相互協力して共通の課題に取り組み，核燃料施設・RI 施設・原子力施設における安全・核セキュリティ性能向上のための対策を議論することができ，両者の十分な情報交換・意志交換を促進することに貢献できると期待する．

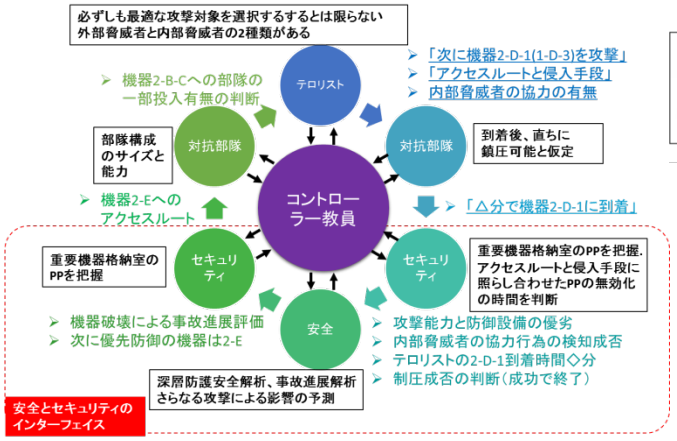


図 1: 机上演習プレーヤーとその役割（案）

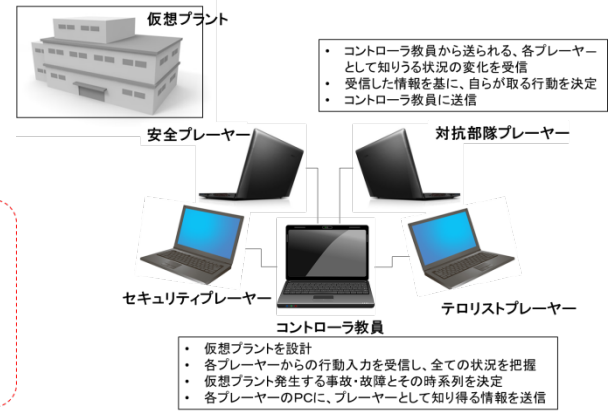


図 2: 机上演習プレーヤー間の情報伝達ツール（案）

*Kazuyuki Demachi[1], Mitsutoshi Suzuki[2], Takashi Takata[2], Yohiski Kimura[2], Yo Nakamura[2], Masaaki Suzuki[3], Yoshiyuki Narumiya[4] and Hiroshi Miyano[5]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo University of Science, [4]Kansai Electric Power Company, [5]Hosei University

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2O_PL] Plan of A-FNS

Chair:Takehiko Yokomine(Kyoto Univ.)

Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bildg. 2 4F No.46)

[2O_PL01] Outline of the A-FNS Project

*Atsushi Kasugai[1] （1. QST）

[2O_PL02] Overview of A-FNS test modules

*Satoshi Sato[1] （1. QST）

[2O_PL03] Positioning in the research and development of nuclear fusion reactors

*Takeo Muroga[1] （1. NIFS）

[2O_PL04] Requests from the field of application

*Yoshiaki Kiyanagi[1] （1. Nagoya Univ.）

[2O_PL05] Discussion

2019年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画
Plan of A-FNS

（1）A-FNS 計画全体の概要

(1) Outline of the A-FNS Project

*春日井敦[1]、佐藤聡[1]、落合健太郎[1]、太田雅之[1]、中村誠[1]、小柳津誠[1]、権セロム[1]、朴昶虎[1]
[1]量子科学技術研究開発機構　六ヶ所核融合研究所

文部科学省の下に設置されている核融合科学技術委員会では、核融合原型炉の推進に向けて、原型炉段階への移行判断のためのチェックアンドレビュー（C&R）項目を列挙し、目標を定めている。そのなかで原型炉に関わる材料開発として、炉材料の候補材である低放射化フェライト鋼の 20dpa 照射データ、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データ、ブランケットのトリチウム挙動評価技術の検証、計測・制御機器材料の耐照射性評価を 2035 年頃までに取得するように定めている。そのためには、核融合反応と同様の中 14MeV 中性子を発生する核融合中性子源が必要である。2018 年に承認されたロードマップでは、2020 年頃の第 1 回中間 C&R で概念設計の完了、2025 年頃の第 2 回中間 C&R で核融合中性子源の建設開始判断、及び材料照射データ取得計画の作成を行うこととしている。ロードマップには「核融合中性子源（A-FNS）」について、下記のようにまとめられている。

（1）原型炉開発には、炉内中性子環境を模擬し、材料データ取得が不可欠である。
（2）日欧でそれぞれ核融合中性子源の構想検討が進んでいる（日：A-FNS,　欧：DONES）。
（3）第 2 回中間 C&R で建設移行を判断する。
（4）IFMIF/EVEDA の成果を活かし、国際協力を得ながら、A-FNS 構想を具体化すること。

このように国が定める計画に基づいて、日本として核融合中性子源を検討することとし、核融合材料開発だけにとどまらず、中性子の医療・産業利用も視野に入れた核融合中性子源 A-FNS の検討を開始した。

図 1 に A-FNS の構成を示す。A-FNS は大きく分けて、重陽子を 40MeV まで加速する重陽子線形加速器、ターゲットである液体リチウムを循環させる液体リチウムループ、発生した中性子を照射する照射部、遠隔保守系、照射後試験施設、トリチウム処理系から構成される。

その基本コンセプトとして、加速器系は IFMIF の 1 ライン分（125mA）とし、設計は IFMIF の中間工学設計をベースにする。国際協力で進める IFMIF/EVEDA の成果を活用し国内メーカーの技術力を結集して A-FNS の加速器系として再構築する。ターゲット系は IFMIF/EVEDA の成果を反映させ、純化系については今後 5 年間で国際協力で進める BA フェーズ II において R&D を実施する。照射モジュール系は核融合材料試験用を中心に様々な核融合材料照射モジュールの検討を行っている。メンテナンスや照射モジュール交換などは、遠隔保守システムを採用する。また、産業応用可能な多用途中性子源とする。これらは大学および産業界との連携の下、オールジャパン体制で行うことを想定している。

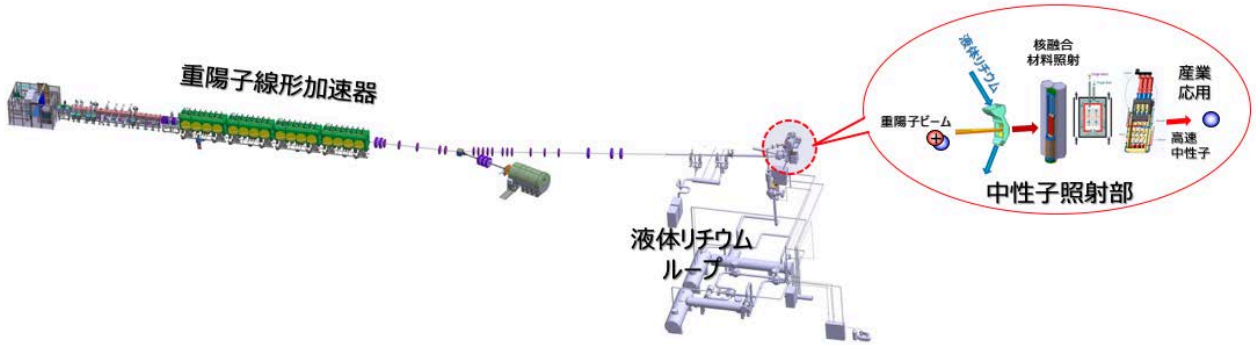


図 1　A-FNS の概念図

* Atsushi Kasugai, Satoshi Sato, Kentaro Ochiai, Masayuki Ohta, Makoto Nakamura, Makoto Oyaidzu, Saerom Kwon, ChangHo Park
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2019年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画
Plan of A-FNS

（2）A-FNS 試験モジュールの全体概要

(2) Overview of A-FNS test modules

*佐藤 聡[1]，権　セロム[1]，太田　雅之[1]，中村　誠[1]，朴　昶虎[1]，落合　謙太郎[1]，春日井　敦[1]
[1]量子科学技術研究開発機構　六ヶ所核融合研究所

1. A-FNS 照射場

A-FNS では、40MeV/125mA の重陽子と液体リチウムターゲットとの核反応により、線源強度 6.8x10^{16}n/s の 14MeV 近傍にピークを有する中性子を発生させ、様々な試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行う。A-FNS では、核融合材料試験モジュールに加えて、A-FNS で発生する莫大な量の中性子を利用して、医療用や産業用の RI 生成等の核融合以外の多目的利用にも使用する。試験モジュールを設置する照射場の大きさはビーム方向に 1.5m、ビームと直交方向に 1.5m である。図 1 に照射場の全中性子束分布を示す。全中性子束は約 5x10^{14}n/cm^2/s～1x10^{12}n/cm^2/s であり、中性子束強度や中性子スペクトルに応じて、各種試験モジュールを設置する。

2. 試験モジュール

A-FNS では、中性子束計測モジュール、ブランケット構造材料照射試験モジュール、ブランケット機能材料照射試験モジュール、トリチウム放出回収特性試験モジュール、放射化腐食生成物試験モジュール、ブランケット核特性試験モジュール、計測制御機器照射試験モジュール、クリープ疲労試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行い、核融合原型炉建設判断に資する必須の材料照射データを取得する。図 1 には、照射場での核融合材料試験モジュールの配置を示す。多目的利用では、気送管を利用しての高エネルギー中性子を利用した医療・工業・農業用の RI 製造、試験セル外側での低エネルギー中性子照射によるシリコン半導体の製造、ビーム孔を利用したビーム状の中性子を用いた中性子イメージング、液体や気体のループを利用して試験セル内部での照射により製造された放射性核種から放出されるガンマ線や陽電子利用を実施する。

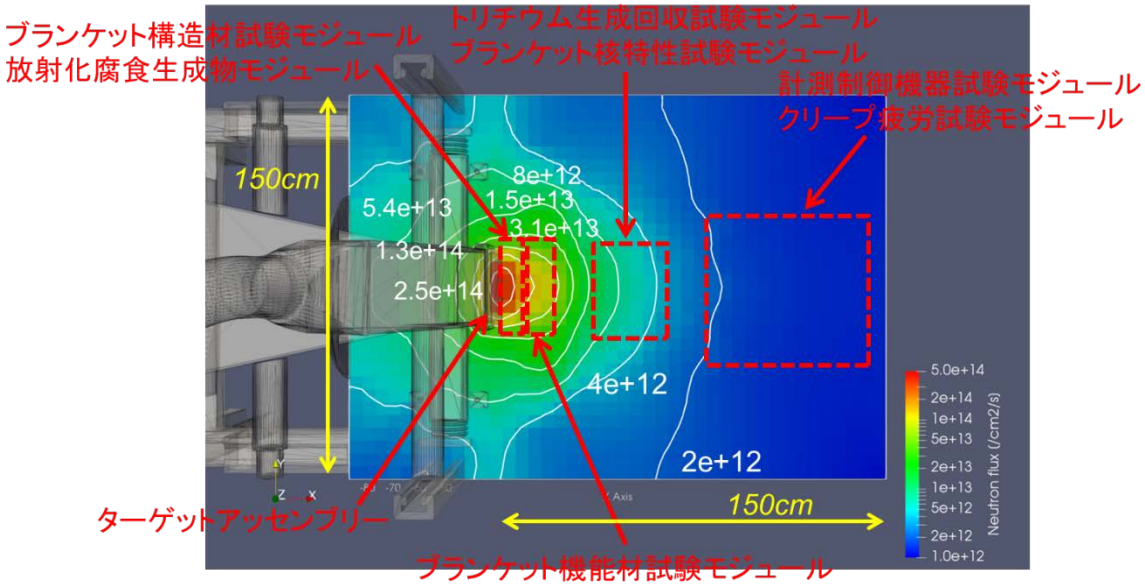


図 1　A-FNS 照射場の全中性子束分布及び試験モジュールの配置

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Makoto Nakamura[1], ChangHo Park[1], Kentaro Ochiai[1] and Atsushi Kasugai[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2019年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画
Plan of A-FNS

（3）核融合炉研究開発における位置づけ

(3) Positioning in the research and development of nuclear fusion reactors

*室賀 健夫 [1]
[1]核融合科学研究所

1. はじめに

核融合炉の研究開発において材料照射用 14MeV 中性子源の整備が必須であるという認識で、中性子源の仕様、利用計画が長い間議論されてきた。それらの検討の中で、近未来に実現可能な高フラックスの 14MeV 中性子源の候補は d-Li 型に絞られた。中性子源は材料開発のツールであり、試行錯誤を経て進める各開発段階で必要なものなので、本来材料開発の初期段階から整備されるべきものである。実際アメリカの核融合プログラムにおいては早くから強力中性子源 FMIT の設計、技術開発が進められ[1]、1982 年に建設が始まった。しかし直後に財政切り詰めの影響を受けキャンセルとなった。その後は日本国内における小型化の検討（ESNIT 計画[2]）、段階的建設計画[3]などがあったが、建設を見込んだ大掛かりな工学設計、R&D は BA 活動における IFMIF-EVEDA プロジェクトが初めてである。しかし、現在の原型炉開発計画では中性子源を材料開発に向けて広範に活用する資金的、時間的余裕は無く、限られた期間内に必要な照射試験を行うことが求められている。足りない部分は核分裂炉照射や他の照射データ、モデリング等によって補う必要がある。従ってこれらを総合的に進める、開発ロードマップに対応した精緻な試験計画を立てることが求められている。

本稿では現在の原型炉研究開発計画、及び長期的な高度化の視点から A-FNS の位置づけを行うとともに材料照射の基礎研究の観点からの必要性についても述べる。なお、A-FNS は核融合炉の様々な機能材や部材の照射試験への適用も期待される。特に必要性が高いと思われるのが、ブランケットモジュールの照射試験であるが、これについては別の機会とさせていただきたい。

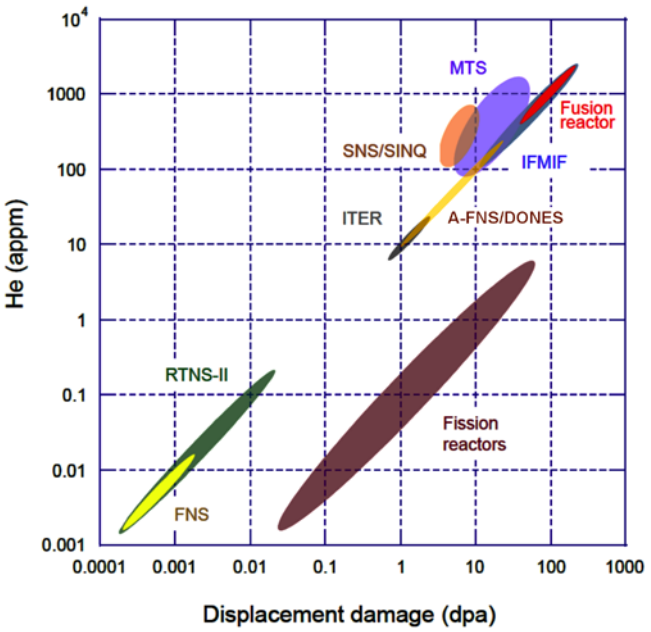


図１．各中性子照射施設における He/dpa 比（ステンレス鋼換算）[4,5]：
RTNS-II, FNS -- DT 中性子源
MTS, SNS/SINQ -- 核破砕中性子源

2. 核融合炉研究開発と A-FNS

2-1. 14 MeV 中性子による照射効果

14 MeV にピークを持つ中性子源の必要性の説明は繰り返しなされてきたので、ここでは概要と最近の動きについて報告する。1～数 MeV にピークのある核分裂中性子と 14 MeV にピークのある D-T 核融合炉中性子による材料への損傷の最大の違いは核変換ヘリウムの発生量である。D-T 中性子ではステンレス鋼で 1 dpa あたり 10 ppm 程度のヘリウムが発生し、これは核分裂炉の 10~100 倍となる(図１[4,5])。かなり以前の研究であるが、dpa に対してヘリウム発生量を大きく変えた原子炉照射をオーステナ

イト鋼でおこなったところ核融合炉の条件付近が最もボイドスエリングが大きくなるという結果が報告され、大きな衝撃を与えた（図２[6]）。この試験は、材料に含まれるニッケルの熱中性子による核反応を用いてヘリウムを発生したもので、ニッケルをほとんど含まない低放射化フェライト鋼など最近の候補材料には適用できない。

原子炉において核分裂中性子の照射中に核融合炉相当のヘリウムを発生させる数々の手法が試みられたが、ヘリウム効果について十分な理解を得られるには至っていない。

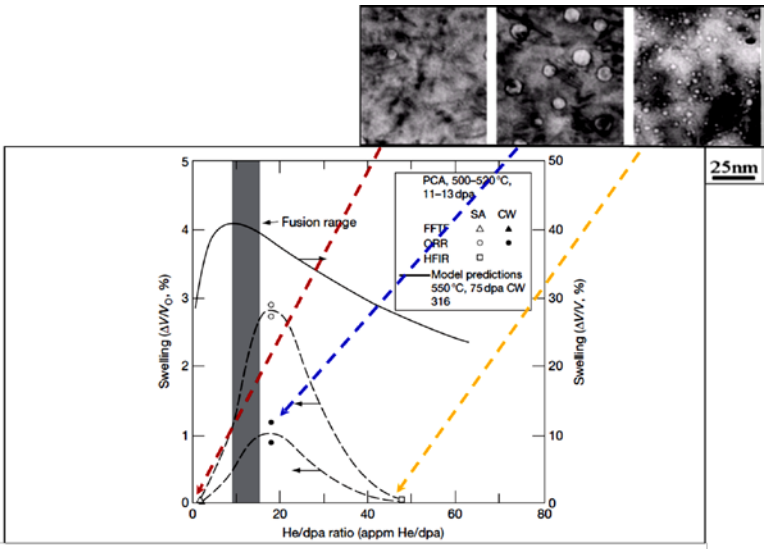


図 2. オーステナイト鋼のスエリングの He/dpa 比依存性 [6]。

オーステナイト鋼から、ボイドスエリングの問題が比較的小さい低放射化フェライト鋼へ第一候補材が変わり、ヘリウムをマトリクスに閉じ込める能力の大きなマルテンサイト相の材料やナノ粒子分散材料を用いることにより、ヘリウム効果もある程度限定的な範囲に抑えられるとの認識が高まってきた。特に、核破砕中性子照射やモデリング等の進展により、低放射化フェライト鋼において 20-30 dpa までヘリウム効果が発現しないであろうとの予測が示されている[7]。

この予測に基づくと、効率的な中性子源の利用方法が考えられる。すなわち限られた条件であっても ~20 dpa までの照射データを取得し、その結果が核分裂中性子照射の結果と変わらないことが確認されれば、この照射量までの広範な核分裂中性子照射データが原型炉の設計に使えることになる。このように、ヘリウムの影響が発現するまでの照射量とその先の照射量について分けて扱うことが可能になる。

2-2. 研究開発ロードマップと A-FNS

核融合炉の開発計画については、ここ数年の間に、「原型炉開発に向けたアクションプラン[8]」、「原型炉研究開発ロードマップ[9]」が相次いで策定され、その実施体制の整備を進めつつある。この中で、~2025 年の中間 C&R, ~2035 年の原型炉移行判断、が重要なチェックポイントとなっている。A-FNS と材料照射に特化すると、~2025 年の中間 C&R において、技術実証と工学設計に基づき「A-FNS の建設判断を可能にする」、~2035 年原型炉移行判断に向けて、「必要な材料照射データを取得する」と計画されている。後者は 2-1.で述べたヘリウム効果が発現するまでの照射データの取得である。これにより、核分裂炉照射データも活用し、20 dpa までの原型炉運転の認可を得るのに必要な説得力のあるデータベースを示すことができる。原型炉移行判断の後（第 4 段階）においては、建設判断までの時期、あるいは建設期を利用し、データベースの信頼性をさらに高めるとともに、原型炉の運転可能期間を延ばすための高フルエンスのデータを取得する。これには A-FNS の増強（2 ビーム化による IFMIF への拡張）の必要性も議論になるであろう。原型炉開発アクションプランにおけるこれらの活動の関連を図 3 に示す。

原型炉は発電を実証する炉であり、商業核融合炉がその単純延長になるとは限らない。また、原型炉の延長として商業核融合炉が実現したとしても、さらに優れた炉の在り方を追求することが核融合炉の競争力を維持するために必要である。このような考えを炉材料に適用すると、現在の第一候補材である低放射化フェライト鋼の照射データベースを拡充するとともに、より高い可能性のある材料（先進材料）の開発研究を並行して行う必要がある。実際原型炉では先進材料を用いたブランケット（先進ブランケット）の照射試験がそのミッションの一つであり、必要な材料照射試験をタイムリーに進める必要がある。これは、A-FNS（IFMIF）の利用対象を低放射化フェライト鋼から先進材料に徐々に移行する必要性を示している。このような段階的な利用計画を図 4 に示す[10]。

A-FNS の実際の試験マトリクスの策定にはさらにさまざまな検討が必要である。本稿の主旨からやや外れ

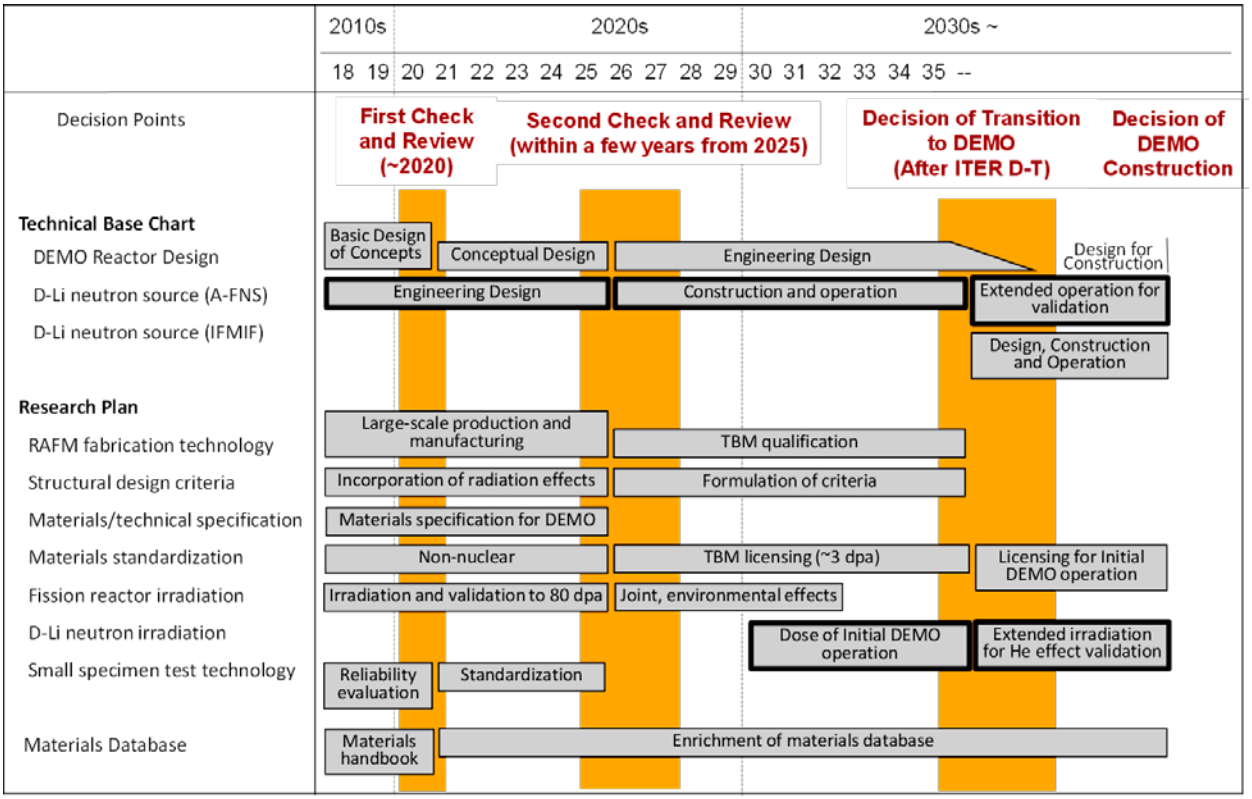


図 3. 原型炉開発アクションプラン[8]の核融合炉材料開発関連の抜粋。A-FNS 開発と照射試験に関する部分を太枠で示した。

るので概略のみを述べると、必要な材料照射データベースを定義するには、その使われるプラントにおいてどのような材料仕様が求められているかをまず明らかにする必要があり、そのためには、材料が使われる構造物の設計基準を確立する必要がある。構造設計基準はプラントの安全性をどのように確保するかによって左右されるもので、安全確保のシナリオを含む炉設計そのものの精緻化が必要である。さらにこのような一連の作業において、候補材料自身と試験法・評価法（微小試験技術）の規格化が達成されなければならない。これらについても図 3 に含まれている。

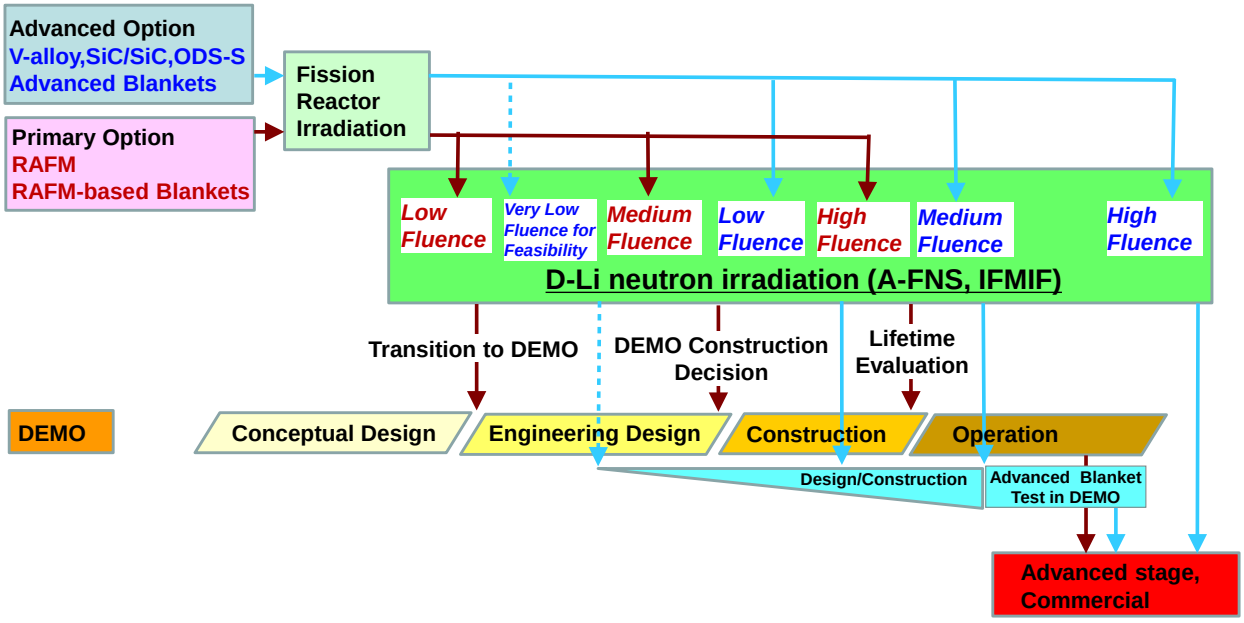


図 4. A-FNS、IFMIF の低放射化フェライト鋼から先進材料への段階的な利用案[10]。

2-3. 基礎研究の必要性

上記のように、A-FNS で得られる照射データの範囲は限られ、核分裂炉等による照射やモデリングによる支援が必要であること、微小試験片に頼る必要があること等を考慮すると、それらの照射データから得られる知見の信頼性を上げるための基礎研究を同時に進める必要がある。

このことが炉の運用段階になっても問われることは、近年の原子炉圧力容器の脆化予測に関する議論からも明らかである。ここで提起された問題は大きく分けて（1）脆化予測式の時間変化を表す項の問題、（2）監視試験片との照射速度の違いの問題、であった[11]。現象の時間依存性を明らかにするには 10-100 倍の時間スケールの異なった条件の試験が必要である。照射速度に関しては、核融合炉材料の試験においても速度効果を適切に考慮しないことが誤ったデータ解釈に繋がりかねない例がいくつも見られる。図 5 はその例で、一見ばらつきの多いデータが各データの照射速度を考慮すると見通しの良い傾向が得られている[12]。照射速度依存性を明らかにするには同じ照射環境で 10 倍程度の照射速度を変えた試験が必要である。これらの試験を原子炉で試みた例はあるものの成果は極めて限られている。加速器ベースの中性子源である A-FNS はその高い制御性、アクセス性の特長を生かし、これら基本的な課題に向けて大きな貢献が可能であると期待される。

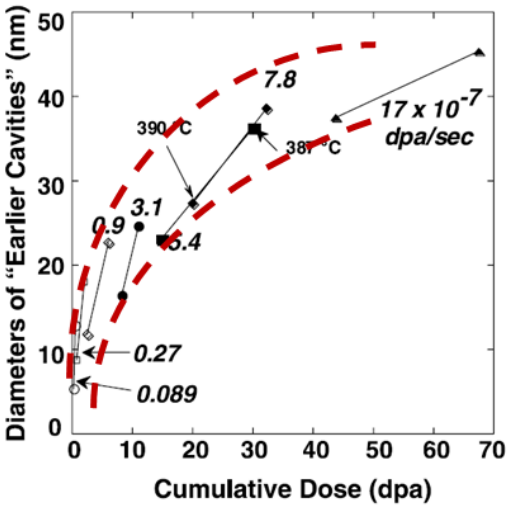


図 5. 高速炉各位置で照射したオーステナイト鋼のボイドサイズの照射量依存性。データが破線の領域でばらつくように見えるが、実際は各照射速度(dpa/sec, 図中に数字で示す)に応じた変化を示している[12]。

3. まとめ

A-FNS を想定し、材料研究開発の立場から核融合炉研究開発計画との整合性と、基礎研究を含め研究開発のロバストネスを高める観点から必要なことをまとめた。強力中性子源は User Oriented Facility と位置付けられ、本来利用者（ここでは材料研究者）が設計、製作、利用計画を主導すべきであると考えている。本稿を終えるにあたって材料研究者のより積極的な参加を促したい。

参考文献

[1] E.W. Kintner, J. Nucl. Mater. 85&86 (1979) 3.
[2] K. Noda et al., J. Nucl. Mater. 179-181 (1991) 1147.
[3] T. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 22 (1993) 117.
[4] S.J. Zinkle and L.L. Snead, Ann. Rev. Mater. Res. 44 (2014) 241.
[5] J. Knaster, A. Moeslang, T. Muroga, Nature Physics 12 (2016) 424.
[6] R. E. Stoller, J. Nucl. Mater. 174 (1990) 289.
[7] H. Tanigawa et al., Nuclear Fusion, 57 (2017) 092004.
[8] K. Okano et al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 183.
[9] http://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/__icsFiles/afieldfile/2018/11/08/1408259_2_1_1.pdf
[10] T. Muroga and H. Tanigawa, Fusion Sci. Tech., 72 (2017) 389.
[11] 井野博満, 上澤千尋, 伊東良徳, 日本金属学会誌 第 72 巻 第 4 号(2008) 261.
[12] T. Okita et al., J. Nucl. Mater. 307-311 (2002) 322.

*Takeo Muroga[1]
[1]National Institute for Fusion Science

2019年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画
Plan of A－FNS

（4）応用利用分野からの要望

(4) Request from the field of application

*鬼柳　善明 [1]
[1]名古屋大学

1. 日本の中性子源の現状

ビーム実験用の中性子源としては、世界的に原子炉が長く使われていたが、老朽化に伴ってシャットダウンする施設が増え、大型加速器を用いる核破砕中性子源が世界各地に建設された。日本においては、J-PARC 中性子源ができた後、中性子科学の発展には小型中性子源が必要という意見が広がり、既設の北大の HUNS に加えて京大の KUANS、理研の RANS が建設された。中性子を利用しやすくする、新しい芽を出すというようなところで小型中性子源が役にたっている。また、RANS は産業利用を前面に打ち立てて、色々な分野を切り開いてきている。商業用中性子源としては、住重 ATEX が稼働しており、中性子イメージングなどに使われている。さらに、青森県量子科学センターに中性子源が設置された。

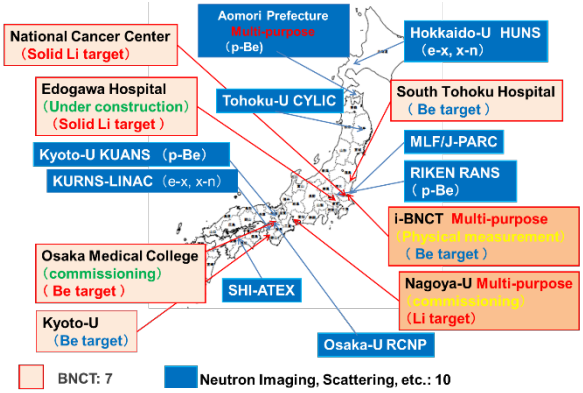


図１　日本の加速器中性子源

一方、中性子の医療応用であるボロン中性子捕捉療法（BNCT）用中性子源が多く建設されている。京大複合原子力科学研究所に建設されたものが日本最初の加速器 BNCT 装置であるが、さらに色々な種類の加速器を用いた施設が建設されている。また、多目的施設となっている所もある。日本の加速器施設を図 1 に示す。

2. 中性子利用

中性子エネルギーと強度によって、可能な実験が異なる。それを図２に示す。ただし、これは概要であり、参考程度と考えて頂きたい。A-FNS は、加速エネルギーに依存するが、14MeV にピークを持つ中性子を発生させることができる。また、発生中性子強度も 10^{16}n/sec オーダーが期待される。発生中性子をそのまま使うとすれば、ソフトエラー加速実験が可能である。さらには、エネルギー最適化を行えば、高速中性子イメージングを高精度で実施できると考えられる。また、熱中性子源、冷中性子源を設置すれば、さらに応用範囲は広がり、中性子散乱実験の一部は可能となると考えられる。このような応用では、ユーザーが利用しやすいシステムの構築が重要である。さらには、装置のユニーク性なども付け加えられることが期待される。医療応用である BNCT も可能な強度を持っているので、現状、北東北には BNCT 施設の建設予定はないのを補うこともあり得る。しかし、その場合は、病院施設としての機能をもつ必要がある。

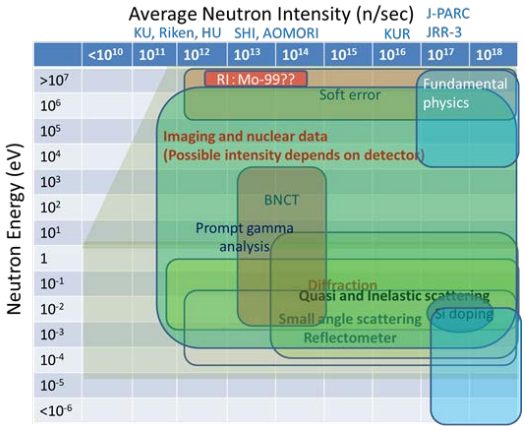


図２　中性子エネルギー・強度と可能な応用分野

非常に高強度の中性子源であるので、応用分野も基本的に多く、特徴のある施設となることを期待したい。

*Yoshiaki Kiyanagi [1]
[1]Nagoya Univ.

(Thu. Mar 21, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O)

[2O_PL05] Discussion

核融合炉の研究開発は、核燃焼プラズマ工学、中性子工学、トリチウム工学、核融合材料工学等、核反応を伴う炉工学技術の実証段階に近づきつつある。DT反応で発生する14 MeV中性子に対する炉壁・炉内機器の照射特性の解明は重要な課題である。現在、量子科学技術研究開発機構において、先進核融合中性子源（A-FNS）の概念設計が進められており、核融合炉工学分野の研究開発に対する貢献が期待されている。装置で発生する中性子は、医療などの他産業、学術研究に応用することも期待される。セッションでは、装置の全体像や設計の現状をご講演頂くと伴に、利用者側からの材料・炉設計分野の研究開発の現状とそれに即した中性子源のニーズや利用法等に対する要望を交えて、A-FNS計画の現状と将来に対して議論を行う。

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

[3B_PL] Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

Chair:Satoshi Yanagihara(Univ. of Fukui)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_PL01] Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal

*Hiroomi Aoki[1] (1. NRA)

[3B_PL02] Development of waste acceptance criteria for near surface diposal project by JAEA

*Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

[3B_PL03] Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria

*Masato Tanaka[1] (1. FEPC)

[3B_PL04] Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology

*Takeshi Osugi[1] (1. JAEA)

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（1）廃棄体の技術基準の性能規定化について

(1) Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal

*青木 広臣，井上 亮，秦 はるひ，川﨑 智
原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は 2016 年 1 月に IAEA による総合規制評価サービス（Integrated Regulatory Review Service: IRRS）を受け [1]，同評価サービスにおいて明らかになった課題の一つに，廃棄体の規制基準の性能規定化が挙げられている [2]。原子力規制庁では，核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下「事業規則」という。）第８条に規定されている放射性廃棄物等の技術上の基準（以下「技術基準」という。）の改正に向けた検討を行っている。

2. 廃棄体の技術基準

現行の技術基準では，放射性廃棄物を容器に封入する方法及び固型化する方法について原子力規制委員会が定めることになっており，その方法は，核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示（以下「告示」という。）第 4 条に定められている。この告示では，民間規格である JIS を引用し廃棄体の容器や固型化材料が規定されており，所謂，仕様規定になっている。今後，原子力発電所及び核燃料施設の廃止措置が進み，それらの廃止措置によって発生する放射性廃棄物を埋設するための埋設事業が進展することが予想される。廃棄体の技術基準の仕様規定を撤廃し性能規定化することによって，より柔軟な廃棄体容器及び固型化材料の採用が可能となり，円滑な廃止措置の実施の一助となることが期待される。

Table 1 に廃棄体の技術基準が規定されている事業規則第８条第１項及び第２項の現行規定と改正案の概要を示す。

Table 1 事業規則第８条第１項及び第２項の現行規定と改正案の概要 [3]

現行	改正案
1 ピット処分を行う場合・・・廃棄体又はコンクリート等廃棄物 トレンチ処分を行う場合・・・コンクリート等廃棄物	1　中深度処分を行う場合・・・廃棄体 ピット処分を行う場合・・・廃棄体又はコンクリート等廃棄物 トレンチ処分を行う場合・・・廃棄体又は コンクリート等廃棄物
2　廃棄体に係る技術上の基準	2　廃棄体に係る技術上の基準
一　放射性廃棄物を原子力規制委員会の定める方法により容器に封入し又は固型化すること	一　放射性廃棄物を容器に封入又は固型化すること
二　事業許可申請書に記載した最大放射能濃度を超えないこと	二　事業許可申請書に記載した最大放射能濃度を超えないこと
三　表面の放射性物質濃度が、規定の表面密度限度の１０分の１を超えないこと	三　表面の放射性物質濃度が、規定の表面密度限度の１０分の１を超えないこと
四　廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質を含まないこと	四　廃棄体の健全性 及び廃棄物埋設地の安全機能 を損なうおそれのある物質を含まないこと
	五　中深度処分を行う場合にあっては、廃棄体の健全性及び廃棄物埋設地の安全機能が損なわれることがないよう廃棄体中の水素の発生を抑制する等の措置が講じられていること
五　埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること	六　埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること
六　著しい破損がないこと	七　想定される最大高さから落下した場合においても、放射性物質が容易に飛散又は漏えいしないこと
七　放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号を表示すること	八　放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号 の表示その他の措置が講じられていること
	九　上記に定めるもののほか、許可申請書等に記載した性状を有すること
3　コンクリート等廃棄物に係る技術上の基準 第２項第二号の規定を準用するほか、次の各号に掲げるとおり	3　コンクリート等廃棄物に係る技術上の基準 前項第二号、第四号 及び 第八号 と同様に規定。そのほか、許可申請書等に記載した性状 を有すること。
一　爆発性の物質を含まないこと	
二　照合できるような措置が講じられていること。	

3. 放射性廃棄物の受入れの基準

放射性廃棄物の受入れの基準（Waste Acceptance Criteria: WAC）は，国際基準においてその要件が示されており [4]，諸外国では埋設事業者が自らの埋設施設に受入れ可能な廃棄物の基準を WAC に定めることが一般的である [5]。我が国においても，事業規則で定める技術基準を性能規定化した場合，廃棄体の容器や固型化材料等の仕様を定めるものとして WAC を導入することを検討している。Fig.1 に廃棄物確認に関する規制スキームの改正案を示す。

なお，同図には民間規格の位置付けが示されていないが，埋設事業者が廃棄体容器や固型化材料の具体的な仕様を定めた民間規格について，自らの埋設施設に受け入れられる廃棄体の仕様として適していると判断した場合には，WAC において民間規格を引用することを妨げるものではない。

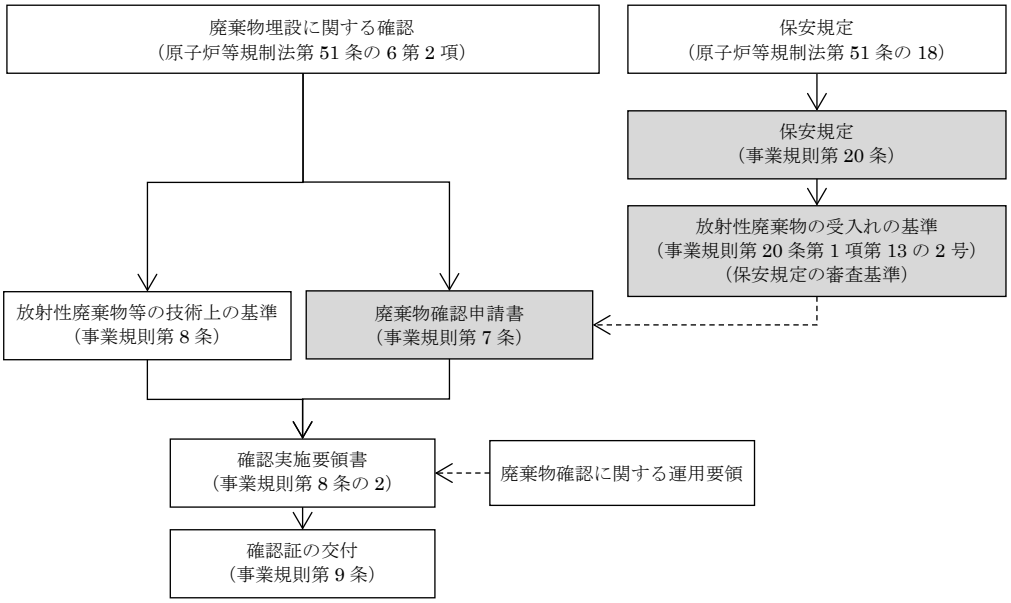


Fig.1 廃棄物確認に関する規制スキームの改正案（参考文献 3 に追記・修正）

4. まとめ

本稿では廃棄体の技術基準の性能規定化の考え方と放射性廃棄物の受入れの基準（WAC）の位置付けについて紹介した。埋設事業者においては，海外の事例も踏まえ，自らの廃棄物埋設施設に受入れ可能な廃棄体の仕様を定めたより具体的な WAC の策定が期待される。

参考文献

(1) International Atomic Energy Agency: Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan, IAEA-NS-IRRS-2016, Tokyo, Japan, 10-22 January 2016

(2) 原子力規制庁: 総合規制評価サービス（IRRS）において明らかになった課題への対応について，平成 27 年度第 60 回原子力規制委員会，資料 2-1，平成 28 年 3 月 16 日

(3) 原子力規制庁: 中深度処分等に係る規制基準等の策定について－第二種廃棄物埋設に係る事業許可基準規則等の骨子案の事業者との意見交換の実施－，平成 30 年度第 22 回原子力規制委員会，資料 3，平成 30 年 8 月 1 日

(4) International Atomic Energy Agency: Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements Part 5, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, 2011

(5) Sustainable network for Independent Technical Expertise of Radioactive Waste Disposal – Interactions and Implementation (SITEX-II): Developing a joint review framework Developing a common understanding on the interpretation and implementation of safety requirements, Deliverable n° D2.1, Ref.Ares(2018)2678142-24/05/2018, 2018

*Hiroomi Aoki, Ryo Inoue, Haruhi Hata and Satoru Kawasaki
Secretariat of Nuclear Regulation Authority, Japan

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（2）廃棄体受入基準策定への取り組み

(2) Development of waste acceptance criteria for near surface disposal project by JAEA.

*仲田 久和[1]，天澤　弘也[1]，出雲　沙理[1]，岡田　翔太[1]，坂井　章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

JAEA は、原子炉施設、再処理施設、加工施設、核燃料物質使用施設、放射性同位元素使用施設、放射線発生施設、病院等から発生する低レベル放射性廃棄物（以下、「研究施設等廃棄物」という）を対象とした埋設事業の一環として、埋設施設への廃棄体の受入基準の策定を進めている。本報では、現在までの廃棄体受入基準策定への取り組み状況を報告する。

2. 研究施設等廃棄物の廃棄体の受入基準策定へむけた取り組み

JAEA では、廃棄体の受入基準を、埋設施設を設置する立地場所固有の環境条件に大きく依存せず施設設計に基づいて具体的に検討が進められる受入基準と、埋設施設を設置する立地場所固有の環境条件に依存するため具体的な基準値が確定しない受入基準に大別して検討を進めている。前者は、固型化の方法、耐埋設荷重等がある。後者には、最大放射能濃度の基準及び廃棄体の健全性を損なう物質の含有量等がある。

ここでは、研究施設等廃棄物の埋設施設のうち、主にトレンチ埋設施設の設計結果 [1)]に基づいて検討した、耐埋設荷重、固型化の方法及び廃棄体内部の空隙に関する受入基準の策定に向けた取り組みを説明する。なお、同基準の検討は、埋設対象廃棄物の大半を占める、金属、コンクリート、雑固体の充填固化体、廃液のセメント固化体を対象としている。

2-1. 耐埋設荷重に関する基準(覆土前まで)

研究施設等廃棄物のトレンチ埋設施設では、200 ㍑ドラム缶の廃棄体を縦置きに 4 段積みとし、最終覆土を厚さ 2.5m 程度施工する検討を進めている。この場合、覆土等の土圧によって埋設直後に廃棄体が圧潰すると、廃棄体内部の放射性物質が漏出しやすい状態になるとともに、覆土の安定性の観点からも適切でない。したがって、埋設廃棄物における耐埋設荷重の基準を設定する必要がある。

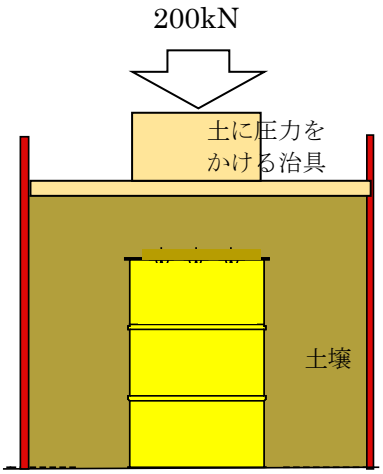


図 1 トレンチ処分の状態を模擬した耐荷重試験の概図

廃棄体を土中に埋設した場合を模擬した耐埋設荷重試験(図 1)を行って、JIS 規格に定めるドラム缶の耐埋設荷重を評価した。同試験では、ドラム缶内は空とし、金属、固化体等の内容物による耐荷重は期待しないとした。試験の結果、最下段のドラム缶が受ける土圧はドラム缶の耐埋設荷重より十分低いことを確認した。このため、JIS 規格のドラム缶を、廃棄物を収納する容器として使用することが受入基準とすることができると考えられる。

2-2. 固型化（飛散防止）に関する基準(覆土前まで)

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設では、廃棄物を容器に固型化した廃棄体も埋設できることを想定している。このため、ピット処分と共通の廃棄体の固型化に係る基準を検討した。放射性廃棄物の材質・形状に応じた分別方法を設定し、充填するモルタルの材料、流動性等を設定した充填性試験を行い、容易に外部に飛散、漏えいしない状態となるよう固型化(図 2)できることを確認した。その試験結果に基づいて、廃棄体の充填に係る作業手順書をとりまとめた。

これより、同手順書に従って、所定の分別を行い JIS 規格のドラム缶に収納すること、JIS 規格のセメント、所定の混和材、骨材及び水を用いて所定の流動性に配合をした上で充填をすることを受入基準として設定した。

図 2 固型化後の模擬廃棄体の断面

2-3. 廃棄体内の空隙に関する基準(覆土後)

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設では、金属、雑固体等を鋼製の 200 ﾘｯﾄﾙドラム缶、角型容器へ収納した廃棄体を埋設する計画である。廃棄体内に大きな空隙がある状態で埋設した場合、長期的には容器の腐食、土圧等によって容器形状が維持できず、その結果、覆土が変形する可能性がある。その際、覆土が雨水等の溜まりやすい形状となり、浸透水量の増加など埋設処分の安全性に不利な影響を及ぼすことが考えられる。これを抑制するため、廃棄体の内部空隙率に基準値を設けるとともに、施設設計においても、廃棄体の内部空隙率に応じた覆土の厚さ及び初期勾配も設定するため、トレンチ処分施設を模擬した 2 次元 DEM 解析を用いて検討した。その結果、沈下後にもトレンチ外側へ水を流すために覆土の勾配厚さを設定することを想定した上で(図 3)、廃棄体の受入基準として、内部空隙率を 20%以下とすることにより沈下による安全性に不利な影響を回避できることを確認した。

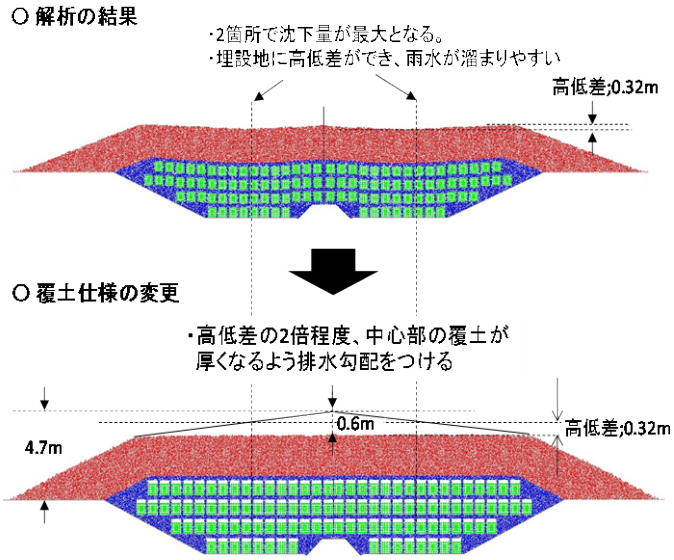


図 3 空隙率 20%の場合の沈下状況と覆土仕様

2-4. これまでの受入基準策定へ向けた取り組みまとめ

埋設対象廃棄物の大半を占める、金属、コンクリート、雑固体の充填固化体、廃液のセメント固化体等の廃棄体について、施設設計に基づき受入基準の検討状況をとりまとめた。最大放射能濃度等の一部の基準項目は、埋設施設を設置する場所の環境条件に依存するため、今後検討を行う。これらの結果を表 1 にまとめる。

表１　研究施設等廃棄物の埋設施設の受入基準の検討状況

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">主な受入基準項目</th><th colspan="2">廃棄体種類毎の受入基準</th></tr>
<tr><th>充填固化体</th><th>均質固化体（セメント）</th></tr>
<tr><td rowspan="6">固型化の方法</td><td>固型化材料：セメント</td><td colspan="2">昭和45年以降に製造されたJISR5210若しくは、JISR5211に定めるセメントであること
又はこれと同等以上の品質を有するもの</td></tr>
<tr><td>容器</td><td colspan="2">JISZ1600(1993),JISZ1600(1974),(1977),(2006)H級、(略)…であること
又はこれと同等以上の品質を有するもの</td></tr>
<tr><td>固型化材料等の練り混ぜ</td><td rowspan="3">固型化にあたっては、あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料を容器内の放射性廃棄物とを一体となるように容器内の空隙率が20%以下に充填すること</td><td>固型化にあたっては、予め均質に練り混ぜた固型化材料等と放射性廃棄物を均一に混合させること</td></tr>
<tr><td>一体となるような充填</td><td></td></tr>
<tr><td>有害な空隙</td><td>・内部空隙が残らないこと
・上部空隙を20%以下とすること</td></tr>
<tr><td>一軸圧縮強度</td><td></td><td>1,470kPa(15kg/cm^2)以上であること</td></tr>
<tr><td rowspan="2">耐埋設荷重</td><td>ピット処分</td><td colspan="2">俵積みの状態で150kN(15.3t)以上</td></tr>
<tr><td>トレンチ処分</td><td colspan="2">土中に埋設した状態で200kPa（2kg/cm^2)以上</td></tr>
<tr><td colspan="2">著しい破損</td><td colspan="2">・廃棄体から廃棄物が漏洩又は露出していないこと
・廃棄体の表面の劣化が認められないこと
・廃棄体の運搬上の支障がある変形等がないこと</td></tr>
<tr><td rowspan="2">表面線量当量率</td><td>ピット処分</td><td colspan="2">廃棄体の表面線量当量率は、2mSv/hを超えないこと</td></tr>
<tr><td>トレンチ処分</td><td colspan="2">廃棄体の表面線量当量率は、100μSv/hを超えないこと</td></tr>
<tr><td colspan="2">健全性を損なう物質</td><td colspan="2">廃棄体の健全性の損なうおそれのある物質を含まないこと(立地環境条件が確定後に最終的な値を設定する計画)</td></tr>
<tr><td colspan="2">最大放射能濃度</td><td colspan="2">放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと(立地環境条件が確定後に最終的な値を設定する計画)</td></tr>
</table>

3. 課題

これまでの検討から、耐埋設荷重、内部空隙等に関する受入基準を満たすよう廃棄体を製作することは可能である。しかし、最大放射能濃度の基準は検討中のため、埋設施設の設置場所が決定するまでは、一般的な環境条件に基づいて暫定の核種毎の最大放射能濃度の基準値を示す計画である。これより、廃棄体の製作者は、同基準値を参考として廃棄体製作の具体的な計画(製作方法、放射能評価、製作時期)を検討することができると考えられる。

一方、埋設対象廃棄物のうち、固型化方法が未確立な焼却灰及びイオン交換樹脂、廃棄体の健全性及び埋設施設の安全機能を損なうおそれのある物質を考慮する必要のある廃棄物に係る受入基準は今後の検討課題としている。このうち、廃棄体の健全性を損なう物質の基準については、現在の第二種廃棄物埋設事業における要領だけでなく、産業廃棄物の処理処分及び環境に係る基準を踏まえて、埋設施設を立地する環境条件や、廃棄体の作製方法及び埋設施設の設計に基づき策定する方針である。

最後に、JAEA は、研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体として、受入基準に関する検討を更に進めるとともに、廃棄体作製方法に係る基本的な考え方や手順についても検討し、各廃棄体製作者が廃棄体の作製が可能となるように貢献していくことを考えている。

参考資料

1)　天澤弘也 他,“研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計”, JAEA-Technology 2012-031(2012).

*Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Sari Izumo[1], Shota Okada[1] and Akihiro Sakai [1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（3）性能規定化を受けた廃棄体製作への取り組み

(3) Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria

*田中 正人[1]，梅原 隆司[2]，柏木 誠[3]，石井 公也[4]

[1]関西電力，[2]原子力安全推進協会，[3]日揮，[4]電気事業連合会

1. はじめに

原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用については、平成 14 年 7 月に国の基本方針が示された以降、電事連は仕様規定としての学協会規格の制定に向けた活動を充実させ、制定された民間規格に対して、規制当局として規制上の要求を充足するものか否か等の技術評価が順次行われてきている。

今般、廃棄体の規制基準の性能規定化に伴い、廃棄体製作に係る具体的な仕様を定める告示（仕様規定）が撤廃される見通しとなったことから、原子力発電所で製作されるドラム缶形状の廃棄体製作における対応について検討を進めている。

2. 原子力発電所から発生する放射性廃棄物

放射性廃棄物は、原子力発電所の運転等に伴い発生する放射能レベルの低い「低レベル放射性廃棄物」と、使用済燃料の再処理に伴い再利用できないものとして残る放射能レベルが高い「高レベル放射性廃棄物」とに大別される。処分にあたっては、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類などに応じて適切に区分し、厳重に管理し、それに応じて発生者責任の原則のもと、合理的な処理・処分が行行われる。

現在、「放射能レベルの比較的低い廃棄物（L2）」に分類されている低レベル放射性廃棄物が、セメントやアスファルトを用いてドラム缶内に固化され、このドラム缶形状の廃棄体は、青森県六ヶ所村の日本原燃（株）低レベル放射性廃棄物埋設センターに運ばれた後、原子炉等規制法等に基づく規制当局の承認を受け、コンクリートピットに埋設処分されている。

なお、制御棒などの「放射能レベルの比較的高い廃棄物」は現在、原子力発電所内に保管されており、これらについては、地下 70 メートルより深い地中にコンクリートピットと同等以上の施設を設置して埋設処分することによって安全性を確保するとの基本的な考え方が原子力規制委員会によって示されている。

3. 廃棄体製作への取り組みについて

原子力発電所で製作されるドラム缶形状の廃棄体は、第二種埋設事業規則から求められる「廃棄体の技術基準」、埋設施設の事業許可条件から求められる「受入要件」、事業所外運搬規則から求められる「輸送要件」（輸送容器との機能分担あり）を満たす必要がある。また、これら要件への適合性を確認するための検査方法も示す必要がある。

このため、廃棄体の規制基準の性能規定化を受けて、規制基準を満たす技術要素（放射性廃棄物の条件、容器に固型化する方法、固型化時に管理すべき事項、固型化方法の評価結果など）を検討し、それぞれの技術要素の詳細を示す技術的要件の内容の抽出を行い、事業者として実施した技術的な試験又は評価などの根拠も含めて、民間規格に反映したいと考えている。また、廃棄体製作の各段階における管理・検査項目と管理・検査方法の詳細についても取り纏めていく。

*Masato Tanaka[1], Ryuji Umehara[2], Makoto Kashiwagi[3] and Kimiya Ishii[4]

[1]The Kansai Electric Power Co. Inc., [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]JGC Corporation and [4]The FEPC

2019年春の年会

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

（4）廃棄体固型化技術開発の現状と課題

(4) Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology

*大杉　武史

原子力機構　サイクル研

1. 概要

廃棄体技術基準の性能規定化の導入に関連して、これまでに実施している固型化技術開発の概要を紹介するとともに、技術開発における課題等について紹介する。

2. 廃棄体固型化技術開発の現状と課題

2-1. 固型化技術開発の紹介

（1）リン酸系セメント固型化技術 ※1

福島第一原子力発電所事故で発生した汚染水を処理することで発生する廃棄物（汚染水処理二次廃棄物）には、事故直後に炉心冷却のため用いた海水成分が含まれるものがある。海水に含まれる成分は普通ポルトランドセメント（OPC）による固化処理において、性能を低下させる可能性が指摘されていることから、セメント以外の材料による固化技術の開発を行った。Sr を含む、線量が高い廃棄物であることから、水素発生量を抑制するために固化後の水分量を低減することも合わせて達成できる材料として、カルシウムアルミナセメントにリン酸を加えたリン酸系固型化技術を選定した。非放射性の元素を添加した模擬スラリーや模擬濃縮廃液を作製し、混合固化した試料に対して、溶出率や水分量の分析、照射試験による発生水素量の測定をおこなった。結果として、乾燥処理を行うことで水分量を低減でき、Sr の固定性に優れた固化体を作製できる可能性が示唆された。

（2）AAM（Alikali Activatied Material アルカリアクティベート材）固型化技術 ※2

汚染水処理二次廃棄物の保管リスク低減のため、処理の適用性の評価に関する研究が進められている。国内外において放射性廃棄物の処理方法として実績がある技術の調査を行い、いくつかの技術については、模擬廃棄物を用いた実験室レベルから工学規模に至る試験が行われている。海外での使用実績があるアルミナとシリカを含む無機粉末にアルカリ溶液を反応させて硬化させる AAM 固型化技術は低温処理技術の一つとして実験的な調査を行っている。無機粉末の種類、添加物、アルカリ溶液の種類、量などを変えて、圧縮強度、固化時間、水の放射線分解に伴う水素発生量などの物性や、浸出・溶解特性などの長期特性を調査している。OPC では固化しづらい廃棄物成分を固化できることや、空隙分布が小さいなど、固型化技術として一定の有用性が期待される。

2-2. 今後の課題

廃棄体固型化技術開発において研究を行っている固化材料は、埋設告示に具体的記載のあるセメント、アスファルト、プラスチック等の材料のいずれにも該当しない。既存材料による固化では困難な廃棄物に対して有用性が期待される新しい材料を実際に適用するにあたって、どのような性能を設定し、その性能を示す根拠となるデータや標準的な試験方法に関して関係者の共通的な認識も必要と考えられる。このような観点で、事業者、規制当局とは異なる立場である学会の果たすべき役割も大きいと考える。

---

*Takeshi Osugi

Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., Japan Atomic Energy Agency

※1：平成 27 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮背景の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発」で実施したものです。※2「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」で実施したものです。

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[3D_PL] Current Status of R&D on Pyroprocessing

Chair:Yasuji Morita(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_PL01] Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country

*Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL02] Reprocessing of Nitride Fuel

*Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuels

*Masatoshi Iizuka[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL04] Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method

*Kuniyoshi Hoshino[1] (1. Hitachi-GE)

[3D_PL05] Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel

*Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City Univ.)

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（1）乾式再処理の概要および各国の研究開発動向

(1) Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country

*小山 正史[1]
[1]電力中央研究所

1. はじめに

昨年 10 月 24 日から 26 日にかけ東海村 IVil で乾式再処理プロセス国際会議（IPRC2018）が開催された。これは核燃料サイクルでの乾式再処理の実用を視野にした目標の明確な国際会議であり、本分野の著名な研究者から若手研究者まで、世界 7 ケ国から約 60 人が集まり、専門的な議論が行われた。もともと GNEP における乾式サイクル開発の進展を狙い、米 ANL と INL、電中研、KAERI が発起人となって 2006 年に始めた小さな国際会議だが、出席者は増加傾向にあり、次回は CEA が欧州初めてのホストになるなど開催国も広がりつつある。GNEP の終了や福島第一事故などによる政策的な変化にも関わらず、乾式再処理の研究が継続されており、その特有の技術特性により将来の役割が期待されるものと考えられる。

2. 乾式再処理技術の概要

乾式再処理は、硝酸溶液を用いる PUREX 法などの湿式再処理に対照した名づけであり、高温冶金法あるいは高温化学法が元々の名前である。従って、燃料転換や燃料製造に用いられている高温を用いたプロセス技術の一種であり、現行のサイクル技術からかけ離れているわけではなく、両者をまたがる研究者や技術者も多い。乾式再処理が湿式再処理に比べて、体積当たりに扱える核燃料量が大きく、高放射線の燃料が扱えるのは、減速材となる水や、放射線に対し不安定な有機溶媒を用いないため[1]で、燃料製造施設を想定すれば理解しやすい。後の発表に示すように、再処理としては処理する燃料形態に応じて、様々なプロセスが提案されているが、概ね、湿式再処理と比べて分離性能が悪く、回収した燃料にはある程度の濃度で FP が混入することが欠点である。ところが、回収燃料を高速炉で用いれば、FP の核的影響は小さく、むしろ、MA が Pu とともに回収されるため、低い分離性能を逆に長所としているところが特徴である。

3. 内外の研究開発の動向

世界的に、高速炉を始めとする第 4 世代炉の実用化が遅れており、様々な理由が考えられるが、サイクル施設の実用化に大きな時間とコストが掛かることも一因と思われる。即ち、高燃焼度で MA 濃度の高い第 4 世代の使用済燃料について、実用規模のホット試験の実現が大きなネックになっている[1]。乾式再処理は、前記の特性により、小さな施設で比較的多量の燃料処理が行えるため、例えば金属燃料 FBR なら 10ton/年程度の再処理施設で実用的な経済性が期待されている[2]。従って、SMR にコロケーションするような再処理施設なら実用規模のホット試験の敷居がずっと低く、INL での EBR-II 燃料のホット試験が既に実用規模である。このため、乾式再処理が商業的な Gen-IV の Pu 燃料サイクルを世界で実現する上で、先導的な役割を担いうると考えられる。当日は、この観点で各国が実施している研究開発動向を紹介する。

参考文献

[1] T. Koyama, T.Todd, B. Boullis, J. Chen, J. Hur “Reprocessing Technology – R&D to Industrialization” GLOBAL2017, Plenary Panel, Sept. 27, 2017.

[2] T.Koyama, “Nuclear Engineering for Pyrochemical Treatment of Spent Nuclear Fuel”, Nash & Lumetta ed., “Advanced Separation Techniques for Nuclear Fuel Reprocessing and Radioactive Waste Treatment”, Woodhead Publishing, ISBN978-1-84569-542-2, p.269-310(2011).

*Tadafumi Koyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（2）窒化物燃料の処理技術の現状

(2) Reprocessing of Nitride Fuel

*林 博和[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 窒化物燃料の特徴 [1-3]

アクチノイド窒化物はセラミックスであるが金属的性質を併せ持ち、融点が高く熱伝導率が大きいという特長がある。このため、定常運転条件において燃料温度を融点よりも十分に低く保つことによって、燃料中の物質の移動、燃焼に伴う FP ガス放出、スエリングなどを抑制することができる。窒化物の製造については、原料酸化物を炭素粉末と混合して窒素ガス中での加熱する炭素熱還元反応、及び窒素-水素中での加熱による残存炭素の除去という方法が確立されている。しかし、窒化物は空気中での化学的安定性が十分でないため、不活性ガス雰囲気で取扱う必要があるという課題がある。また、燃焼中に N-14 から(n,p)反応によって C-14 が生成されるため、生成した C-14 の回収・安定化、もしくは天然存在比 0.36%の N-15 を濃縮して使用することが必要である。

2. 窒化物燃料及び窒化物燃料処理技術の研究開発状況

2-1. 研究開発の概要

窒化物燃料は、炭化物燃料とともに MX 型燃料(M=U+Pu, X=N または C)と称され、アクチノイド密度の大きな高性能の高速炉用燃料として期待されて、1960 年代から米国、ヨーロッパ、ソ連(現ロシア)、日本などにおいて研究開発が行われてきた[1]。窒化物燃料の再処理法については、PUREX 法に基づく湿式法、及び溶融塩電解法を応用した乾式法の研究開発が行われてきた。湿式法では、窒化物燃料を直接硝酸に溶解する方法のほか、硝酸溶解前に酸化処理によって高濃縮 N-15 を回収(再利用)し、その後の工程は酸化物燃料の再処理と同様に行う方法が検討された[1,4]。一方、金属燃料の再処理法として開発され、INL において工学的規模試験まで実施されている溶融塩電解を主工程とする乾式法が、電気伝導度が大きな MX 型燃料に適用可能であることが、UC 及び UN を用いた基礎試験によって示され[5,6]、研究開発が行われた。窒化物燃料の溶融塩電解では、陽極において窒化物が窒素(N_2)ガスを発生しながら溶解し、アクチノイドはイオン化して溶融塩中に溶解する[7-9]。陽極における金属元素溶解後は金属燃料の場合と同様に、アクチノイドは塩化物の生成自由エネルギーの差に従って FP と分離され、陰極において回収される。なお、乾式法では、N_2ガスとして放出される高濃縮 N-15 の回収が比較的容易であると考えられる。

2-2. ロシアにおける研究開発状況

ロシアでは、高速炉用高密度燃料として窒化物燃料の研究開発が継続的に行われている[10]。近年は、ROSATOM が 2010 年に政府に承認した連邦目標計画の下で、2025 年までに高速炉を用いた燃料サイクルを基本とした新たな原子力発電技術を開発することを目標として 2012 年に開始された「PRORYV(break through)計画」において、U-Pu 窒化物燃料を鉛冷却高速炉で使用し、使用済燃料を短い冷却期間(1 年間以下が目標)で再処理する技術の開発を実施している。この計画では、トムスク州のシベリア化学コンビナート(SCC)に、窒化物燃料製造施設(14t/y)(2014 年 3 月建設開始)を皮切りに、鉛冷却実証炉(BREST-OD-300、2025 年頃運転開始予定)及び再処理実証施設(5t/y)も建設する予定である[11-13]。He ボンド窒化物ペレット燃料の研究開発では、Na 冷却高速炉での利用も視野に入れて燃料製造技術、基礎物性測定、実験炉(MIR, BOR-60)及び原型炉(BN-600)における照射・照射後試験などが行われている[14]。

燃料再処理については、乾式・湿式ハイブリッド法(PH-プロセス)による再処理の研究開発が実施されてきた[10,15,16]。これは、使用済燃料を短期間冷却後に、LiCl-KCl 共晶塩を用いた溶融塩電解法でアクチノイドと FP の分離を行ってから、アクチノイドの相互分離を湿式法で行うもので、U-Pu-Np を燃料として使用、Am は核変換用燃料(U-Am)に使用、Cm は長期保管することとしている。2013 年に照射済み UN 燃料を用いた溶融塩電解試験を RIAR のホットセル内で実施したが、電流密度が大きい条件で溶融塩電解を行った場合にペレット表面に UNCl 化合物などが生成して陽極溶解が妨げられるという現象が見られ、手法の見直しを行っている[16]。現在は、冷却期間を長くせざるを得ないが技術的課題の少ない湿式法の開発[17]の他に、「高温電気化学研究所(IHTE)」において乾式法の研究開発を実施中である[16, 18]。IHTE では、窒化物の溶融塩中への化学溶解に $CdCl_2$ を用いる方法を”soft chlorination”と名付けて、実験研究を行っている[18]。この方法においても、500℃程度の温度では、中間生成物として UNCl が生成するが、より高温において UNCl の溶解が可能である[18]。これらの UNCl の挙動は、2000 年前後に旧原研が報告した実験結果及びその熱力学データに基づいた解釈[6,19-21]とよく一致するものである。なお、化学溶解後のアクチノイドの分離回収方法については、溶融塩電解法が適用できると考えられる。

2-3. 日本における研究開発状況

日本原子力研究開発機構では、階層型燃料サイクル概念に基づき、長寿命核種であるマイナーアクチノイド(MA)を加速器駆動未臨界システム(ADS)を用いて核変換するための燃料として、ウランを含まない高濃度 MA 含有窒化物燃料の研究開発を行っている[22-24]。燃焼による反応度の変化を抑制するための Pu、及び熱出力を調整する不活性母材である ZrN を含んだ固溶体である(Zr,Pu,MA)N が燃料化学形の第一候補である。窒化物燃料は、燃料中に高濃度の MA 元素を多様な組成で安定な状態で共存させられることが MA 核変換燃料として適している。MA と Pu(TRU)を含むアクチノイド窒化物の物性値はデータ集にまとめられ[25]、ZrN を不活性母材とした窒化物燃料の照射試験も実施されてきた[22]。

現在の ADS の炉心設計では 1 燃焼サイクル当たりの MA 核変換率は約 20%である。核変換率をより大きくすることを目的として、使用済燃料中に残存する TRU を分離回収して次サイクルの燃料として使用するための乾式処理法の研究開発を実施している[9,22-26]。図に、原子力機構が提案している MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要を示す。主工程である液体 Cd 陰極を用いる溶融塩電解法は、陰極中に TRU を一括回収することができるため、原理的に核拡散抵抗性を大きくすることにも寄与する。液体 Cd 陰極に回収された TRU 元素を窒化物に転換する再窒化工程については、窒素ガス気流中で TRU-Cd 合金を 700℃程度で加熱する「蒸留窒化法」を開発した[27]。

これまでに、Pu 及び MA を含んだ窒化物を用いて実験室規模の乾式処理法要素技術に関する試験を実施し、その原理的成立性を確認している[9,26]。また、「文部科学省　原子力科学技術委員会　群分離・核変換技術評価作業部会」の「中間的論点の取りまとめ」(平成 25 年 11 月) では、「(燃料サイクル技術を含めた各技術分野について)技術成熟度の検討を行った結果、概ね、概念開発段階から原理実証段階に移行することが可能な研究開発段階にあり、工学規模の次のステージに移行することが適当である」と評価された[28]。これを踏まえ、使用済 MA 核変換用窒化物燃料の乾式再処理技術の技術成熟度を原理実証段階まで引き上げることを目指し、窒化物の陽極溶解に適した陽極や工学規模を目指した再窒化試験装置の開発とそれを用いたコールド試験、乾式処理プロセスの詳細検討と物量評価などを実施している。今後は、TRU 試料を用いた小規模試験による元素挙動評価とともに、燃料ピンせん断等の前処理工程、電解残渣の化学溶解、塩からの FP 除去廃棄体化などの周辺工程も含めた技術開発をさらに進める予定である。

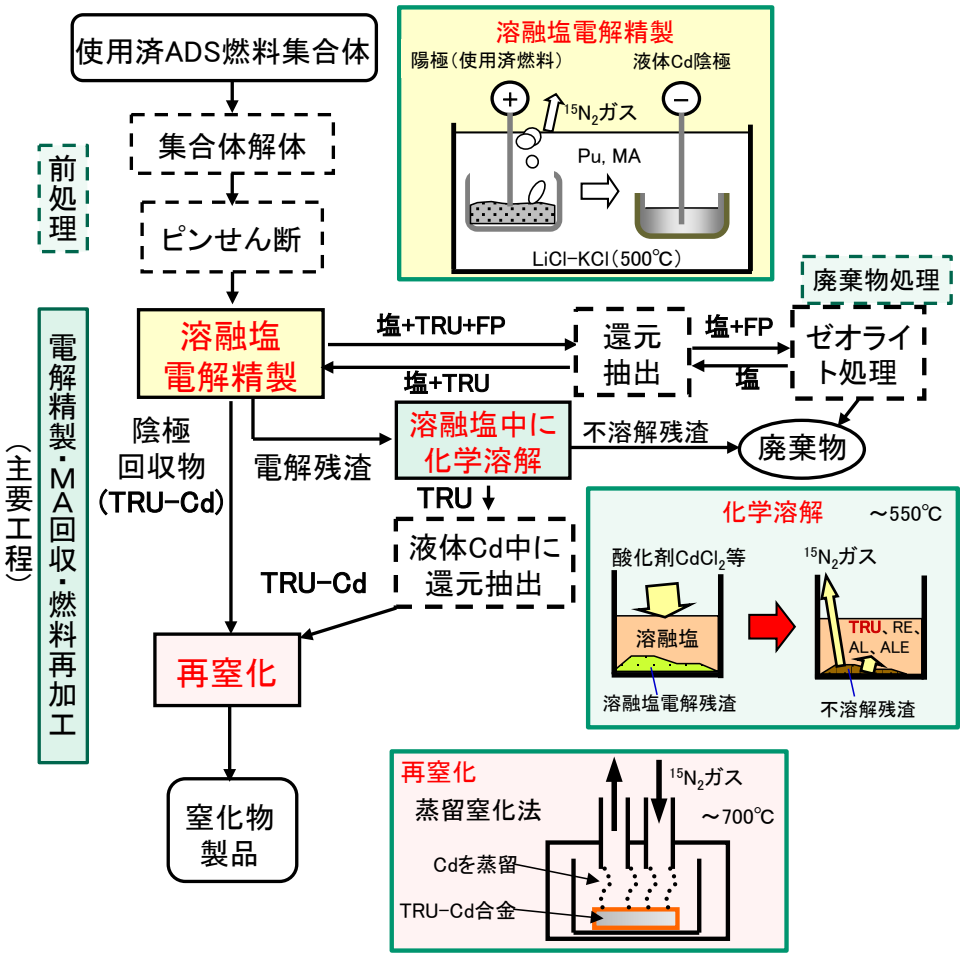


図 原子力機構が提案している MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要

参考文献

[1] 鈴木康文、荒井康夫、プルトニウム燃料工学、第 4 章 4.4 窒化物及び炭化物燃料、日本原子力学会「次世代燃料」研究専門委員会，p.260-291 (1998).

[2] Y. Arai, “3.02 Nitride fuel,” in Comprehensive Nuclear Materials, p.41 – 54, Elsevier (2012).

[3] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Innovative Fuels for Advanced Nuclear Systems, 4. Nitride fuels, NEA No. 6895 (2014).

[4] Hj. Matzke, Science of Advanced LMFBR Fuels, p. 622-641, (1986).

[5] O. Knacke, J. Krahe, F. Muller, “Zur anodischen polarisation von UC in der schmelze LiCl-KCl,” Z. Physik. Chem., 50, 105 (1966).

[6] F. Kobayashi, T. Ogawa, M. Akabori, Y. Kato, “Anodic-dissolution of uranium mononitride in lithium chloride-potassium chloride eutectic melt,” J. Amer. Ceram. Soc., 78, 2279-2281 (1995).

[7] 荒井康夫、 最新核燃料工学ー燃料高度化の現状と展望ー、第 8 章 8.6 窒化物電解法によるリサイクル技術、日本原子力学会「高度燃料技術」研究専門委員会，p.451-457 (2001).

[8] O. Shirai, H. Yamana, Y. Arai, “Electrochemical behavior of actinides and actinide nitrides in LiCl-KCl eutectic melts,” J. Alloys Compd., 408-412: 1267-1273 (2006).

[9] H. Hayashi, T. Sato, H. Shibata, M. Kurata, T. Iwai, Y. Arai, “Pyrochemical treatment of spent nitride fuels for MA transmutation,” Sci. China. Chem., 57(11) 1427-1431 (2014).

[10] A. Shadrin, et al., “Fuel fabrication and reprocessing for nuclear fuel cycle with inherent safety demands,” Radiochim. Acta 103(3) 163-173 (2015).

[11] 佐賀山豊，「ロシアの高速炉開発戦略」，高速炉開発会議 戦略ワーキング(第 5 回), 2017 年 10 月 31 日，

http://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy/fr/senryaku_wg/pdf/005_01_00.pdf
[12] 「平成 29 年度原子力の利用状況等に関する調査（革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査）報告書」平成 30 年 2 月　国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
[13] E. O. Adamov, “Closed Fuel Cycle Technologies Based on Fast Reactors as the Corner Stone for Sustainable Development of Nuclear Power,” Proc. FR17, Yekaterinburg, Russia, 26–29 June 2017, p.17 (2018).
[14] A.F. Grachev, L.M. Zabudko et al., “Development of innovative fast reactor nitride fuel in Russian Federation: state-of-art,” Proc. FR17, IAEA-CN245-062 (2018).
[15] OECD/NEA, State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry, 2.3.4. Nitride fuel treatment, NEA No. 7267, pp.169-173 (2018).
[16] A. Shadrin, et al., “Reprocessing of Fast Reactors Mixed U-Pu Used Nuclear Fuel in Russian Federation: Studies and Industrial Test,” Proc. FR17, IAEA-CN245-076 (2018).
[17] A. Shadrin, et al., “Hydrometallurgical reprocessing of BREST-OD-300 mixed uranium-plutonium nuclear fuel,” Procedia Chemistry, 21, 148-155 (2016).
[18] Yu. P. Zaykov et al., “Pyrochemical Recycling of the Nitride SNF of Fast Neutron Reactors in Molten Salts as a Part of the Short-Circuited Nuclear Fuel Cycle,” Proc. FR17, IAEA-CN245-259 (2018).
[19] O. Shirai, K. Uozumi, T. Iwai, Y. Arai, “Recovery of U by electrolysis of UN in LiCl-KCl eutectic melts,” J. Nucl. Sci. Technol. Sup. 3, 745-748 (2002)
[20] H. Hayashi, F. Kobayashi, T. Ogawa, K. Minato, “Dissolution of uranium nitrides in LiCl-KCl eutectic melt,” J. Nucl. Sci. Technol. Sup. 3, 624-627 (2002)
[21] H. Hayashi, T. Ogawa, K. Minato, “Thermochemical consideration for pyrochemical reprocessing of nitride fuels,” Proc. Japan-Korea Workshop on Nuclear Pyroprocessing, 5-6 Feb., 2002, p.301-314 (2002).
[22] 荒井康夫、分離変換技術総論、日本原子力学会「放射性廃棄物の分離変換」研究専門委員会、p.134-140, 166-172 (2016).
[23] H. Hayashi et al., Recent progress and future R&D plan of nitride fuel cycle technology for transmutation of minor actinides, Proc. 13th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Seoul, Republic of Korea, Sep. 23-26, 2014, (2015), p.370-377.
[24] H. Hayashi et al., Development of nitride fuel cycle technology for transmutation of minor actinides, Proc. Global 2015, Paris, France, Sep. 20-24, 2015, (2015), p.1811-1817.
[25] T. Nishi, Y. Arai, M. Takano, and M. Kurata, “Property database of TRU nitride fuel,” JAEA-Data/Code 2014-001 (2014).
[26] 林博和「マイナーアクチノイド核変換用窒化物燃料の乾式再処理研究の現状」、日本原子力学会「2015 年秋の大会」TN21　再処理・リサイクル部会セッション「ADS による核変換用 MA 燃料再処理技術の最新動向」、静岡 (2015 年 9 月).
[27] Y. Arai, T. Iwai, M. Akabori, K. Minato, “Synthesis of actinide nitrides in molten cadmium,” Nucl. Technol., 162, 244-249 (2008).
[28] 「「群分離・核変換技術評価について」の中間的な論点のとりまとめについて」文部科学省　科学技術・学術審議会　研究計画・評価分科会　原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会 (2013 年 11 月).

*Hirokazu Hayashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（3）金属燃料および酸化物燃料の処理技術の現状

(3) Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuel

*飯塚 政利[1]
[1]電力中央研究所

1. 金属燃料および酸化物燃料を対象とする乾式再処理技術の特徴と概要[1,2]

我が国における高速炉燃料サイクルは、MOX 燃料 Na 冷却高速増殖炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造からなる組み合わせを「主概念」、金属燃料－乾式再処理からなる組み合わせを、将来の社会環境によっては主概念よりもその時点の社会に柔軟に適合する可能性がある「副概念」として位置付け、研究開発が進められている。金属燃料高速炉燃料サイクル（図 1）は、金属燃料の特性に基づく高い増殖率と優れた炉安全性、再処理において水や有機溶媒を使用しないことによる高燃焼度・高発熱燃料処理への適性、常に超ウラン元素に U が随伴することによる核拡散抵抗性への寄与、マイナーアクチニド（MA）と Pu の一括回収ならびにサイクル内への閉じ込めと核変換、簡素で低コストな射出鋳造法を用いた燃料製造、などの特徴を併せ持っている。さらに、小規模における経済性が優れていることから、高速炉燃料サイクル導入シナリオに柔軟性をもたらす技術として着目されている[3,4]。

金属燃料および酸化物燃料の乾式再処理フローシート概要を図 2 に示す。使用済み酸化物燃料は、溶融塩化リチウム（LiCl、650℃）中で電気分解の原理を用いて金属に転換され、乾式再処理に導入される。湿式再処理で発生する高レベル廃液に含まれる MA は、脱硝および塩素ガスによる塩素化を経て乾式再処理に供給される。乾式再処理の中心的な工程は、500℃で溶融させた塩化物（LiCl-KCl）溶媒中での電解精製である。電解精製工程の概要と主な物質の流れを図 3 に模式的に示す。溶融塩化物中における元素による溶解･析出電位や液体 Cd 中での化学的安定性などの性質を最大限利用することにより、燃料の溶解と FP の分離，アクチニドの回収が一つの装置で実施できることが大きな特徴である。電解精製工程で回収されたアクチニドは、陰極処理と呼ばれる高温蒸留により溶媒塩化物溶媒や液体 Cd を除去した後に成分調整され、リサイクル燃料製造原料となる。電解精製工程で使用される溶融塩化物溶媒中蓄積したアルカリ、アルカリ土類、希土類 FP は、ゼオライトに吸着させ、ガラスと混合して加熱圧縮することにより、安定なガラス結合型ソーダライト固化体とする。一方、電解精製工程で溶解しない白金族 FP は、被覆管材料と共に溶融固化される。

2. 世界各国における研究開発の状況

米国では 1960 年代から高速実験炉金属燃料再処理のために乾式再処理技術開発を進めてきた。溶融塩電解精製などの技術を適用した乾式再処理プロセスの基本は、ANL (Argonne National Laboratory: アルゴンヌ国立研究所) が実施した IFR (Integral Fast Reactor) 計画 (1984～1994 年) と呼ばれる金属燃料高速炉サイクル研究開発プロジェクトの中で生み出されたものである。INL（Idaho National Laboratory: アイダホ国立研究所）は、このプロセスによりこれまでに約 5 t の高速実験炉（EBR-II：Experimental Breeder Reactor-II／FFTF：Fast Flux Test Facility）照射後金属燃料を処理した実績を持つ。この他の国立研究所や大学でも盛んに乾式再処理研究が行われている。

韓国では KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute: 韓国原子力研究所) が、金属燃料・高速炉を含めた研究開発を行っている。乾式再処理技術については、電解精製、電解還元、廃棄物処理などのプロセス開発を進める一方、工学規模ホットセルである乾式プロセス統合実証試験施設（PRIDE）を運用している。INL での工学規模乾式ホット試験を含む米国との乾式共同研究（2011～2021）を行うと共に、IAEA との国

際協力により保障措置／計量管理の妥当性、コスト評価等を実施している。

欧州では核変換ターゲットの再処理法のオプションとして乾式法に着目しており、フランスでは溶融フッ化物浴、JRC-Karlsruhe（欧州共同研究センターカールスルーエ）では溶融塩化物を用いた処理技術開発が進められたほか、イギリスやチェコにおいても溶融塩中における電気化学プロセスや廃棄物処理に関する基礎研究が行われている。ロシアの RIAR (Research Institute of Atomic Reactor: 原子炉研究所) では、高速炉燃料製造用の MOX 析出法として、溶融 NaCl-CsCl を用いた独自の乾式処理プロセスが開発された。溶融塩炉関連と並行して現在も基礎研究やプロセス検討を継続している。インド、中国では増殖率の高さから長期的には金属燃料高速炉の開発を志向しており、IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research: インディラ・ガンジー原子力研究所) で工学規模装置開発を含めた活発な技術開発が進められている。

3. 日本における研究開発の状況

電中研は 1986 年より金属燃料高速炉および乾式再処理の研究に着手し、京大炉や国内メーカー等の国内機関との共研を経て、1990 年より前述の IFR 計画の一部（Pu を用いた試験などによる乾式再処理要素技術開発、高速実験炉 EBR-II 使用済み金属燃料を用いた工学実証試験）に参画した。一方で、ロックウエル社、ミズーリ大学との共同研究により、溶融塩／液体金属系におけるアクチノイドの基礎物性測定などを行った。1994 年からは日本原子力研究所 (現 JAEA) との共同研究で Pu を用いた電解試験を実施し、Cd 陰極への回収条件を明らかにした。さらに、2002 年より核燃料サイクル機構 (現 JAEA) の CPF (Chemical Processing Facility: 高レベル放射性物質研究施設) に乾式試験設備を設置し、Pu を用いたプロセス連続試験を実施している。一方、金属燃料高速炉サイクルにおける MA の分離・核変換の実証を目指して、ITU（欧州超ウラン元素研究所、現 JRC-Karlsruhe）と共同で MA 含有金属燃料を製造し、フランスの高速原型炉フェニックスで照射した。CEA および ITU における照射後試験と並行して、ITU と共同で開発した Ar 雰囲気ホットセルにて照射済み燃料の乾式再処理試験、照射済み MOX を用いた電解還元試験、実高レベル廃液からの MA 乾式分離試験などを実施し、これらのプロセスの成立性を実証した。

2006 年以降は、「高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）」プロジェクトにおける「副概念」として、上記プロセス開発に加えて、国の競争的資金を活用した工学規模機器開発および模擬サイクル試験（図 4）[5]、施設概念検討などを実施した結果、主要工程については工学規模での実証に進める段階に達している。さらに近年は、アクチニド／希土類元素間分離性能向上や廃棄物発生量低減を中心としたプロセス合理化・高性能化の要となる独自のアイディアについても有望な結果が得られている。

参考文献；

[1] T. Koyama and M. Iizuka, ″Chapter 18 Pyrochemical process developments in Japan″ in ″Reprocessing and recycling of spent nuclear fuel for advanced fuel cycles″ edited by Robin Taylor, Woodhead Publishing (2015).

[2] 飯塚ら、「分離変換技術総論, 3.2 乾式再処理技術」、日本原子力学会 (2016).

[3] 小山、尾形、「変化する将来に柔軟に対応するサイクルオプション--乾式リサイクル技術と金属燃料FBR」、日本原子力学会誌、52、402-408 (2010).

[4] M.Iizuka, T.Tsukada and T.Koyama, ″Development of Fuel Cycle Technologies in CRIEPI - For Steady and Flexible Implementation -″, Proc. Global 2017, Seoul, Korea (2017).

[5] M. Iizuka et al., “Performance of pyroprocess equipment of sem-industrial design and material balance in repeated engineering-scale fuel cycle tests using simulated oxide/metal fuels”, Nucle. Technol., 184, 107-120 (2013).

*Masatoshi Iizuka[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

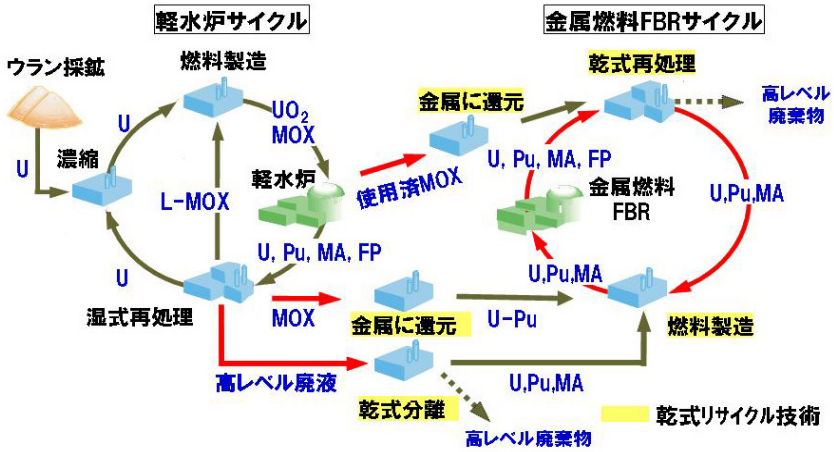


図１　金属燃料高速炉燃料サイクルの概念

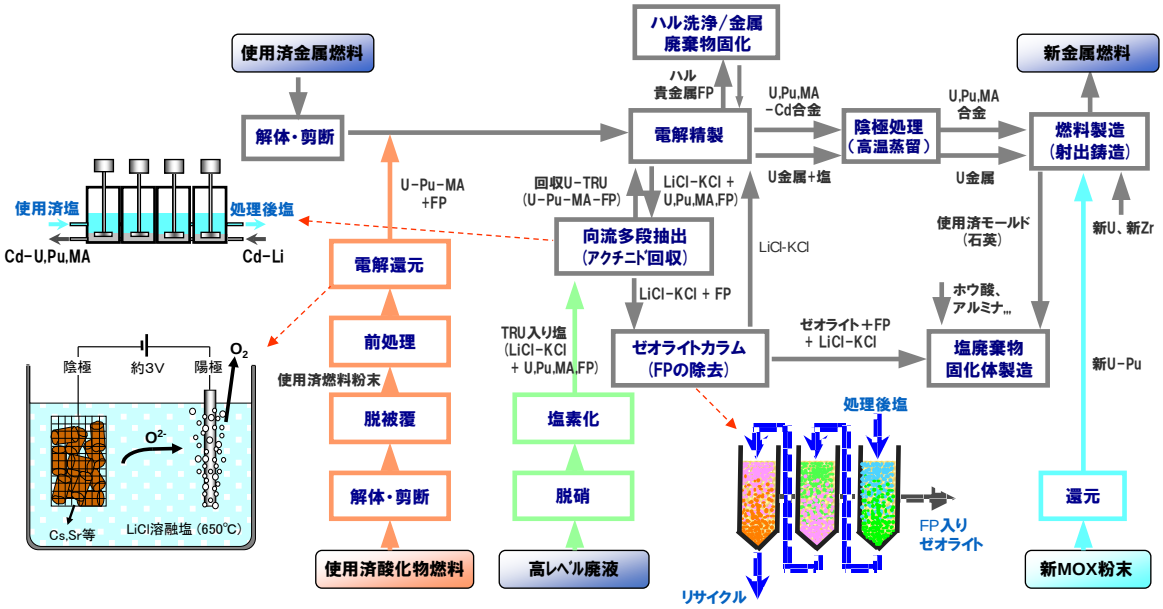


図２　乾式再処理フローシート

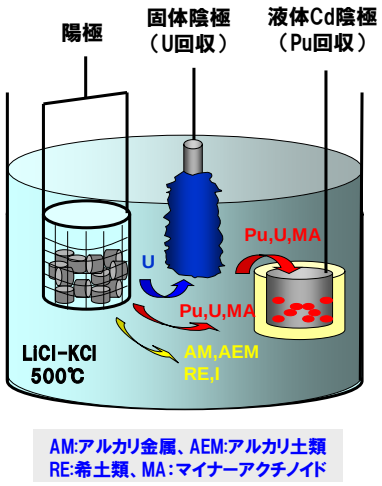


図３　電解精製工程の概要

図４　工学規模模擬金属燃料サイクル試験の概要

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（4）フッ化物揮発法を用いた酸化物燃料の処理技術の現状

(4) Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method

*星野 国義[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

1. 緒言

フッ化物揮発法は、使用済燃料の乾式再処理法の一つで、U、Ｐｕなどの核燃料物質や、いろいろな核分裂生成物のフッ化物の揮発性の差を利用して、核燃料の除染、回収を行う方法である。フッ化物揮発法を用いた処理技術の例として、使用済燃料の再処理技術および燃料デブリの安定化処理技術について以下に紹介する。

2. フッ化物揮発法を用いた処理技術

2-1. 使用済燃料の再処理技術「FLUOREX」

軽水炉燃料サイクルから高速炉サイクルへの移行期を主な対象とし、移行期に発生する各種の使用済燃料(軽水炉、プルサーマル、高速炉)を共通に処理可能な柔軟な再処理技術として、フッ化物揮発法と溶媒抽出法を組み合わせたハイブリッド再処理技術「FLUOREX」（Hybrid Process of Fluoride Volatility and Solvent Extraction）が開発されている[1]。本技術のプロセスフローを図１に示す。FLUOREX 再処理技術では、使用済燃料再処理の初期段階で大量に存在する U の大部分をフッ化揮発させて分離し、気相に移行した Pu を固体として回収し、一部の U とともに溶解して溶媒抽出法で精製する。大量 U の初期分離により U/Pu 精製系(U と Pu は常に共存)の取扱量を大幅に低減でき、水溶液系の導入により既存の PUREX 法で U/Pu を高純度に精製できる。また、ガス系では UF_6の気体状態での精製が可能でそのままウラン濃縮工程へ移送でき、水相へ移行するマイナーアクチニド MA(Np, Am, Cm)には現在国内外で開発中の湿式群分離技術を適用できる。これらの研究開発で、U を用いた模擬使用済燃料のフッ化試験（500g/h 規模）、小規模実使用済燃料フッ化試験（10g/バッチ）、酸化物転換試験（熱天秤、ボート炉試験装置等）等により基礎的成立性の見通しが得られている。

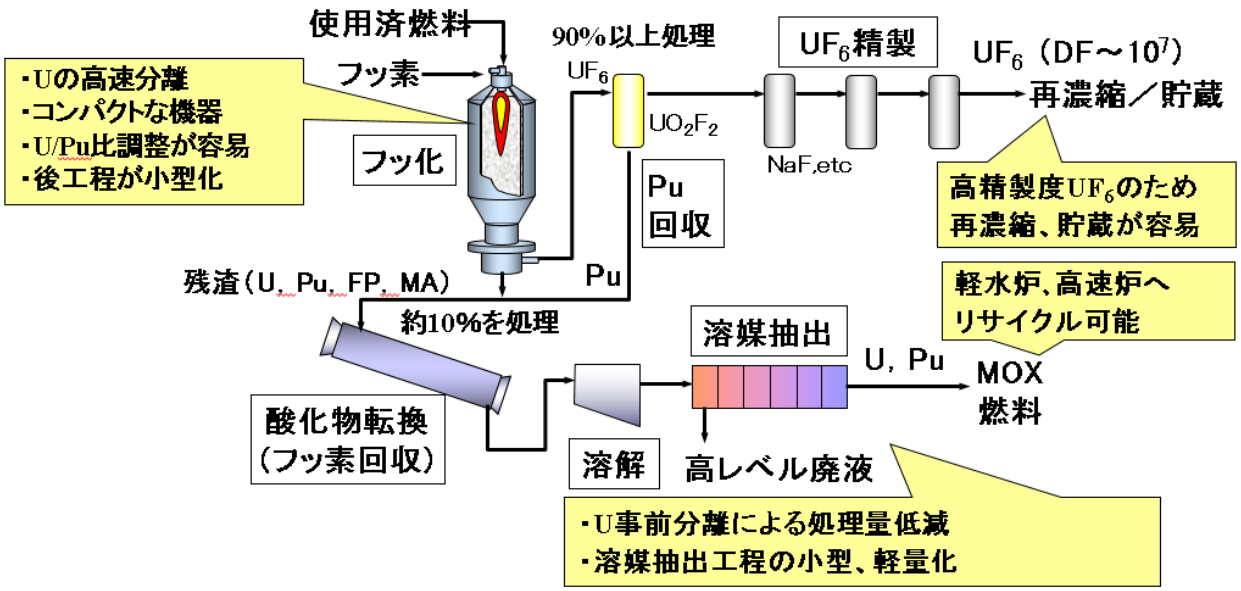


図１　「FLUOREX」のプロセスフローと特徴

2-2. 燃料デブリの安定化処理技術

これまで、米国スリーマイル島、旧ソ連チェルノブイリ、および福島第一の各原子力発電所で重大事故が発生し、燃料デブリが生成している。将来の革新炉も含め、原子炉で万一発生した場合の重大事故の収束と、事故で生じた燃料デブリを管理可能な形態に安定化処理することが大きな課題となる。燃料デブリは種々の放射性核種や構造材を含有しており、各核種の含有量や化学形態が不明確なまま保管することは、臨界管理、発熱管理等の観点から安全上のリスクが生じることになるからである。また、国際的にも核物質の計量管理が要求される。米国スリーマイル島原子力発電所２号機の事故で発生した燃料デブリは、従来の方法では溶解できず合理的な処理および安定形態への転換が困難であった。このため、フッ素(F_2)の反応性の高さを利用したフッ化揮発法による燃料デブリ処理技術の開発が進められている[2]。本技術は、前節 2-1 で説明した使用済燃料の再処理技術へ適用してきたフッ化物揮発法を、燃料デブリ処理に適用するものである。フッ化物揮発法を用いた燃料デブリ処理の概略プロセスフローを図２に示す。燃料デブリは、フッ化反応炉において一旦フッ化物に転換し、六フッ化物として気体となる U、Pu 等と固体で残る不純物を分離し、その後両者を安定な酸化物に転換する。大量の不純物を除去できるので、U や Pu の計量管理は容易となり、またデブリから転換された酸化物は硝酸に溶解可能であり、従来の再処理施設における計量管理用の分析や、必要であれば処分廃棄体や再利用を目指した更なる安定化や分離が可能である。すなわち、フッ化処理によりデブリを計量管理・長期保管・再処理・処分のいずれにも適した形態とすることが可能となる。これらの研究開発で、U を用いた模擬燃料デブリのフッ化試験（5g/バッチ規模）、酸化物転換試験（熱天秤、ボート炉試験装置等）、熱力学的評価等により基礎的成立性の見通しが得られている。

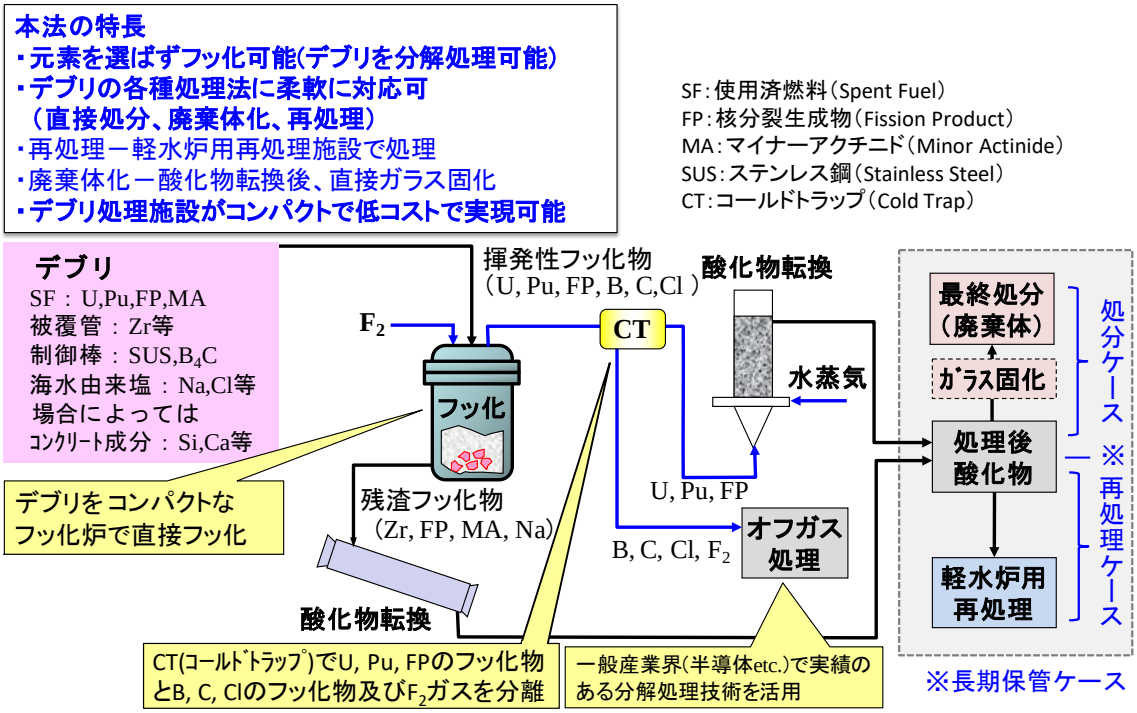


図２　燃料デブリの安定化処理技術のプロセスフローと特徴

参考文献；

[1]平成 20～22 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発」総合報告書、日立ＧＥニュークリア・エナジー（平成 23 年 3 月）

[2]深澤ら, 日本原子力学会 2014 年春の年会 H56、星野ら, 日本原子力学会 2019 年春の年会 2B01

*Kuniyoshi Hoshino[1] 、[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

本報告は文部科学省からの受託事業として日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 20～22 年度「フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発」および平成 25～29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果を含みます。

2019年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

（5）溶融塩炉燃料の処理技術開発の現状

(5) Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel

*松浦 治明[1]
[1]東京都市大学

概要

溶融塩炉用燃料のオンライン処理技術開発は、1960 年代にオークリッジ国立研究所での歴史的な MSBR 概念設計において、増殖させた ^{233}U を効率よく炉心に戻すための連続処理プロセスとして提案され[1]、ビスマス合金系溶融金属を用いた多段抽出の概念構築のための基礎的な要素技術研究が当時実施された。MSBR 計画が中止されたため、それら個々の断片的な要素研究成果を組み合わせ工学的な研究に展開する試みはそれ以来ほとんど進展が無かったものの、2000 年代後半の原子力ルネッサンス期に第 4 世代炉候補の一つとして溶融塩炉が選択されるに伴い、各国で再び個々の要素技術の再検討から、それまでになかったような新たな処理概念、例えば電気化学的な手法をも包含したような提案[2]がなされるようになってきた。特に近年では中国でのアクティビティが非常に高く、実際に溶融塩ループを作成し失敗を克服しながら、次々と新たな成果を生み出している[3]。とは言え、溶融塩炉燃料の処理に当たっては表[4]に示すように多種の元素を多様な方法で分離する必要があり、実用化は容易ではない。

本講演では 2018 年 10 月に水戸で開催された乾式プロセスの国際会議にて公開された内容も含めて、現時点での開発動向と今後の展望について概説する。

表　溶融塩炉燃料のオンライン再処理おける各元素の分離方法の提案例[4]

元素群	元素	分離方法
希ガス	Kr, Xe	He ガス注入
貴金属、遷移金属、カルコゲン、他	Zn, Ga, Ge, As, Se, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Tc, Cd, In, Sn, Sb, Te	部分凝固、オフガス移行、ろ過
U	U	フッ化
Zr, Pa	Zr, Pa-233	還元抽出
構造材	Ni, Fe, Cr	
TRU	Pu, Am, Cm, Np	
希土類（3 価）	Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Gd, Tb, Dy, Ho, Er	
希土類（2 価）	Sm, Eu	
アルカリ、アルカリ土類	Sr, Ba, Rb, Cs	

参考文献；

[1] M.W. Rosenthal, *et al.*, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4812 (1972).

[2] J. Uhlíř, *et al.*, *Proc. ICAPP 2012*, Chicago, Illinoi, USA, June 2012, Paper 12399 (2012).

[3] Q. Yu, *IPRC 2018*, Tokai, Ibaraki, Japan, October 2018, Presentation O4 (2018).

[4] “Introduction of thorium in the nuclear fuel cycle, Short- to long-term considerations”, OECD NEA, No. 7224 (2015).

*Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo City University

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear data division[Co-organized by Special Committee on Nuclear Data]

[3E_PL] Frontier of nuclear data researches on fission product nucides

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_PL01] Progress in nuclear data evaluation

*Nobuyuki Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Current status of fission yield research

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

[3E_PL03] Progress and perspective of nuclear data measurement

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

[3E_PL04] Comments from users' side

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（1）評価研究の進展：JENDL-4.0 からその先へ

(1) Progress in nuclear data evaluation

*岩本 信之 [1]
[1]原子力機構

1. 序論

核分裂生成物は、原子番号が 30 から 68（質量数 70 から 170 程度）に亘る核種領域に広がっており、原子核としての性質も多様である。そのため、原子核の物理的な性質が反映される断面積についても予測は難しく、これらの性質をできる限り精度良く取り込むことで断面積の予測精度も高まると期待されている。

2010 年に公開された汎用評価済核データライブラリ JENDL-4.0 の開発目的の一つに、実験データの乏しい核分裂生成物の精度向上があったので、連続領域の断面積評価用に統計モデルに基づく核反応計算コード CCONE が開発された。これにより、これまで反応過程に応じて、異なる核反応計算コードが採用されたために生じていた中性子放出スペクトルに見られた不整合などが解消された。また、前平衡過程には 2 成分励起子モデルが採用されるとともに、200MeV までの中性子エネルギー領域まで適用可能なチャンネル結合光学モデルパラメータが導出され、デフォルト計算での信頼性も向上した。低エネルギー領域では、基本的に分離共鳴パラメータの評価が行われ、JENDL-4.0 の開発では実験データを基に 109 核種のデータが更新されている。

2. 核データ評価の進展

上記の通り、断面積データの評価は、分離共鳴の存在により断面積の予測が非常に難しい低エネルギー領域と、断面積が滑らかな高速中性子エネルギー領域に分けられる。核データ評価研究においては、いずれの領域の精度も高めることが応用にとって重要である。

2-1. 低エネルギー領域

分離共鳴断面積の評価は実験解析によって導出された共鳴パラメータが無くては進めようがなかったため、研究は遅れていた。安定核種であれば、測定研究が行われており、充分ではないがデータが皆無ということはほとんどない。しかしながら、不安定核種については多くの場合に測定自体が行われていない。長寿命核分裂生成物については、有害度低減化研究において捕獲断面積などの性質が重要視されていたため、多くの核種について共鳴パラメータも与えられているが、^{79}Se や ^{126}Sn などまだまったく測定されていない核種も珍しくない。これらの共鳴断面積を予測する試みとして、共鳴パラメータの統計的性質を使った手法を開発した。共鳴のエネルギー間隔や中性子幅はそれぞれ Wigner 分布や Porter-Thomas 分布に従うことが知られており、これらからそれぞれの物理量をサンプリングすることで共鳴断面積を導出した。また、熱中性子捕獲断面積についても、同様に系統性を考慮した手法を開発し、不安定核種の評価が JENDL-4.0 と比べて相対的に多かった原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル（JENDL/AD-2017）の評価に採用された。

2-2. 高速中性子エネルギー領域

断面積が連続的な領域においては、Hauser-Feshbach 統計モデルの計算で重要な高エネルギー励起レベルを記述する核準位密度モデルやガンマ線の遷移に関する強度を与えるガンマ線強度関数に対し、微視的理論からの知見を考慮することでモデルの改良を行っている。特に、核準位密度モデルについては、しきいエネルギーからの断面積の形状に大きな影響を与えるため、とりわけ重要である。JENDL/ImPACT-2018 の開発では、微視的な知見を経験的な核準位密度モデルに反映することで、断面積の予測精度を高めている。

講演では、JENDL-4.0 の公開後における評価研究の進展について、適用結果と併せて紹介する。

*Nobuyuki Iwamoto[1]
[1]JAEA

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（2）核分裂収率における研究の最前線

(2) Current status of fission yield research

*千葉　敏
[1]東京工業大学

1. 序論

核分裂収率は原子炉運転中は毒物としての核分裂生成物量、廃棄物においては放射能インベントリを決定し再処理や地層処分のシナリオに大きな影響を与える。また r 過程における核分裂リサイクリングにより宇宙における元素合成でも重要な役割を果たす。核分裂現象はニホニウムを含む超重元素合成にとっては融合を阻害する要因となる。そのため核分裂機構を理解し正確な生き残り確率の予測が必要となるが、そのために核分裂収率が重要なヒントとなる。

2. 核分裂収率研究の現状

2-1. 核データとしての核分裂収率データ

原子炉計算用の精密な核分裂収率データの評価は基本的にはフィッティングにより行われている。代表的には ENDF のための Wahl の方法、JEFF のための Mills の方法がある。いずれも核分裂片分布を複数個のガウス分布の重ね合わせで表し、即発中性子放出の影響を考慮して一次核分裂生成物分布（独立収率）を求めるが、その計算に必要な荷電偏極など重要ないくつかの物理量については粗い近似が用いられる。実際にはデータが多く存在するのはさらにβ崩壊を経た二次核分裂生成物分布（累積収率）であり、限られた累積収率データを基に核分裂過程を遡って上流側のデータを仮定し、即発中性子分布やβ崩壊を考慮して下流側のデータを求めることになるが、その結果がもともと採用した累積収率の実験データを 100%再現できるわけではないという問題がある。また、統計崩壊、アイソマー比の計算や 3 体核分裂については非常に近似的な扱いがされているし、共分散データもしっかりと整備されてきていたわけではない。

2-2. 理論的手法による核分裂データの予測

上記の現象論的な方法に対して、近年は複合核から始まり、断裂を経て核分裂片の生成、即発中性子放出まで、あるいはさらにβ崩壊までを理論的に考慮する手法が提案されてきている。この理論にも現象論、巨視的・微視的理論、微視的理論、それらの組み合わせなど様々なバージョンがあり、それぞれが特徴を生かせる現象に対して適用されている。微視的理論は枠組みとしては美しいが適用範囲が限られ、純粋な現象論はやはり多くの仮定を必要とする。これに対して東工大では巨視的・微視的理論により複合核から断裂までをカバーし、その結果得られる断裂点での情報からその後の統計崩壊による即発中性子放出、アイソマー生成、引き続くβ崩壊までを考慮できる模型を構築中である。これら理論的な方法の利点は、核分裂収率のみならず、核分裂片の運動エネルギーや即発中性子多重度分布、即発中性子のエネルギースペクトル、遅発中性子収量など、互いに相関のある物理量の予測が可能で、それによって核分裂の整合的描写が進み、それに基づく核分裂収率パターンの起源についての理解が深まることである。また我々は荷電偏極や 3 体核分裂の微視的理論による記述という挑戦も始めている。

3. 結論

本講演では時間の関係もあり核分裂収率に関する研究の最前線すべてを紹介することは不可能であるが、東工大で行っている Wahl の方法を現代的に改良した方法、核分裂収率の共分散行列整備状況、理論的方法の紹介、及びそれらがいかに相関を有し、どのようなデータを提供可能な状況であるかを紹介する。

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

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（3）測定研究の進展と今後の狙い

(3) Progress and perspective of nuclear data measurement

*片渕 竜也[1]
[1]東京工業大学

原子炉内での核分裂反応によりエネルギーが生み出される一方で副産物として核分裂生成物（FP）核種が生成される。原子炉内には膨大な数と種類の FP が蓄積されていくため、その中性子核データは原子炉の核計算に極めて重要である。また、使用済み核燃料中の長寿命核分裂生成物（LLFP）は、放射性核廃棄物を処理・処分する上で問題となる。核廃棄物の減容及び環境負荷低減のため LLFP の核変換処理研究では高精度の中性子核データが求められている。

これまで JENDL をはじめとする評価済み核データライブラリは幾多の改訂を繰り返し、格納 FP 核種の中性子核反応データを拡充させてきた。核データライブラリの構築は、測定データと核反応理論計算が車の両輪となり進められてきた。しかし、FP 核種の多くは放射性であり測定が難しく、核反応理論計算のみに基づいて行われているものが多い。豊富な測定データの存在する安定核種に比べると当然のことながら放射性 FP 核データの信頼性は低い。特に核反応理論モデルは個々の共鳴エネルギーや共鳴幅などの予測はできない。そのため、共鳴領域での測定がない核種に関しては、当然のことながら共鳴パラメータは一切分からない。また、熱中性子捕獲断面積は第 1 共鳴の位置に大きく影響を受けることが多いため、核反応理論計算では予測することが難しい。FP 核データの信頼性向上には測定データが望まれている。

放射性 FP 核種の核データ測定の難しさは、ひとえにそれが放射性であるということに起因する。まず、放射性試料の調達・取扱いの難しさが挙げられる。短半減期のものはそもそも測定ができない。ある程度の長さの半減期を有していても測定に必要なマクロな量の放射性試料を用意することに困難が伴う。さらにその放射能から輸送や取扱いに法的な規制も受ける。また、試料調達に成功し実際の測定まで漕ぎ着けた後には別の難しさに直面する。それは放射性試料からのバックグラウンドと試料の定量評価である。放射性試料から崩壊ガンマ線が放出される場合にはこれが大きなバックグラウンドとなる。中性子ビーム実験で中性子捕獲断面積測定を行う際には崩壊ガンマ線バックグラウンドの中で捕獲反応から放出される即発ガンマ線を測定しなくてはならない。バックグラウンドの存在が測定の障害となることが頻繁に起こる。また、放射性試料の全量や同位体比、不純物定量は安定核種試料に比べるとはるかに難しく、これらが核データの精度低下の原因となっていることは多い。

近年、放射性 FP 核種の中性子核データを改善するためにいくつかの技術的進展に支えられた測定研究プロジェクトが実施されてきた。例えば、技術的進展の一つとしては、核破砕中性子源から得られる高強度のパルス中性子ビームを用いることで少量の放射性試料で測定が可能になった。また、放射性試料の定量評価についての研究も進められえいる。以上の観点から、本講演では FP の中性子核データに関する測定研究の現状と今後について紹介する。

---

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

2019年春の年会

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア
Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

（4）原子力エネルギーシステム応用の観点から

(4) Comments from users' side

*千葉 豪[1]
[1]北海道大学

1. はじめに

本稿では、核分裂生成物核種の核データ研究に関連して、原子力エネルギーシステム応用の立場から、応用分野における重要な FP 核種を整理するとともに、核データを検証するために利用可能な積分データを紹介する。

2. 原子力エネルギーシステム応用分野において重要な FP 核種

2-1. 核分裂連鎖反応体系の反応度に与える影響が大きい FP 核種

核分裂連鎖反応体系としては、運転中の原子炉に加えて使用済み燃料の貯蔵施設が挙げられるであろう。前者に関しては、核分裂反応の結果発生する FP 核種のうち、累積核分裂収率の大きさが有意であり、かつ中性子吸収が大きいものが挙げられる。核燃料の燃焼問題のための摂動理論[1]を用いた解析により、反応度に対する感度が大きい核種の定量化が可能であり[2]、その結果として、例えば UO2 燃料であれば、Xe-135、Rh-103、Nd-143、Cs-133、Eu-153、Pm-147、Sm-150、Tc-99、Xe-131、Sm-152、Nd-145、Ru-101 といったものが挙げられる。また、使用済み燃料に関しては、貯蔵容量の合理化のための考え方である燃焼度クレジット適用の観点から重要とされた Mo-95、Tc-99、Rh-103、Cs-133、Nd-143、-145、Sm-147、-149、-150、-152、Eu-153、Gd-155 といった核種が重要となる[3]。ここでは、運転中の原子炉の反応度に与える影響が大きいとされた核種のうち、Xe-135 などの短半減期のものが除外され、崩壊によって発生する Gd-155 などが追加されている。これらに加えて、可燃性毒物（及びその候補材料）として用いられる Gd、Eu といった FP 核種も重要なものとして挙げられるであろう。

2-2. 原子炉の動特性に与える影響が大きい FP 核種

遅発中性子の放出は原子炉の動特性に大きな影響を与える。原子炉の動特性においては、遅発中性子放出に関わる FP 核種を仮想的な 6 つ（もしくは 8 つ）の核種として扱うモデルが用いられてきたが、近年は個々の FP 核種の原子炉動特性に与える影響を定量評価する試みが行われている[4,5]。その結果、Br-87、-88、89、I-137 といった比較的重要性が認識されている核種に加えて、Ge-86 や Rb-94 といった FP 核種の重要性も明らかとされている。また、実際に原子炉を用いた実験で取得された動特性パラメータに対する核データの議論も行われつつある[6]。

2-3. 使用済み及び使用中核燃料中のインベントリの評価が重要となる FP 核種

使用済み核燃料中のインベントリ評価が重要となるものとして、まずはそのインベントリが燃料の燃焼度指標となりうる FP 核種が挙げられる。これらは、燃焼度に対する生成量が線形、もしくは二次関数的に変化し、かつ崩壊ガンマ線による検出が容易な核種が該当し、Cs-134、-137、Eu-154、Ru-106、Ce-144、Nd-148 などが挙げられる[7]。また、使用済み燃料の再処理においては、その発熱量が問題となる核種として Sr-90、Ru-106、Cs-134、-137、Ce-144 など、ガラス固化体の特性の観点から含有量が制限させる元素として Mo、ガラス溶融炉において電気短絡を発生される可能性があるため含有量が制限されている白金族元素（Ru、Rh、Pd）が重要な FP 核種として挙げられる[8]。さらに、放射性廃棄物の長期処分において重要となる超寿命 FP 核種として、Se-79（半減期 30 万年）、Zr-93（同 15 万年）、Tc-99（同 21 万年）、Pd-107（同 650 万年）、I-129（同 1570 万年）、Cs-135（同 230 万年）（、Sn-126（同 10 万年））などが挙げられる[9]。

使用中の核燃料における FP 核種に関しては、燃料設計における FP 放出モデルで重要となるガス状 FP 核

種（Kr、Xe、Cs 等）が挙げられる。また、燃料漏洩時の監視のため、希ガス 7 核種（Xe-133、-135、-135m、-138、Kr-85m、-87、-88m）の放出が監視されるとともに、漏洩が生じた燃料の種類（ウラン燃料/MOX 燃料）や燃焼度を推定するために I や Cs の同位体の測定も行われており、そういった FP 核種が重要と言える。

2-4. 福島第一原子力発電所の廃炉作業において重要となる FP 核種

福島第一原子力発電所から取り出す燃料デブリについて、そこに含まれる核分裂性物質の定量化が重要であり、非破壊で実施可能な核種インベントリ推定方法がいくつか提案されている[10]。その中で、核分裂性核種と随伴し、かつそのインベントリが燃焼度に強く依存するような FP 核種が重要であり、その例として Eu-154 や Ce-144、Cs-134、-137 が挙げられる。また、再臨界監視技術として、Cm-242 や-244 の自発核分裂由来の FP ガスと U-235 や Pu-239 の中性子誘起核分裂由来の FP ガスの生成量の差異を利用する方法がある。この方法では、FP ガス（希ガス）の核分裂収率の違いを利用していることから、そういった核データが重要となる。

3. FP 核種の核データ検証のための積分データ

3-1. 照射後試験データ

使用済み燃料中に含まれる FP 核種のインベントリを定量化した照射後試験データ（Post Irradiation Examination data、PIE データ）は、FP 核種の生成に関わる核データの精度検証をする上で極めて有益である。これまでに、ALIANE、MALIBU、REBUS といった国際的な枠組みのプロジェクトで PIE データが蓄積されてきたが、ALIANE、REBUS などその一部は OECD/NEA が開発している照射後試験データベースの SFCOMPO-2.0[11]に収納され、活用可能となっている。また、福島第二原子力発電所で取得されたデータ[12,13]についても SFCOMPO-2.0 に収納されている（文献[12,13]は 1 号機のデータを対象としているが、SFCOMPO-2.0 では 2 号機のデータも含まれている）。なお、REBUS プロジェクトで取得された、照射燃料で構成される体系における炉物理パラメータの測定データも FP 核種の核データの検証に有益であるが、関係者の尽力によりその詳細が公開されており活用することが可能となっている[14]。

3-2. 臨界実験で取得された実効増倍率データ

ICSBEP や IRPhEP で収集・公開されたデータには、いくつか FP 核データに感度を有するものがあり、それらを有効に活用できる。また、これらに収録されている臨界実験データのうち、軽水炉核特性に深く関係し、かつ高品質な実験データを、JENDL 委員会・リアクター積分 WG が抽出し、軽水炉ベンチマークデータ集としてまとめており[15]、Gd や Rh を含む臨界実験体系のデータが収録されている。加えて、日本原子力研究所の TCA で取得された FP 核種を含む臨界体系の実験データについても利用可能と言える[16-18]。

3-3. サンプル反応度データ

FP 核種を含んだサンプルを原子炉に導入することで生じる反応度（サンプル反応度）の測定データは、FP 核種の核データの直接的な検証に有効である。代表的なものとしては、仏 CEA と英 UKAEA による CERES プログラムが挙げられるであろう。CERES では、原子炉 MINERVE、DIMPLE を用いた測定が実施され、データの一部は IRPhEP に登録されている模様である[19]。また、オランダで実施された STEK 実験、ドイツで実施された SEG 実験でも FP 核種のサンプル反応度データが取得されており、一部のデータが利用可能な状態となっている[20]。SEG 実験については、最近、米 INL でも再解析が実施されている[21]。

4. おわりに

核分裂生成物核種の核データ研究に関連して、原子力エネルギーシステム応用の立場から、応用分野における重要な FP 核種を整理するとともに、核データを検証するために利用可能な積分データを紹介した。

参考文献

[1] M.L. Williams, “Development of depletion perturbation theory for coupled neutron/nuclide fields,” Nucl. Sci. Eng., 70, p.20-36 (1979).

[2] G. Chiba, S. Okumura, “Uncertainty quantification of neutron multiplication factors of light water reactor fuels during depletion,” J. Nucl. Sci. Technol., 55, p.1043-1053 (2018).

[3] 燃料サイクル安全研究委員会編、「燃焼度クレジット導入ガイド原案」、JAERI-Tech 2001-055、日本原子力研究所 (2001).

[4] G. Chiba, et al., “Sensitivity and uncertainty analysis for reactor stable period induced by positive reactivity using one-point adjoint kinetics equation,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, p.1150-1160 (2013).
[5] F. Minato, “Sensitivity of delayed neutron to fission yields and beta-decay half-lives,” JAEA-Conf 2015-003, p.153-158, Japan Atomic Energy Agency (2016).
[6] A. Zoia, Y. Nauchi, et al., “Monte Carlo analysis of the CROCUS benchmark on kinetics parameters calculation,” Ann. Nucl. Energy, 96, p.377-388 (2016).
[7] 佐藤駿介、名内泰志、「使用済燃料の燃焼度評価技術の開発」、電力中央研究所研究報告 L16002 (2017).
[8] Y Inagaki, et al., “LWR high burn-up operation and MOX introduction; fuel cycle performance from the viewpoint of waste management,” J. Nucl. Sci. Technol., 46, p.677-689 (2009).
[9] 放射性廃棄物の分離変換研究専門委員会編、「分離変換技術総論」、日本原子力学会、(2016).
[10] T. Nagatani, et al., “Characterization study of four candidate technologies for nuclear material quantification in fuel debris at Fukushima Daiichi nuclear power station,” Energy Procedia, 131, p.258-263 (2017).
[11] F. Michel-Sendis, et al., “SFCOMPO-2.0: an OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data,” Ann. Nucl. Energy, 110, p.779-788 (2017).
[12] T. Yamamoto, Y. Kanayama, “Lattice physics analysis of burnups and isotope inventories of U, Pu, and Nd of irradiated BWR 9x9-9 UO2 fuel assemblies,” J. Nucl. Sci. Technol., 45, p.547-566 (2008).
[13] M. Suzuki, et al., “Lattice physics analysis of measured isotopic compositions of irradiated BWR 9x9 UO2 fuel,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, p.1161-1176 (2013).
[14] 原子力安全基盤機構、「REBUS 計画の試験結果及び解析」、JNES-SS-0904, (2009).
[15] JENDL 委員会リアクター積分 WG、「JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークデータに関するデータ集の整備－公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用－」、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017).
[16] K. Sakurai, T. Yamamoto, “Benchmark model of critical experiment at TCA for integral evaluation of fission product nuclide cross sections,” J. Nucl. Sci. Technol., 34, p.202 (1997).
[17] T. Yamamoto, K. Sakurai, et al., “Measurements and analyses of reactivity effect of fission product nuclides in epithermal energy range,” J. Nucl. Sci. Technol., 34, p.1178 (1997).
[18] 須崎武則、奥村啓介、他、「FP 元素等核データ検証実験及び解析」、2003 年春の年会 H37、アルカス SASEBO (2003).
[19] A. Santamarina, et al., “Reactivity worth measurement of major fission products in MINERVE LWR lattice experiment,” Nucl. Sci. Eng., 178, p.562-581 (2014).
[20] K. Dietze, “Integral test of JENDL-3.2 data by re-analysis of sample reactivity measurements at fast critical facilities,” JNC TN 94000 2001-043, Japan nuclear cycle development institute (2001).
[21] A. Hummel, G. Palmiotti, Small sample reactivity measurements in the RRR/SEG facility: reanalysis using TRIPOLI-4, INL/EXT-16-39582 (2016).

謝辞

本予稿・発表資料を作成するにあたって数々の有益なご助言をいただいた原子燃料工業（株）の大岡靖典氏を始めとした JENDL 委員会・リアクター積分 WG の皆様に深く感謝致します。また、本予稿の内容の一部についてご確認いただいたことに対し、NEA データバンクの須山賢也氏、電力中央研究所の鈴木求氏に深く感謝致します。

*Go Chiba, [1]Hokkaido Univ.

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3I_PL] Report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

[3I_PL02] Goal and present status of CFD utilization on hydrogen behavior in NPP in Japan

*Ryo Fukuda[1] (1. MHI)

[3I_PL03] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment

*Masaaki Matsumoto[1] (1. MRI)

[3I_PL04] Present status of hydrogen behavior simulation code system develoipment

*Atsuhiko Terda[1] (1. JAEA)

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*村松　健[1]、門脇　敏[2]
[1]東京都市大学、[2]長岡技術科学大学

1. はじめに

水素安全は、原子力分野のみならず水素インフラの分野でも注目を集めており、安全工学の重要な一分野となっている。特に原子力分野では、1979 年のスリーマイル島原子力発電所 2 号炉の事故において格納容器内で水素燃焼が発生したことを踏まえて、アクシデントマネジメント策整備の一環としてしてアイスコンデンサ型格納容器を持つ PWR を中心に水素対策が強化され、さらに 2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故では、格納容器に大きな損傷のない場合であっても格納容器の外で水素の爆発が起き、その後の事故時対応に悪影響を及ぼした経験が原子力規制委員会の規制基準に反映され、BWR を含めて水素対策の強化が図られたところであるが、継続的な安全向上を図っていく観点から、シビアアクシデント時の水素の漏洩放出による格納容器内への拡散・混合、さらには爆発燃焼とその影響を評価し、水素濃度低減などの対策に反映していくことが重要な課題となっている。資源エネルギー庁ではその重要性に鑑みて、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」の中で「水素安全対策高度化」事業を進めている。水素安全対策高度化事業は、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価の更なる信頼性の向上に向けて、シビアアクシデント時の水素拡散から爆発燃焼、その影響評価までを解析する数値流体力学 CFD による解析システムを整備することを目的とし、世界の最先端の情報を精査し、解析のためのモデルの改良や解析の効率化などを含めて解析システムの整備を進めているところである。

なお、この事業は平成 24 年度から 27 年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業（以後フェーズ 1 の事業と呼ぶ）の成果を踏まえて実施されている。フェーズ 1 の事業での調査･研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [1]、[2]としてまとめられている。

日本原子力学会では、この事業からの委託を受けて、「水素安全対策高度化」特別専門委員会を設置し、水素発生から燃焼・爆発、さらに水素安全対策に係わる熱流動解析の課題について、国内有識者からの最新情報や知見を収集して整理し、解析技術の開発方向性を検討するとともに、原子力の水素安全に係わる知識普及のため、熱流動の観点から水素安全を俯瞰し、水素安全に係わる最新の情報を発信することを目的として、国内外の専門家を講師にした公開セミナーを開催している。図 1 に資源エネルギー庁事業と特別専門委員会の関係を示す。

本企画セッションでは、特別専門委員会での平成 30 年度活動報告に引き続き、「水素安全対策高度化」事業で進めている CFD による解析システム（水素挙動統合解析システム）の整備状況をについて以下の順で紹介する。

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告（本講演）
(2) 水素挙動統合解析システム整備－CFD 解析システムの役割と活用・整備の進め方
(3) 水素挙動統合解析システム整備進捗状況－水素燃焼挙動の照合解析
(4) 水素挙動統合解析システム整備進捗状況－水素拡散混合挙動の照合解析、統合システムの構築

*Ken Muramatsu [1] and Satoshi Kadowaki[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]Nagaoka Univ. Tech.

2. 平成 30 年度の特別専門委員会の活動

2-1. 委員会メンバー

委員会は、電気事業者、メーカー、研究機関、大学、規制機関等においてシビアアクシデント又は水素安全対策に係わっている技術者・研究者を中心に構成している。平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の委員名簿を表 1 に示す。

2-2. 委員会の開催実績

各年度 2 又は 3 回のペースで進めている。平成 30 年度の開催実績を表 2 に示す。なおフェーズ 1 の事業の委託に基づいてなされた本特別研究委員会の活動については、平成 27 年春の年会の企画セッション[3]として報告している。

委員会では水素安全対策高度化事業の予定や成果の紹介を受け議論すると共に、国内での新たな研究を選定して紹介を依頼し、検討した。

2-3 公開セミナーの開催

公開セミナーは過去 4 回（第 1 回 平成 25 年 9 月 19 日（木）、第 2 回 平成 26 年 12 月 12 日（金）、第 3 回 平成 28 年 1 月 29 日（金）、第 4 回 平成 29 年 11 月 30 日（木））開催した。第 5 回は平成 30 年 12 月 11 日（火）に科学技術館サイエンスホールにおいて、公開セミナー「原子力のための水素安全対策高度化」を開催した。本セミナーは、経済産業省資源エネルギー庁委託事業平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発委託事業（水素安全対策高度化）の一環として、熱流動の観点から水素安全を俯瞰し、情報を発信することを目的とする。

第 5 回セミナーは、村松及び門脇が司会を務め、元熱流動部会長の谷本浩一氏による開会挨拶、村松によるプログラム紹介の後、以下に示す 6 つの講演が行われた。

午前の部では、Ilona Lindholm 氏（VTT フィンランド技術研究センター社）が「フィンランドにおける原子力発電所の安全性向上のための活動状況」と題し、同国の VVER、BWR、及び建設中の EPR に対する安全性向上対策やシビアアクシデントマネジメントの取り組みについて紹介するとともに，今後の研究課題について紹介した。研究課題としては、想定外をなくす（Elimination of surprise）という観点から、事故後の長期のマネジメント段階での PAR や水素関連計測の長期信頼性などが検討すべき課題として指摘された。

次に、Ahmed Bentaib 氏（フランス放射線防護原子力安全研究所 IRSN）及び Nabiha Chaumeix 氏（燃焼・大気環境機構 ICARE）が「フランスにおける原子力水素安全研究の動向―全体概要と水素爆発燃焼研究」と題し、フランス及び EU 諸国における水素燃焼の実験や解析事例等を紹介した。研究成果に基づいて格納容器スプレーや格納容器ベントの運転手順の改善について提言をするとのことであった。

午後の部では、柴本泰照氏（日本原子力研究開発機構 JAEA）より、「安全研究センターにおける軽水炉水素リスクに関する格納容器熱水力研究」として、JAEA での CIGMA を用いた実験及び解析等に関する紹介があった。

Thomas Jordan 氏（カールスルーエ工学研究所 KIT）からは、「原子力水素安全に係わる解析システムの研究開発：ドイツの現状」というタイトルで、GASFLOW 及び COM3D コード、並びにそれらを用いた水素安全解析についての紹介がなされた。

寺田敦彦氏（JAEA）からは「資源エネルギー庁事業「水素安全対策高度化」で実施中の原子力水素安全のための CFD 解析システムの開発現状」として日本における水素燃焼及び拡散解析に関する課題認識や取り組みの紹介があった。

最後に、Ernst A. Reinecke 氏（ユーリッヒ総合研究機構 FZJ）から「過酷事故時における水素濃度低減対策の効果―再結合触媒器 PAR の研究開発と事故時の挙動シミュレーション」というタイトルで PAR に関する試験や解析結果が紹介された。試験結果を基に PAR への C や CO の付着の影響の物理モデルを組み込んだコードを開発しているとのことであった。

セミナーには大学、研究機関、電力事業者等から 68 名が参加し、活発な質疑応答が行われ、村松による本セミナーのサマリーを含む閉会挨拶で終了した。終了後に収集したアンケートでは、本セミナーにおい

て有益な情報が得られたという意見が大部分を占めた。

3. 終わりに

公開セミナーでの講演では、特に、EU が SAM に関する課題解決という明確な目的意識を持ちつつ、コード開発の関しては、KIT 等における多数の実験装置を駆使して体系的に物理モデルの検証･改良を進め、総合コードシステムに反映するという、着実な進め方をしていることが印象的であった。一方、我が国の水素安全対策高度化事業は、1980 年代以後先行的になされた日米におけるシビアアクシデント研究の成果を基に、現在進行中の EU との国際協力を活用して最近の研究成果を入手しつつ、解析コードシステムの整備と実機の事故を想定したコード適用事例の開発を進めており、今後の水素安全対策高度化事業の成果が期待される。

なお、本活動は経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 小川徹他､「原子力における水素安全の課題と対策-原子力における水素安全対策高度化ハンドブックの作成」、解説、日本原子力学会誌、Vol.57, No.5 (2015).
[2] 日野竜太郎他(編)､「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック (第 1 版)」､JAEA-Review 2016-038､(2016).
[3] 村松健、「原子力における水素安全の課題と対策-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」、総合講演「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告、日本原子力学会「2015 春の大会」予稿集、(2015).

図 1　資源エネルギー庁事業と特別専門委員会の関係

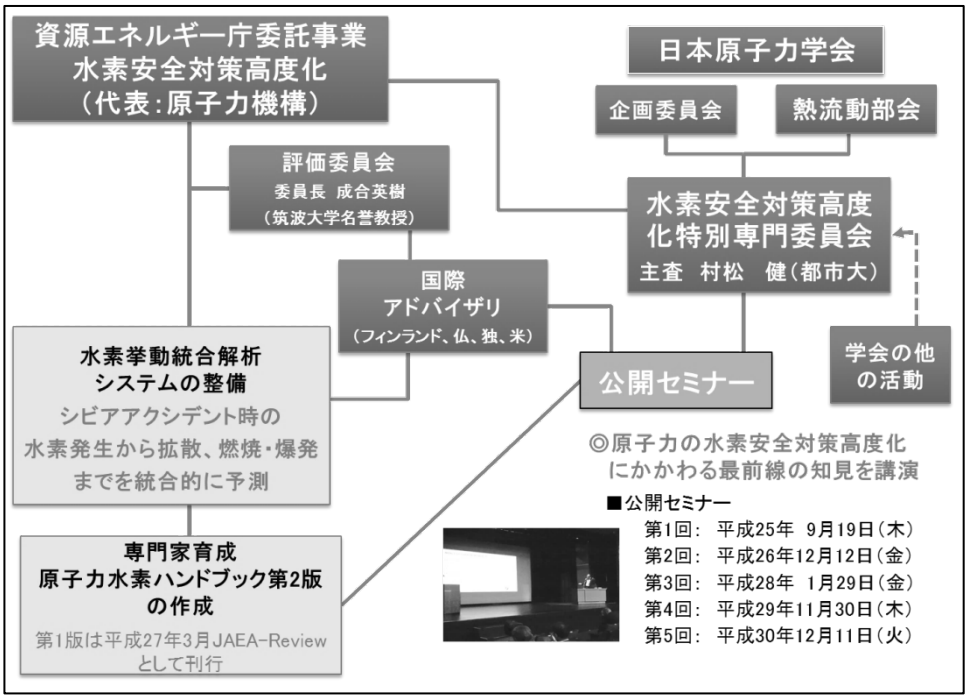


表 1　平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会委員名簿

主査	村松　健	東京都市大学
幹事	門脇　敏	長岡技術科学大学
委員	岩城　智香子	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	小川　徹	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）
委員	佐々木　泰裕	関西電力株式会社
委員	鈴木　雅克	日本原子力発電株式会社
委員	谷本　浩一	三菱重工業株式会社
委員	中田　耕太郎	株式会社東芝
委員	中村　秀夫	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
委員	奈良林　直	東京工業大学
委員	新山　健二	株式会社三菱総合研究所
委員	西村　健	原子力規制委員会　原子力規制庁
委員	藤井　正	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
委員	松井 一秋	一般財団法人エネルギー総合工学研究所

表 2　平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の主な議題

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者･機関
第 1 回 2018 年 8 月 29 日(水) 三菱総合研究所	• 水素拡散・爆発解析事例紹介 Fluent をベースに三菱マテリアル社内で開発したモデル組み込んで解析を実施。解析結果の妥当性については、実験結果や文献値と比較して信頼性を確認。 • 水素安全対策高度化事業の今年度計画 水素安全対策高度化事業の 30 年度活動内容を紹介。	三菱マテリアル（株） (戴文斌他) JAEA (日野竜太郎)
第 2 回 2018 年 11 月 29 日(木) 三菱総合研究所	• 一般公開セミナーの準備状況説明 • 「水素－空気混合気の爆燃危険指数」 水素－空気混合気の爆燃危険指数の適用方法を紹介。どのように拡散するかについて数値計算を行い、濃度分布から爆燃危険指数を見積もることができ、様々な場面で爆燃の危険性について定量化した評価が可能。ただし、着火点を考慮することが難しい。例えば壁面での静電気発生などもあるため、容器の一番上まで水素が上がってしまえば安全だという考えは危険。 • 水素安全対策高度化事業の進捗報告：水素発生過酷事故に対する安全性の向上の取り組みについて 水素発生過酷事故時のシナリオと対比して、水素に係わる安全性向上に対する取り組みについて紹介。	事務局 名古屋大学 (吉川典彦) 三菱重工業 (株)(福田龍)
第 3 回 2019 年 2 月 15 日(金) 三菱総合研究所	• 一般公開セミナー開催報告(本予稿に後述) • 水素安全対策高度化事業の成果報告 水素挙動統合解析システム整備及びその具体的な用途に関する検討状況を、本企画セッション(2019 年春)での発表予定内容をベースにして紹介。	三菱重工業 (株)(福田龍)

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(2) 水素挙動統合解析システム整備
－CFD 解析システムの役割と活用・整備の進め方－

Present status of hydrogen behavior simulation code system development
- CFD analysis relating to dispersion behavior and Establishment as Integral code system-

*福田　龍[1]
[1]三菱重工

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の反省と教訓を踏まえ、過酷事故時の水素燃焼爆発による原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損のリスクを低減させるために、産業界では、地震・津波対策、原子炉損傷防止対策や水素緩和措置を含むプラント設備・機器等の強化、安全解析における設備等の強化の有効性の評価、現場での作業員の対応手順及びプラント状態の監視、及び各種の訓練など、多角的な取り組みが行われてきている。このなかで、水素の発生、拡散・混合、燃焼爆発とその伝播に係る解析については、システムコードや集中定数系コードによる解析が中心であった。PWR では、原子炉格納容器が広大な容積を有しており、水素の濃度が希釈され低濃度に抑制できる一方で、BWR のような窒素による燃焼に対する不活性化は施されていないため、原子炉格納容器内で局所的に大量の水素が滞留しないこと及び原子炉格納容器内での水素の燃焼が生じた場合の燃焼の伝播や圧力上昇に対する評価が重要となる。

2. CFD による水素挙動解析のメリットと役割

・格納容器内の水素燃焼挙動解析

これまでの集中定数系コード等による解析では、格納容器全体を解析すべく大きなノード分割に基づき、水素発生量や断熱条件などの保守的な条件で、多様な過酷事故シナリオに対応して、水素の濃度分布や静的な格納容器内の圧力上昇の評価が行われてきている。ここで、水素燃焼が激しくなり、いわゆる火炎加速が生じて火炎面の急激な熱膨張により発生しうる衝撃波等の強い圧力波による動的な荷重の発生の可能性については、過去の保守的な燃焼実験データベースに基づき水素爆轟への遷移（DDT）が発生しないことを、格納容器内の水素濃度によって評価している。

一方、より詳細な空間メッシュによる数値流体解析（CFD）手法を用いた数値解析では、近年の計算機技術の進歩と相まって、PWR の格納容器のような大きな体系に対しても、燃焼と圧力変動の挙動に影響する局所の空間形状や子細な水素濃度分布を考慮した、水素の燃焼爆発評価が現実的な計算時間と計算コストの範囲で可能となりつつある。さらに CFD では、DDT に代表される火炎加速による動的荷重の発生の有無や程度を、燃焼解析と圧力波の伝播解析により、評価することも可能である。動的荷重については、さらに、衝撃波を生じものの爆轟には至らない強い爆燃に留まる場合や、爆轟が生じても形状効果等で爆轟が継続しない場合には、ともに燃焼の最前線である火炎面が衝撃波から遅れ、衝撃波の距離による減衰とともに格納容器や内部の構造物への衝撃が軽減されるが、CFD ではこの効果の評価も可能である。CFD によるこのような燃焼と圧力の伝播に係る評価は、水素安全に対するこれまでの集中定数系による苛酷事故対策の有効性評価の信頼性を高める役割を担うものと期待される。

Ryo Fukuda[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

・原子炉建屋内の水素の拡散混合挙動解析

また、格納容器とは異なり、耐圧設計の施されていない原子炉建屋内では、万一、格納容器から漏えいした水素の燃焼爆発が生じれば、火炎加速による動的荷重の発生によらず、燃焼に伴う静的な圧力上昇により、福島第一原子力発電所の事故のような構造破壊に至る可能性が考えられる。このため、原子炉建屋内については、水素の拡散・混合に係る詳細な挙動を CFD 解析によって行い、関連する設備の作動と相まって、水素が局所的に蓄積せず可燃性濃度に至らないことの評価の信頼性を高めていくことが、PWR に限らず重要である。

3. 国内の水素安全対策の考え方に即した CFD 解析の用途と重点開発項目

CFD 解析システムは保守的かつ簡易的な従来の解析を補完する役割として有効活用していくことが期待されるが、その開発においては、国内の水素安全対策の考え方を踏まえながら、具体的な評価の活用例を想定しながら進めてきている。

・水素放出後短時間の水素安全対策

国内の既存の PWR では、原子炉容器破損後の原子炉キャビティ内に本設の格納容器スプレイによる水張りを行った後、落下する溶融炉心の冷却によりキャビティのコンクリートとの反応の促進を防止することが、格納容器破損防止に係る基本的な考えである。この考え方は水素安全対策とも関連しており、格納容器内に放出される水素は、スプレイの作動による水蒸気の凝縮で可燃性雰囲気にあり、水素の発生が考えられる区画を中心に設置されたイグナイタで、発生の都度、順次燃焼処理される。CFD では、水素発生個所付近の水素の顕著な濃度分布の下で着火・燃焼した際の圧力上昇等の挙動を詳細に評価することが可能である。このためには、拡散解析結果を受け継いだ燃焼解析への受け渡しの計算体系の構築が重要となる。

・水素放出後中長時間での水素安全対策

格納容器スプレイの不作動を仮定したケースでは、格納容器内は水蒸気の凝縮が促進されず、水素が放出されても、非燃性の雰囲気のもと、水蒸気と水素の蓄積により格納容器内の圧力が上昇するため、格納容器の破損防止のため、小容量の代替スプレイ等による適切な水蒸気凝縮による圧力増加の抑制と水素の非燃性雰囲気の維持が、代表的な対策となる。ここでは、水蒸気の凝縮による格納容器内の非燃性雰囲気と圧力を詳細に評価することが CFD の補完的役割となる。このためには、スプレイに伴う水蒸気凝縮及び水素の混合挙動のモデルの導入が重要となる。また水素の非燃性雰囲気が維持される環境では、静的な触媒反応による水素再結合装置（PAR）が、イグナイタと比べ緩やかに格納容器内の水素量を軽減していく。以上の水素発生後の比較的長時間の対策については、格納容器内の水素の濃度と圧力を測定・監視しながら、安全に必要な措置がとられるべく過酷事故時の管理手順が策定されている。この手順の信頼性の向上と活用の幅を広げるために、多様な条件での集中定数系解析とともに、CFD の詳細解析を補完して活用することは有用となると考えられる。

さらに過度の水蒸気凝縮により可燃性雰囲気となり、蓄積された多量の水素が着火した場合の燃焼挙動については、NUPEC 燃焼試験での知見が得られている。一方で解析に関しては、安全裕度の定量化に至るだけの知見は十分でなく、過酷事故時の運転手順に具体的に追加・反映できるまでには至っていない。このことより、集中定数系解析とともに、CFD による補完的な詳細解析により、大量の水素の燃焼によるリスク又は安全余裕の適切な評価と管理手順活用の拡大にも寄与できるものと期待される。このためには水蒸気を含んだ水素の燃焼モデルの導入が重要となる。

・火炎加速が生じにくいことの説明性の向上

これまでの DDT に代表される火炎加速が認められた燃焼試験は、当量比 1 に近い高水素濃度（水素空気系で 30%水素濃度）や火炎の伝播が 1 方向に加速されやすい管やダクト形状の条件に集中しており、格納容器内では、水素濃度や水蒸気含有の雰囲気や各区画形状などから、火炎加速及びそれに基づく強い圧力

波の発生・継続は生じにくいと考えられる。このことを、燃焼解析で直接評価するためにはCFDによる解析が必要となる。このためには、格納容器内で特に火炎の伝播が比較的一定方向に集中しやすい狭い間隙部などの部位に対して、過度の保守性を排除しかつ適切な保守性を有する条件、具体的には適度な水蒸気を含みながら保守的な水素濃度の予混合均一条件で燃焼解析を複数実施することが有効と考えられる。

以上のような具体的なCFD解析の活用事例を念頭に、重要となるモデルや解析技術を中心に、解析システムの構築を進めている。

4. CFD解析システムの開発手順と現状

前項で重要と考えられるモデルや解析技術は、要素試験、大型体系及び複雑体系の順番で関連する実験の照合解析を通じて、妥当性の確認と予測性の向上に努めてきている。近年は、大型体系としてRUT燃焼試験や複雑体系としてNUPECの燃焼試験や拡散混合試験の照合解析を進め、実機CFD解析システムへのモデル等の導入の最終段階に近づいている。

ここで、燃焼試験の照合においては、火炎の伝播速度に着目して、加速が生じない遅い爆燃、燃焼ガスの音速レベルまで加速が生じる早い爆燃及び超音速に至る爆轟への遷移の３段階に応じて、段階的に燃焼モデルの整備を進めてきている。拡散・混合試験の照合においては、意図的に非凝縮性ガスの局所滞留である成層化が生じるケースと循環流が形成され非凝縮ガスの濃度が均一に向かうケースの両方に対して実施し、乱流モデル､凝縮モデルやスプレイによる効果のモデル化等を進めてきている。

以上を踏まえ、試解析として実機格納容器を対象とした拡散混合解析及び予混合均一濃度条件での水素の燃焼解析も実施している。これらについては、シリーズ後掲で報告する。

5. おわりに

本CFD解析システムの構築は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(3) 水素挙動統合解析システム整備　進捗状況　－水素燃焼挙動の照合解析－

Present status of hydrogen behavior simulation code system development
- CFD analysis relating to combustion behavior -

*松本　昌昭[1]
[1]三菱総合研究所

1. はじめに

水素安全対策高度化事業において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するための数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備とそれによる水素燃焼挙動の照合解析を通した爆発燃焼モデルの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素燃焼挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM、特にその中の DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用した。実験データに基づく検証解析を通して、OpenFOAM に実装したモデルの成立範囲の確認を行った。検証に用いる試験ケースの選定には、爆燃や火炎加速に加え、DDT が発生して爆轟に至るケースを対象とするとともに、小規模な試験から大規模な試験までを網羅するように選定した。具体的には、爆燃を対象として THAI 試験（中規模試験）・NTS 試験（大規模試験）・NUPEC 試験（大規模試験）、火炎加速を対象として ENACCEF 試験、爆轟及び DDT を対象として RUT 試験を選定した。

爆轟及び DDT の検証解析結果の一例として、RUT 試験の試験装置の概要と解析結果を示す。図 1 は RUT 試験装置の構成であり、図 2 は初期水素濃度が 14%条件での火炎速度と火炎面位置の関係を示したものであり、解析結果と文献値[1]について、それぞれ解適合格子（Adaptive Mesh Refinement: AMR）法を使用した場合と使用していない場合を比較したものである、。試験では図 1 の canyon 部において爆轟を起こしたが、初期解析結果（図 2 の青線）では爆轟が再現できなかった。そこで ddtFoam に解適合格子法を実装して、文献値（図 2 のピンク線）と同様に canyon 部における爆轟を再現することができた（図 2 の黒線）。

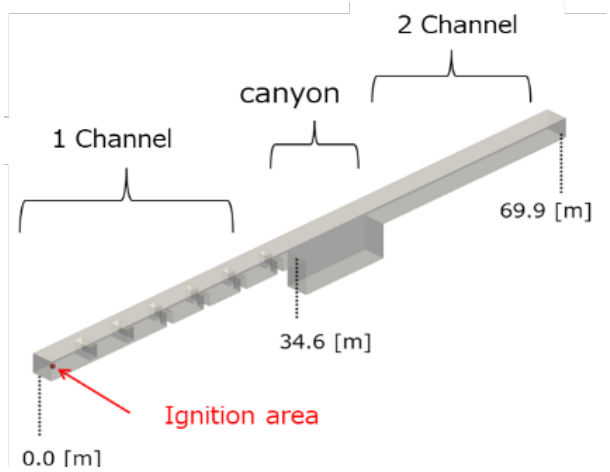


図 1　RUT 試験構成

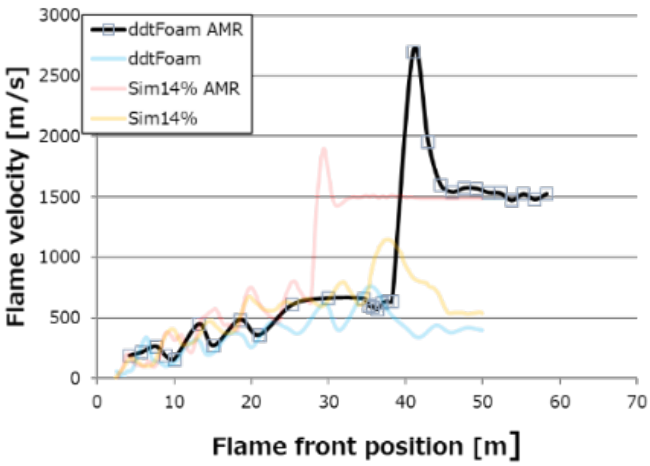


図 2　RUT 試験解析結果

また図 3 は点火から 0.266~0.269 秒後における圧力コンターと反応進行度が 0.5 の等値面（図 3 の緑面）の解析結果について、canyon 部周辺の様子を示した図である。図 3 より点火後 0.268 秒後において（図 3 の左下図）、圧力が上昇しており、確かに canyon 部において爆轟が再現されていることが確認できる。

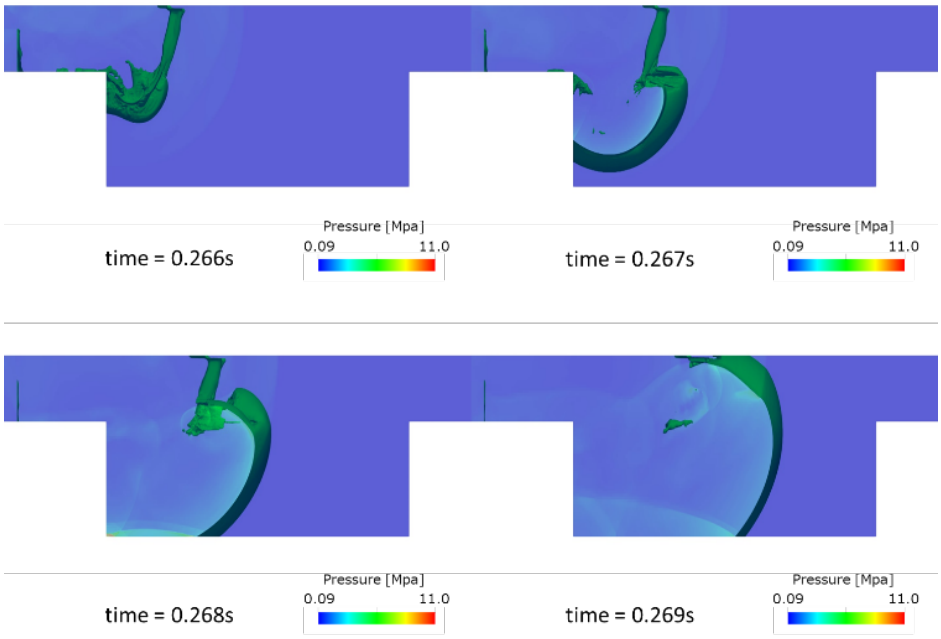


図 3　試験容器内における圧力コンターと反応進行度等値面（反応進行度が 0.5）の解析結果

3. おわりに

5 つの燃焼試験（THAI, NTS, NUPEC, ENACCEF, RUT）についての検証解析を通じて、様々な火炎速度及び小規模から大規模までの様々なスケールでの OpenFOAM コードの適用性の評価を行うことができた。また検証解析を通じて、解析精度向上のためのコードの改善を行ってきた。今後は実機 CV スケールへの適用を目指して、より大型かつ複雑形状における検証解析を実施していく。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] Josef Hasslberger, Lorenz R. Boeck, Thomas Sattelmayer. "Numerical simulation of deflagration-to-detonation transition in largeconfined volumes" Journal of Loss Prevention in the Process Industries volume 36 (July 2015) Pages 371-379

*Masaaki Matsumoto[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

2019年春の年会

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(4) 水素挙動統合解析システム整備　進捗状況
－水素拡散混合挙動の照合解析、統合システムの構築－

Present status of hydrogen behavior simulation code system development
- CFD analysis relating to dispersion behavior and Establishment as Integral code system-

*寺田 敦彦[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（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度 2 期（フェーズ 1 [1] : 平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ 2 : 平成 28 年度～）にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むことで、一般の実用に堪える解析システムを整備するとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素防災計画に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。

2. システムの構成

プラント設計におけるシミュレーションを用いた安全性評価においては、理論的および実験的な研究が活発に行われ、現象の解明とともにコンピュータ技術の目覚ましい進歩もあり、数値流体解析（CFD）手法を用いた数値解析による爆発現象を再現するモデルやこれを導入したシミュレーションコードが開発され、より実用的な現象解析および災害影響評価が可能になってきている。特に、原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。

これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用に注目して、シビアアクシデントコードの仕様や課題等を調査し、広く産業界で活用されている汎用コードをベースにシビアアクシデント特有の現象（例えば、水蒸気凝縮雰囲気中での水素の混合・拡散等）について適合性の高いモデルを組み込むことで、実用レベルのシステム構築を早期に進めるとともに、実験データや機構論的な背景に基づいた、詳細な相変化や燃焼等の複雑な現象についてのモデル技術の高度化、事故進展挙動への展開、大規模計算への適用性、原子力分野以外の利用ユーザ層の獲得等を考慮して、オープンソースコードによる基盤技術の開発を進めてきた。以上の方針から、事故進展シナリオに基づいて発生した水素が漏洩拡散し、燃焼爆発が生じた場合の建屋・機器に対する影響評価を予測する水素挙動解析システムの基本構成を図 1 に纏めた。開発は、フェーズ 1 にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し、現在のフェーズ 2 では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を段階的に進めている。

*Atsuhiko Terada[1]
[1]JAEA.

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて３つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できる。特に、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを用いて連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備している。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[2]、STAR-CCM+[3]、FrontFlowRed[4]、OpenFOAM[5]、FDS[6]、爆燃解析コード AutoReaGas[7]、FLACS[8]、FrontFlowFOCUS[9]及び衝撃解析コード AUTODYN[10]、DYNA3D[11]、ImpetusAfea[12]等である。現在の第２期では、特に、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT、OpenFOAM、衝撃解析コード AUTODYN を用いて、開発を進めている。これらのコードは、使用実績や検証事例、豊富な機能と高度な拡張性を有しており、欧州等の研究機関との連携も可能であるとともに、事業者や製造者、研究者含め利用者が多いことから選定した。コード間のインターフェースは、一時的なファイルの受け渡しをベースとしており、上記コード以外の利用ユーザにも、柔軟に対応可能な汎用的な仕様である。

3. 現在の取り組み

システムを構成する各コードには、蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルと熱化学物性データを実装し、既存の実験データとの照合解析を行って、メッシュ密度や境界条件等のユーザ独自の設定効果の影響とともに、モデルの適合性を事例とともにマニュアル等に整理する計画である。現在の工学的な主要な取組みは、火炎伝播加速現象に係る評価技術と格納容器規模へのアプリケーション機能の適用性確認であるが、背景となるフェーズから整備を進めてきた基盤技術の拡充として、水蒸気凝縮雰囲気中での密度差浮力による混合拡散への影響、不活性ガス（水蒸気、二酸化炭素）雰囲気中での燃焼速度データの整理、構造連成機能の整備を実施している。本報告では、と基盤技術の拡充に係る概要を以下に示す。

(1) 水蒸気凝縮雰囲気中での含む密度差浮力による水素混合拡散への影響

事故漏洩シナリオに基づき、水素ガスが所定の場所から漏洩するとした移流拡散解析を実施する場合、水素ガスの漏洩状況（位置、容積、方向等）や大量の水蒸気が蒸発・凝縮する周囲環境等によって、発生が懸念される成層化の生成消失過程等のプロセスを正確に予測する必要がある。その際、密閉空間中の冷却壁面や空間雰囲気中での水蒸気の凝縮や密度差に起因する浮力乱流のモデル化が重要となる。そこで、既存の研究事例をもとに壁面や空間中での凝縮量やスプレイ等の外的作用の影響により生じる凝縮量等を算出する伝熱物質移動モデル[13]を、従来活用されている RANS モデルと組み合わせて用いている。その一例として、格納容器規模の大規模解析への CFD モデル適用検討の前段として行っている NUPEC 混合拡散試験[14]の照合解析事例を紹介する。さらに、代数応力モデル[15]を用いて、レイノルズ応力の非等方性や、乱流物質流束とレイノルズ応力との関係性等の観点から、定式化に向けた整理の取組みも進めている。

(2) 不活性ガス（水蒸気）雰囲気中での燃焼速度データの整理

シビアアクシデント時の格納容器内は、大量の水蒸気が蒸発・凝縮される雰囲気であることから、漏洩した水素の燃焼挙動を正確に予測する際には、比較的薄い濃度側から広範囲の濃度分布と水蒸気の影響を考慮する必要がある。そこで、燃焼特性の基礎データとなる層流燃焼速度を整理するとともに、火炎伝播初期の球状火炎に生じる不安定性の効果を実験的に明らかにして定式化して、燃焼モデルとして整理している。比較のために不活性ガス種として、二酸化炭素についても同様な整理を行っている[16]。

(3) 構造連成

水素拡散解析から得られた水素ガス濃度分布から推定される爆轟時に生じるエネルギーや爆風伝播解析で得られた爆風圧を荷重条件として、構造物への作用評価を行うインターフェースを整備している。汎用商用コードを取り扱う場合、コードの公開制限から衝撃解析の圧力応答にみられる一方向連成解析が主に限定されるが、FrontFlowFOCUS-DYNA3D や FLACS-ImpetusAfea といったコード間で双方向弱連成機能が実現できることを確認した[17]。現在、FLUENT-OpenFOAM-AUTODYN コード間のデータ受け渡しによる

連成解析機能の整備を進めている。

4. おわりに

本報では、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る水素挙動をシミュレーション評価するシステムの概要を紹介した。また、コード開発の一環として取り組んでいる、水蒸気凝縮を含む密度差浮力による水素混合拡散への影響、不活性ガスによる燃焼速度への影響、及び構造連成機能等の要素技術開発の一例を示した。今後、実用的なシステム構築の観点から、実験結果による検証を行いつつ、シビアアクシデント時の複雑な水素挙動の解析に向けた基盤技術の拡充を進めていく計画である。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
[2] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、hyttp://www.ansys.com/
[3] Siemens 社、STAR-CCM+、https://mdx.plm.automation.siemens.com/star-ccm-plus
[4] NufD 社、NufD/FrontFlowRed、http://www.nufd.jp/　またはアドバンスソフト社、Advance/FrontFlowRed、http://www.ad-tech.co.jp/
[5] ESI 他、OpenFOAM、http://www.openfoam.com/
[6] NIST、FDS、http://www.nist.gov/el/fire_research/fds_smokeview.cfm
[7] 例えば、A.C.van den berg,et.al.,"AutoReaGas-A CFD-TOOL FOR GAS EXPLOSION HAZARD ANALYSIS", https://hal-ineris.ccsd.cnrs.fr/ineris-00971910
[8] GexCon 社、FLACS Ver9、http://www.gexcon.co.uk/
[9] アドバンスソフト社、Advance/FrontFlowFocus、http://www.ad-tech.co.jp/
[10] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、http://www.ansys.com/
[11] Kennedy,T. DYNA3D,W-7405-ENG-48,https://www.osti.gov/biblio/5359111-dyna3d
[12] IMPETUS-Afea 社、IMPETUS Afea Solver、https://www.impetus-afea.com/
[13] 寺田敦彦他、"水素挙動解析システムの構築に向けた取組み"、日本原子力学会 2015 年秋の大会.
[14] 原子力発電機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」、平成 15 年 3 月
[15] H. Sugiyama, "Numerical Analysis of Turbulent Flows by Means of Algebraic Reynolds Stress and Turbulent Heat Flux Models", Proc. 6th ICCHMT.
[16] Influence of CO2 Addition on the Cellular Structure of H2-O2 Premixed Flame,　The 9th JSME-KSME Thermal and Fluids Engineering Conference, 2017
[17] 寺田敦彦他、"水素挙動解析システムの構築に向けた取組み"、2015 日本流体力学会年会

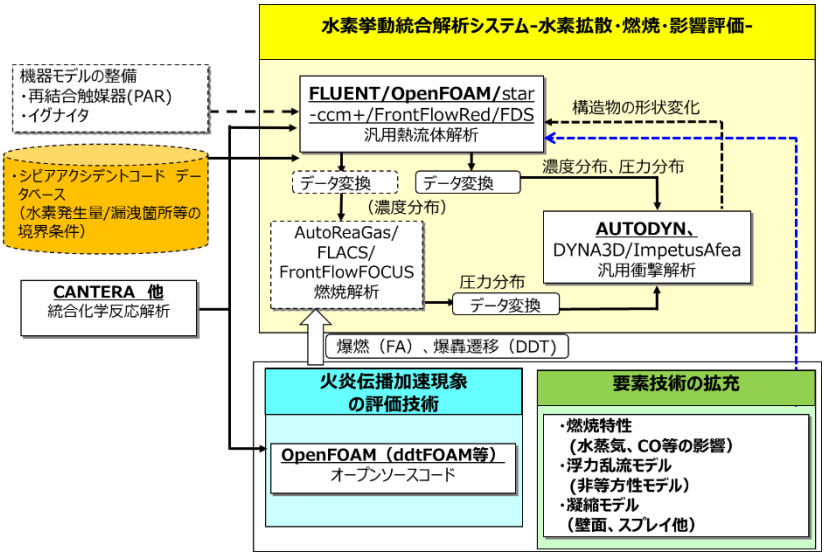


図 1　水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3L_PL] New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

[3L_PL01] Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[3L_PL02] To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety

*Hiroko Kondo[1] (1. LLC Matrix K, Univ. of Tokyo)

[3L_PL03] Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants

*Norio Atsumi[1], *Tomoyuki Yokoo[1] (1. FEPC)

[3L_PL04] Discussion

2019年春の年会

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性
New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

新たな検査制度の実運用への取り組み

Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program

*金子　修一[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

２０１７年４月に成立した改正原子炉等規制法に基づき、原子力施設に係る新たな検査制度が平成３２年４月に施行される予定となっている。原子力規制庁では、これまで、関係事業者等との議論を重ねつつ、その運用に向けた準備を進めているが、昨年１０月からは、各原子力施設において新たな制度の試運用を実施するなど、本格施行に向けた現場での取り組みも具体化してきている。この４月からは試運用は第二段階に入り、より総合的な運用準備に取りかかる計画であり、ここまでの取り組みにより明らかになっている課題や今後の取り組み方針などについて概観する。

2. 新たな検査制度の実運用に向けたこれまでの取り組み

2-1. 検査実務

新たな検査制度は、米国 NRC(Nuclear Regulation Commission)が運用する ROP(Reactor Oversight Process)をひな形としているが、その基本には、①安全確保の実績の重視（パフォーマンス・ベース：Performance-based）と②リスク情報の活用（リスク・インフォームド：Risk-informed）の二つの考え方がある。ともすると形式的な規定への適合性の確認になりがちであった従来の検査手法を変え、検査で確認する事項の視点をパフォーマンス・ベースに、検査の重点や対象の選定の基準をリスク・インフォームドにと、いわゆるものの見方・考え方を変更することは容易なものではない。検査の実施には検査ガイドを整備し、これに即して検査活動を行うこととなるが、この検査ガイドの整備を順次進めてきており、また、これを用いた検査実務の実践は昨年１０月からの試運用において「練習」を開始したところである。検査前の情報収集、フリーアクセスの実践、現場での行動ルール、事業者とのコミュニケーションの仕方など、様々な面での変化や戸惑いなどが見られており、今後の試運用の実施や検査ガイドの記載の見直しなどに反映すべく、対応方針の整理・検討を行っている。

2-2. 安全重要度の評価

検査実施により見いだされた気付き事項や指摘事項に対しては、その安全上の重要性の程度を評価するプロセスが用意されている。これまでの試運用においては、検査官の気付き事項が、より重要度の高い指摘事項として取り上げるべきものかどうかなどを仕分けする「スクリーニング」を対象として重要度の評価の一部を運用してきた。スクリーニングの質を揃え、安定的かつ妥当なレベルでこれを運用できるようにするためには、スクリーニングの考え方や事例などを示したスクリーニング・ガイドの整備とともに、これを活用したスクリーニング経験と実績の蓄積・共有が必要であり、これらの充実に取り組んでいるところである。

また、第二段階の試運用からはスクリーニング以降のさらに本格的な安全重要度の評価を行うこととなるため、この手順や考え方などを整理したガイド類の文書も整備してきており、試運用に向けて実用できるものにすることが必要である。

2-3. 人材育成

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の過酷事故の発生とこれへの対応の反省の大きな事項として、規制機関の職員の専門的能力の不足が指摘されている。新たな検査制度を運用するに当たっても、原子力施設そのものに係る知見はもちろんのこと、事業者の安全確保活動、安全規制により要求されている事項などについて、幅広く、かつ、高い専門性が求められる。原子力規制庁においては、新たに検査官等の資格認定制

度を設けるとともに、業務に必要な知識・能力の体系化とこれを習得するための研修・実習プログラムの提供の準備を進めてきた。昨年春からは、若手職員が実務能力の習得に専念できるような職務環境の運用を試行開始するとともに、今年からは順次、検査官に対する資格認定を開始することとしている。

3. 今後の取り組みと課題

４月からの第二段階の試運用では、これまでの単発的な検査ガイドの試運用にとどまらず、すべての検査ガイドを対象として、四半期ごとに計画的・体系的に試運用を行う、また、チーム検査を先行的に実施することとして選定した原子力発電所において実施するなど、検査実務の幅と深さを広げていくこととしている。また、検査官の気付き事項の重要度評価は、より安全重要度の高いものに対する原子力規制庁本庁における評価プロセスを実施し、さらにその結果をその後の検査活動にフィードバックする試運用を行うなど、検査制度のプロセス全体にわたって、試運用を展開する計画としている。

現場での検査実務の計画作成、これを実践するための情報収集と整理、検査の指摘事項に係る報告の作成など、各現場レベルでこれまでの経験を踏まえつつ、さらに幅を広げて実施する事項も多く挙げられ、また、試運用の経験を検査ガイド等の文書に反映させて、制度の運用の姿をより確実・明確なものとしていく努力なども必要であり、経験からの反映事項と新たな取り組みを開始していくことが同時に展開されていくこととなる。

本年１０月からは、さらに段階を進め、本格的な運用と同等の活動を行う試運用に移行していく計画としているが、原子力発電所以外の核燃料施設における運用実務の確立や核物質防護に係る制度運用の整備など、検討・調整すべき課題は多く残されている。継続的な人材育成と試運用による習熟とが相まって、２０２０年４月には法律の本格施行の水準に達するよう注力していくことが必要である。

4. おわりに

原子力規制庁は、事業者とともに、新たな検査制度が実効的な仕組みとして施行されるよう取り組みを進めていくが、その経験から得られる反映事項も多く見られた。したがって、こうした規制機関・事業者双方の取り組みについて、第三者的な目から観察し、考察を加え、よりよい制度運用につながる指摘・提案などを行うことも、原子力安全部会の役割の一部として担って頂けるようであれば、そのような活動にも期待したい。

---

*Shuichi Kaneko[1]

[1]Nuclear Regulation Authority, Japan

2019年春の年会

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性
New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

検査制度改革の成功に必要なこと

To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety

*近藤　寛子 [1,2]
[1]東京大学, [2]マトリクス K,

1. はじめに

本稿は、新しい検査制度（日本版 ROP; Reactor Oversight Process）の設計および運用の成功要因を明らかにすることを目的に、ROP 開発国である米国での制度改革、日本で進められる制度改革の概観を考察するものである。制度の成功とは、(1)制度設計者・責任者が定義した目的の実現、という定義と、(2)制度の社会的な意義、すなわち社会の構成員が制度に対し期待することの実現へと近づくこと、というより広義のとらえ方に分類することができる。本稿では前者の「制度設計者・責任者が定義した目的の実現」という観点から、日本版 ROP が「より高い安全水準の実現」「事業者による自主的、継続的な安全性の向上の実現」の制度 [1)]になるための条件について論じる。

2.米国 ROP 開発は産民参画のもと開始した

米国 ROP は、NRC（米国原子力規制委員会）によって、2000 年 4 月から運用開始された制度であるが、開発開始時期は 1998 年初秋と、わずか 2 年足らずで開発された制度である。ROP の本質をみる手掛かりとなる文書の一つに、Inspection Manual Chapter 0308 という検査制度の開発、運用の経緯をまとめた文書がある。それをひも解くと、ROP の開発に大きな影響を及ぼした出来事がみえてくる。

1998 年秋、ROP の開発開始にあたり、方針検討の会議(workshop)が、4 日間にわたり開催された。NRC 職員（本部、各地域等）、事業者、第三者等が参集し、公衆の健康と安全を確保するための方法としてリスク情報を活用し、安全パフォーマンスをみる制度（ROP）を開発しようと検討が行われたのである。NRC 職員は現行の検査制度における問題点を明らかにした上で、どのようなパフォーマンス評価を目指すかを明言し、NRC の改革チーム(IRAP)による活動を紹介した。パフォーマンス評価制度を刷新しようと、多岐にわたる課題が分科会形式で検討された。NRC の制度改革計画では、同会議の結果を受け、ROP 開発を本格化するスケジュールが敷かれており、NRC は、同会議にて、課題への対応方針を固めなくてはならない状況にあった。それゆえ、開催にあたって、NRC は NEI(原子力エネルギー協会)、第三者等の関与のもと、入念な準備を進めた（同分科会のファシリテーターを務めた NRC 職員に対する筆者の聞き取り調査より）。

3. 官産民が検討した４つの主要課題

前述を背景とする同会議の主要アジェンダは「ポリシー全般の課題」「リスクインサイトの活用」「PI (Performance Indicator)の活用と検査結果とのインテグレーション」「監視における強制措置の役割」であった [2)]。「ポリシー全般の課題」に関しては、「閾値の考え方」「検査の適時性」「NRC の独立性」「アセスメントにおける検査の気づきの扱い」が検討された。例えば、「閾値の考え方」については、NRC の介入が減らされた状況で、事業者が安全に運営できる閾値を、zero defect tolerance からどのレベルに設定するか、といった議論が行われた。NRC はパフォーマンスの弱点に極めて低い閾値を設定しており、そのことが実際にどのような状況を引き起こしているかが紹介された。安全重要度の極めて低い(little or no safety significance)品質やヒューマンパフォーマンス上のエラーについても、事業者の手順書が NRC によりレビューが行われることで、事業者の取組（program）に対し大がかりな結論が加えられる、という現状までもが背景情報として議

論のテーブルに載せられたのである。

「閾値の考え方」点が主要課題として設定された背景には、同会議に先立つ NRC 主催の公聴会におけるある提案がある。ROP の原型となる NEI による提案「新しい規制の監視プロセス」において、規制の閾値、安全の閾値について考えるべきことが提示されていた。同提案は、NRC を監督する上院議会の公聴会資料として提出されており、つまり「閾値の考え方」を議論することは ROP の開発の重要な柱であるだけでなく、ROP 開発を形式的なものに終わらせない NRC の姿勢を示すものであったと思われる [3)]。

会議での議論は「閾値の考え方」にとどまらず、ROP の根幹をなす事柄について検討が進められた。例えば、「リスクインサイトの活用」に関しては、目指すべき活用の度合いやインサイトの取り入れ方（プロセス・基準）等について。「PI の活用と検査結果とのインテグレーション」に関しては、いかに客観性ある手続きを経て、透明性があり理解の得られるインテグレーションを行うかについて。「監視における強制措置の役割」に関しては、事業者の是正措置(corrective action)を促す NRC の実効的なアクションについてなどが議論された。

4. 制度哲学の共通言語化により制度を発展させる

会議での検討を通じ、ROP の開発方針が固められ、ROP の開発、試運用、本運用が急ピッチで進められていくが、その過程においても、先の 4 つの主要課題が検討し続けられている。例えば、ROP の設計仕様が書かれた NRC 発行の SECY99－007 では、リスク情報を活用した閾値の体系を確立することが言及されている。検討を重ね、改善しようと取り組むことは、制度の当事者・関係者の間における ROP の共通言語化を促すことになった。ROP によって実現しようとしていること、その手段として取り入れたこと、手段を掛け合わせる際の留意点、検査活動や評価プロセスへの展開時の留意点など、ROP の根幹をなす事柄に対する理解が進められたのである。

米国原子力安全行政の監視者であり米国 ROP 研究の第一人者である「憂慮する科学者同盟（Union of Concerned Scientists）」の元原子力安全プロジェクトディレクターである D. Lochbaum 氏は、「効果的な監督プログラムとは、可能な限り早期にパフォーマンスの減退を検出し、望ましいパフォーマンス範囲での時間を最大化できるよう、迅速な是正を誘導するものである」と述べる（同氏に対する筆者の聞き取り調査より）。同氏によれば、運用開始後の ROP について改良点を考えるにあたり、以下の 9 つの点に着目し、NRC,産業界、第三者が解を検討することが有用だという [4)]。

1. ROP の基本検査でカバーすべきイシュー、プログラム、機器は何であり、されていないものは何か。そしてカバーすべきでないのに、カバーされているのは何か。
2. 基本検査がより効率的で実効的になるためにどうすべきか。
3. 基本検査でどのようなリダンダンシーが存在するか。例えば、現在の基本検査の手順は、重複検査を回避する手順となっているか。
4. NRC が最も重要なパフォーマンスイシューにフォーカスできるようになる方法は何か。事業者のオペレーションやパフォーマンスの領域で、新たに NRC がフォーカスすべきものは何か。逆に NRC のフォーカスを減らすべき領域は何か。
5. 原子力安全へ明確にリンクした気づきを出すような基本検査にするために、何を見直すべきか。
6. どうすれば基本検査に OE をよりうまくインテグレートできるか。
7. 系統、構造物、機器の高経年劣化や不具合を十分評価できるよう、基本検査を見直すとしたら、それは何か。
8. 現在の環境（外的事象の不確実性、延長運転、アップレートの効果、新たな企業形態・財務状況など）を背景に現在の基本検査を見直すとしたら、それは何か。

9. チームでの検査頻度を見直すべきとしたらそれは何か。

上記は、検討の一例であるが、NRC の検査に関わる職員,事業者という制度の当事者のみならず、研究者を含めた幅広い関係者が、それぞれの立場から ROP の改良点を考え、共有(common ground)し、検討しては、制度に反映させる取り組み続けるプロセスこそが、ROP の特徴的な強みだと考えられよう。

5. 制度の変化と進化

2018 年初頭、NRC は Transformation Initiative チームを発足し、昨今の新たな原子力技術へ対応しようと規制の枠組みを見直す取組を開始したのである。ROP についても、リスク情報を活用した規制(achieving modern risk informed regulation)の実現等を目指した検討(enhancement)が行われている [5)]。NRC の検討に対し、NEI は、リスク情報を活用したより実効的で効率的な検査に関する 27 の提案を行った。また第三者である D.Lochbaum 氏は、Transformation の成功のために、ROP の実績、Transformation 上の課題を踏まえ、認識と現実とのギャップをマネジメントするための助言を提示している。米国において、開始から 19 年が経とうとする今なお、ROP をよりよい制度にしようと、当事者・関係者は検討し続けている。

6. まとめ　ー関係者の協働を通じ、日本版 ROP を「開かれた制度」にー

新制度の開始、旧制度から新制度への移行が進められるとき、当事者はもとより関係者の間で不安と戸惑いが生じる。新しい制度をうまく開始できるか、自ら対応できるかどうかに対する不安、新しい制度が目的を実現するかどうかなど、数々の不安が当事者・関係者の間で起こる。米国の ROP 開発がそうであったように、日本版 ROP も、人が設計・運用するものである以上、その過程で様々な試行錯誤を重ねながら、課題を克服していくことになろう。

本稿では、日本版 ROP の開始において、こうした不安を乗り越え、目指す姿の実現に近づく方法として、検討すべき４つの点と、関係者が共通言語化に取り組むことに言及した。共通言語化については、日本版 ROP の検討において、進められていることがある。2016 年より開始した原子力規制庁の「検査制度の見直しに関する検討チーム」会合は動画中継といった公開型で行われており、傍聴が可能であり、日本版 ROP の検討状況を知ることが可能である。同庁の取組は形式的な情報公開にとどまらず、試運用開始にあたり、原子力規制庁は各サイトで所員に向けた説明会を実施している。同庁職員は、原子力安全に係る国内外の会合にて、日本版 ROP の説明や対話活動を実践している。日本においても、徐々にではあるが、日本版 ROP の共通言語化が進みつつある。実は、この取り組みは冒頭で述べた（２）「制度の社会的な意義、すなわち社会の構成員が制度に対し期待することの実現へと近づくこと」にとって重要な要素ではないか。当事者・関係者内外での対話、議論を活発化させていくことが、複雑に絡み合う諸問題への解決の一歩となる。日本版 ROP を真に開かれた制度にしていこうと自ら実践することこそ、原子力安全に係る者一人ひとりが取り組む役割でないだろうか。

参考文献

1) 原子力規制庁,「検査制度の見直しの方向性について（案）」2016 年
2) NRC, 「パフォーマンスアセスメントプロセスの改善に関する会合用資料」1998 年
3) 米国上院議会第 105 ヒアリング議事録　添付資料　1998 年
4) D. Lochbaum, 「NRC 基本検査プログラム」 2013 年
5) NRC, SECY 18-0060　「リスク情報を活用した規制の実現」, 2018,年

*Hiroko Kondo[1, 2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2] Matrix K

2019年春の年会

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性
New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

新検査制度導入と原子力発電所の安全性を高めるための事業者の取り組み

Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants

*渥美法雄[1]，横尾智之[1]
[1]電気事業連合会

原子力発電所の安全性を高めることを目的に、規制者・被規制者双方が限られた資源を有効に活用していくためには、リスクを十分に認識し、リスクをどのように取り扱うかが重要な課題である。

今般の検査制度改正の契機となった「事業者の一義的責任の徹底、効率的でパフォーマンスベースでリスク・インフォームドの規制とすべき」との IAEA 総合規制評価サービス（IRRS）指摘のメッセージは、制度改正の雛形とされた米国の検査制度「リアクター・オーバサイト・プロセス(ROP)」の中心概念であり、新検査制度もこの概念に基づき制度設計が進められている。

一方、事業者が発電所の安全性を向上していくためには、リスク情報を活用し、プラントの設備や運用において強化すべき点を特定し、有効な対策を取っていく取り組みが必要となる。そのための枠組みとして、事業者はリスク情報を活用した意思決定（以下「RIDM」という）プロセスを発電所のマネジメントに導入することとした。2018 年 2 月に事業者は RIDM を実現するための取り組み方針・アクションプラン等を RIDM 戦略プランとして取り纏め、現在、「改善措置プログラム（CAP:Corrective Action Program）」、「コンフィギュレーション管理（CM:Configuration Management）」、自主的に定めた性能指標（PI: Performance Indicator）の活用を含めた「パフォーマンス監視・評価」、PRA モデルの整備・活用を含めた「リスク評価」といった RIDM の構成要素の基盤固めに取り組んでいるところである。

2020 年 4 月の原子力規制検査の本格導入を踏まえ、事業者としてはこれらの活動の充実を加速させると共に、事業者活動の継続的な安全性向上に取り組んでいく。

今後、規制（新たな検査制度）と自主規制（事業者の取り組み）が上手くかみ合い、スパイラルアップしながら原子力発電所の安全性が維持・向上していくことを期待する。

---

* Norio Atsumi[1] and Tomoyuki Yokoo[1]

[1] The Federation of Electric Power Companies.

(Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[3L_PL04] Discussion

「効率的でパフォーマンスベースのより規範的でない、リスク情報を活用した原子力安全と放射性安全の規制を行えるよう」検査制度に改善・簡素化すべきであるというIAEA IRRS報告書の指摘を受け、新しい検査制度を2020年4月から実運用するための準備が進められている。本企画セッションでは、この新検査制度が本格運用されるにあたり、検査制度やその前提となる事業者のパフォーマンス改善活動が、継続的に安全性を向上させるプロセスと噛み合った形で進むために必要な基本的な考え方とその実践について、3件の講演と討論を行うことで明らかにする。

Planning Lecture | Board and Committee | The AESJ Ethics Committee

[3M_PL] Continuing Qualitity Injustice Problem and Ethics

Challenges to learn as a nuclear industry

Chair:Kyoko O h ba(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 2 3F No.37)

[3M_PL01] Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems

*Masanobu Kamiya[1] （1. JAPC）

[3M_PL02] Culture and Ideal Response of Organizations

*Toshihiro Okuyama[1] （1. ASC）

2019年春の年会

倫理委員会セッション

起き続ける品質不正問題と倫理
～原子力界として学ぶべき課題～

Continuing Quality Injustice Problem and Ethics
～Challenges to learn as a nuclear industry～

（1）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～

(1) Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems
～Issues for Next Revision of Ethics Code of AESJ～

*神谷 昌伸[1]
[1]日本原電

1. はじめに

筆者は日本原子力学会（以下「原子力学会」という）倫理委員会の委員・幹事を拝命している立場であるが、本稿のうち意見や考えに該当する部分は、筆者個人のものである。

原子力学会倫理規程は、2001 年の制定以降、これまで 6 回改定されてきている。これは、「規範は時代とともに変化するものである」との考えの下、「常に社会環境の変化も考慮した規程を維持する」ことを倫理委員会の重要な責務と認識していることに基づいている。そのため、原子力学会倫理委員会の重要な任務の一つは、「原子力学会倫理規程（前文・憲章・行動の手引）の改定案の作成」である。

表 1 に、倫理規程制定・改定の経緯と主な原子力事故等を示す。倫理規程は、その時々に発生あるいは発

表 1　日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯と主な原子力事故等

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
1995		旧動燃：もんじゅ２次系 Na 漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		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	倫理規程の改定（2003，2005，2007，2009 の計 4 回） 倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜３号機２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の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2018	倫理規程改定（6 回目）	

*Masanobu Kamiya[1]
[1]JAPC

覚し、社会に大きな影響を与えた原子力事故等について、事故等が生じた背景や原因を考察し、その教訓から汲み取るべき事項を倫理規程の前文・憲章・行動の手引に反映するように努めてきている。倫理規程制定・改定の経緯は学会 HP[1]に詳しく掲載されている。

最新の倫理規程は 2018 年 1 月に改定 [2]されたものだが、この改定案の検討を倫理委員会でほぼ終えていた 2017 年秋以降、自動車メーカによる不適切な完成検査や素材メーカによる品質データ不正問題等が次々と発覚している。

倫理規程の改定は、表 1 のような事故や品質不正問題のみを背景として行うものではない。しかし、2017 年秋以降に発覚している品質不正問題は、ものづくりで世界をリードしてきた我が国の基盤を揺るがし、かつ、技術者倫理にも関わる共通的な問題が背景にあると考えられる。このため、起き続けている品質不正問題の背景を考察し、次の倫理規程改定の検討において汲み取るべき事項を検討することは重要であると考え、倫理委員会において議論を継続している。

2. 品質不正問題に関わる考察と倫理規程との関係

2-1. キーワード

各社から公表されている原因や再発防止に係る報告書や報道されている内容に基づき議論を進めている。

個々の品質不正問題について詳述する余裕はないが、共通的に以下のようなキーワードが挙げられ、問題の背景を伺い知ることができる。なお、2017 年末に発生した新幹線の重大インシデントも事例として取り上げている。

＜自動車＞

社内認定の資格、長年常態化、不正公表後も不正が継続、成長のひずみ、閉鎖的な組織、他部門への忖度、現場任せの教育、教育が不十分、要員不足、規範意識の鈍麻、検査軽視の風潮、現場管理の不在、不十分な設備、不合理な検査規格、経営・管理側と現場の乖離、自浄能力の欠如、内部管理体制の不備

＜素材メーカ＞

トクサイ、長年組織ぐるみ、現場の裁量、品質に対する過剰な自信、改ざんを行いやすい環境、納期優先、過度な製造現場依存、不十分な品質保証体制、品質に対する意識の希薄、検査部門に対するプレッシャー、部門間コミュニケーションの欠如、経営・管理側と現場の乖離、リスク管理不足、内部統制・ガバナンスの欠如、契約の軽視、人的投資や設備投資の抑制、現場の繁忙感、硬直的な人事制度

＜新幹線＞

乗務員らの気付き（異音、異臭など）、聞き逃し、思い込み、乗務側（運転、保守）と指令所側との意思疎通、過度な信頼、運行停止の判断の困難さ、会社間を跨る運行システム

2-2. 品質不正問題と関係する「行動の手引」の抽出

キーワードも踏まえ、品質不正問題と主に関係すると考えられる原子力学会倫理規程の「行動の手引」を表 2 に示す。この「行動の手引」を“守って”“行動”していれば、品質不正を防止できるのだろうか。

表 2　品質不正問題と関係すると考えられる日本原子力学会倫理規程「行動の手引」

１．（行動原理） １－３（リーダーシップの発揮）会員は，一人ひとりが自身の責任や役割を明確にし，積極的な態度及び行動を示すことにより，それぞれの階層でリーダーシップを発揮する。 １－４（技術者の行動による信頼）会員は，技術の安全性を高めるだけでなく，技術を扱う者の行動によって社会から信頼が得られるように心掛ける。 ２．（公衆優先原則・持続性原則） ２－６（経済性優先への戒め）会員は，原子力施設の設計・建設・運転・保守等の管理にあたり，経済性を安全性に優先させない。 ２－７（効率優先への戒め）会員は，原子力施設において，安全性の十分な確認を行うことなく設備や作業の効率化を行わない。

３．（真実性原則）
３－３（自らの判断に基づく行動）会員は，与えられた情報を無批判に受け入れることなく，誤った集団思考に陥ることのないように，常に正確な情報の取得に務め，関連する専門能力により自ら判断し，行動する。

４．（誠実性原則・正直性原則）
４－１（誠実な行動）会員は，誠実に業務を実施する。また，他の団体または個人に不利益をもたらす恐れのある場合は，事前に雇用者あるいは依頼者に説明をおこなう。
４－３（ルール遵守と形骸化の防止）会員は法令・規則（以下ルール）を誠実に遵守する。その一方で，常にルールの妥当性確認や改定に努め，各種ルールの規定と実態との乖離によって起こるルールの形骸化を防止する。
４－４（社会との調和）会員は，常に社会からの声に幅広く耳を傾け，双方向のコミュニケーションを心がけて社会との調和に努める。
４－５（社会からの付託）会員は，原子力技術を扱う集団・技術者として，一般社会から一種の付託を受けており，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。
４－６（会員の安心への戒め）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。
４－７（情報の公開）会員は，原子力の安全にかかる情報について、積極的な公開に努める。特に公衆の安全上必要不可欠な情報については，所属する組織にその情報を速やかに公開するように働きかけ,公衆の安全確保を優先させる。
４－８（隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い）会員は，情報の隠蔽は社会との良好な関係を破壊することを認識し，適切かつ積極的に公開するように努める。ただし，核不拡散や核物質防護等，公衆の安全・利益のために公開することが不適切と判断されるものについては，公開できない理由を説明できるようにする。
４－９（説明責任）会員は，専門活動の目的・方法・成果等について，常に相手の立場に立ち，専門家ではない者にも分かりやすく，かつタイムリーに説明する責任がある。

５．（専門性原則）
５－２（専門能力）会員は，求められる専門能力や倫理的行動に必要な能力が，社会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。
５－３（新知識の取得）会員は，日々進歩する学術や技術のほか，関係する法令・規則を学び，専門能力を磨く。古い知識や慣習などをもって専門家として行動することは慎む。
５－４（正確な知識、安全知識・技術の習得と伝達）会員は，原子力専門分野に関わる活動においては，法令・規則の遵守はもちろん，安全の確保に必要な専門知識・技術の向上に努める。さらに，常に正確な知識の獲得と伝達に努める。
５－５（経験からの学習と共有・継承）会員は，経験から教訓を学び取る。特に事故や故障については，失敗事例のみならず良好事例にも着目・研究し，再発防止や類似事態の発生防止に努めるとともに，情報を共有・継承する。
５－６（関係者の専門能力向上と環境整備）会員は，自己研鑽のみならず，専門能力を有すべき周囲の者，特に監督下にある者に研鑽の機会を与えることで，能力向上のための環境整備に努める。

６．（有能性原則）
６－２（自己能力の把握）会員は，遂行しようとしている業務が自らの能力不足のために安全を損なう恐れがないか，常に謙虚に自問する。
６－３（俯瞰的な視点を有する人材の育成）会員は，所属する組織において，専門的知識だけでなく，俯瞰的な視点を有する人材を育成する観点からも環境を整備し，維持に努める。

７．（組織文化の醸成）
７－１（組織の中の個人のとるべき行動の基本原則）会員は，所属する組織において，倫理及び安全に関わる問題を自由に話し合い，行動できる組織文化の醸成に努める。不十分なときは組織・体制も含め組織文化（風土，雰囲気）を変革するよう努める。
７－２（組織内における課題解決）会員は，それぞれの責任と権限に応じてその役割の重さを自覚し，安全性向上に最大限の努力を払う。安全性の損なわれた状態を自らの権限で改善できない場合には，権限を有する者を含む利害関係者へ働きかけ，改善されるよう努める。
７－３（組織内における環境整備の重要性と継続的改善）組織運営に責任を有する会員は，本倫理規程の意義と重要性を認識し，組織に所属する個人（会員および非会員）が本倫理規程に基づいて行動することができるように伝え，その環境を整える。また，組織内の活動状況を絶えず注視するとともに，本倫理規程に基づく活動を阻害する要因を積極的に排除するなど，環境の継続的な改善・向上に努める。
７－４（組織内における申し出に対する適切な運用）組織の運営に責任を有する会員は，会員からの原子力安全等に関わる申し出に対し，組織として適切に対応するために，申し出をした者が不利益を被ることのないような配慮，申し出内容に対する迅速な調査，情報公開等の適切な手順を定めて，運用する。
７－５（労働環境等の確保）組織の運営に責任を有する会員は，安全確保のために活動の基盤となる労働環境等を含めた環境整備に努める。

2-3. 事例と「行動の手引」の考察

品質不正問題の具体的事例に照らして、現在の倫理規程「行動の手引」に見直す点はないか、考察を進めている。考察例を表 3 に示す。

表 3　品質不正問題と関係する「行動の手引」に対する考察例

D 社における問題の背景・原因	関係する「行動の手引」（例）	「行動の手引」に対する考察（案）
(1) 工程能力を超える仕様で受注・量産化していたこと (2) 顧客仕様を満たす製品を製造する工程能力が低下していたこと…負のスパイラル (3) 品質保証体制に不備があったこと (4) 検査人員･検査設備の不足 (5) 納期プレッシャーや他部門から検査部門に対するプレッシャー (6) 品質に対する意識の希薄化	１－３（リーダーシップの発揮） 会員は，一人ひとりが自身の責任や役割を明確にし，積極的な態度及び行動を示すことにより，それぞれの階層でリーダーシップを発揮する。	・「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
	３－３（自らの判断に基づく行動） 会員は，与えられた情報を無批判に受け入れることなく，誤った集団思考に陥ることのないように，常に正確な情報の取得に務め，関連する専門能力により自ら判断し，行動する。	・「情報」に「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。
	４－１（誠実な行動） 会員は，誠実に業務を実施する。また，他の団体または個人に不利益をもたらす恐れのある場合は，事前に雇用者あるいは依頼者に説明をおこなう。	・相対方として、「顧客」や「ステークホルダー」などのより近親性のある表現も加える必要がないか。 ・安全や品質に係る問題では、「顧客」に対して対等に向き合う姿勢の重要性を謳ってはどうか。
	７－４（組織内における申し出に対する適切な運用） 組織の運営に責任を有する会員は，会員からの原子力安全等に関わる申し出に対し，組織として適切に対応するために，申し出をした者が不利益を被ることのないような配慮，申し出内容に対する迅速な調査，情報公開等の適切な手順を定めて，運用する。	・内部通報の仕組みを整えておくことの重要性も陽に謳った方がよいのではないか。
	７－５（労働環境等の確保） 組織の運営に責任を有する会員は，安全確保のために活動の基盤となる労働環境等を含めた環境整備に努める。	・安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を陽に謳う必要はないか。

2-4. 「組織文化」への着目

(1) 長年にわたって不正が継続、引き継がれてきた現場があったとの事例もある。社風、すなわち組織文化として固着していて、2-1 の「キーワード」で記載したような背景・原因がある。

そのような職場に新たに配属された技術者（新入社員と仮定してもよい）は、不正に気づいていたとしても、声を上げることはできなかったのだろう。そして、組織文化の一員となっていく。

組織文化を変える、良くするにはどうしたらよいのか。原子力学会倫理規程では、「憲章 7（組織文化の醸成）」として「会員は、所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。」と掲げ、表 2 にある 7-1～7-5 の「行動の手引」としているが、品質不正問題を踏まえて、組織文化に関わる「行動の手引」として、より良くする点はどこか。

倫理委員会では、倫理研究会等の活動において安全文化や組織文化をテーマとして取り上げ、都度自分事として考えることも含めて、議論を継続している。

(2) 2017 年 12 月 11 日に発生した新幹線の重大インシデントは、設計・製造段階における問題による台車枠の亀裂発生という原因とともに、乗務員等が異常を感じたにもかかわらず、早い段階で運行を止めることができなかったのは何故なのか、という原因を究明することの重要性が指摘されている [3]。

この原因には、運行に関わった「関係者の思考や行動に様々なヒューマンファクターが介在」[3]しており、原子力施設の安全な運転を考える上でも示唆に富む内容を含んでいると考え、

・安全文化醸成へのトップの積極的関与
・現場実態に基づく安全マネジメントのレベルアップ
・人間・組織の理解に基づく安全品質の追求

・事業者間での安全品質情報の共有
・反省・教訓の組織全体への浸透と定着
・継続的な組織改革と更なる安全性向上

等の観点から議論を進めている。

組織として“安全最優先”を掲げていることと、組織全体として“安全最優先”を実践・定着させているかは、当然異なることである。ここを一致させていく取組み、劣化しないように改善していく取組みの重要性は、共通のテーマである。

3. 継続的な議論・検討

不正問題に対しては、とかく“あれをしてはダメ”“こういうときはこうしなければならない”のような対策になるのが常套であり、それは極めて重要なことである。

しかし、もっと“元気”で“明るい”話にできないだろうか。

倫理委員会では、東日本大震災後に発刊したケースブック [4]のように、良好事例に学んでいくことの重要性にも訴求しながら活動を進めている。原子力に関わる技術者が、“元気になる”“ポジティブに仕事をする”ことによって、原子力利用の安全が確保され、向上し、社会に役立つ技術としてあり続けられるにはどうしたらよいか。

そのような観点で、倫理規程（前文・憲章・行動の手引）からどのようなメッセージを伝えることができるか。

今回の品質不正問題からの教訓も汲み取り、あらためて“倫理”や倫理規程について自分事として考え、悩み、議論し、意見を共有していくことは、原子力利用の安全性向上に繋がる活動であると考えている。企画セッション総合討論も踏まえて、次の倫理規程改定に向けて、引き続き検討を進めていく。

参考文献

[1] 日本原子力学会倫理委員会，倫理規程制定、改定の経緯，http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_21_/
[2] 日本原子力学会倫理規程，http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/
[3] 新幹線重大インシデントに係る有識者会議，新幹線異常感知時の運転継続事象への再発防止対策に関する検討結果について～新幹線の更なる安全性向上に向けて～，https://www.westjr.co.jp/press/article/items/180327_00_yuushikishakaigi_2.pdf
[4] 日本原子力学会倫理委員会編, 東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理, 2016 年 3 月, http://www.aesj.net/publishi-1512

2019年春の年会

倫理委員会セッション

起き続ける品質不正問題と倫理
～原子力界として学ぶべき課題～
Continuing Quality Misconduct Problems and Ethics
～Issues to learn as Japanese nuclear industry～

（２）組織の文化とあるべき対応
～1F 事故を経て原子力界は進歩したのか～
(２)Culture and Ideal Response of Organizations
～Has the nuclear industry progressed through the Fukushima Daiichi Nuclear Accident ?～

*奥山 俊宏[1]
[1]朝日新聞社

1. はじめに

組織の奥底で見過ごされたり隠されたりしてきた問題について，組織としてそれを探知し，組織経営上の課題として見いだし，それに対して適時・適切に対策を施し，先手を打って是正していくことは，あらゆる組織にとって重要な課題である。メーカーにとっての品質不正だけでなく，金融機関や企業にとっての不正リスクについても，また，原子力事業者やその規制システムにとっての事故リスクについても，このような活動は必須であるべきだろう。東京電力社内や規制システム内部でこのような活動が十分に行われなかったことに，福島第一原子力発電所（1F）事故の原因の一端がある，ということもできる。

組織やシステムの内部でこのような活動が円滑に行われるように仕組みを設け，そうした仕組みを形骸化させることなく実質的に機能させ，また，このような活動を下支えする組織文化を培うことは，その組織が持続的に存在するために必要であるばかりでなく，その構成員にとってそれは社会から期待・要請される行動であり，倫理上の責務でもある。そのような，あるべき対応と文化を組織に根付かせるための手がかりになりそうだと筆者が考える事項を以下に列挙したい。

2. 組織内外のコミュニケーション不全と原子力安全

日本の原子力事業者の多くで，組織内外の情報伝達や情報共有に目詰まりが起きており，それが，不正やリスクなど問題を探知・評価するにあたって，大きな障壁となっている。これの是正が日本の原子力界にとって喫緊の課題となっている。

2-1. 内部告発，内部通報への対応

原子力業界は，他の業界に比べて内部告発が多い，といわれる。「原子力の業界では内部告発に立ち上がる人が跡を絶たない」。原子力発電所の運転の差し止めなどを求める訴訟を長年手がけてきた海渡雄一弁護士は 2012 年 5 月 11 日に日本弁護士連合会が主催したシンポジウムでそう指摘した。「事故の前にもそういう人はいっぱいいた。それが政策決定に役立てられていれば，福島の事故がこれだけひどくはならなかったのでは」

原子力業界内部から報道機関や市民団体など組織外部への内部告発が多いのは，業界内部で現場の問題意識を的確に生かすことができていない現状と裏腹の関係にある，と見ることができる。つまり，日本の原子力業界は内部通報を生かせておらず，その結果，外部に内部告発がなされている，といえる。

日本の原子力規制委員会，その前身の原子力安全・保安院は，原子力の法令上，安全上の問題について，

*Toshihiro Okuyama[1]
[1]The Asahi Shimbun Company.

現場の労働者から内部告発（申告）を受け付ける窓口を設け，2002 年以降，個別案件について，対応終了後にその概要を公表してきている。その件数は右表の通りであり，2018 年 11 月までの 16 年で 52 件しかない。特に，原子力規制委員会が 2012 年に発足して以降，この件数は激減し，規制委発足後の 6 年で 5 件を受理し，3 件を公表しただけである（1 件は取り下げられた）。米政府の原子力規制委員会（米 NRC）が運転員の飲酒や警備員の過労を含む多様な通報を年に数百件も受け付け，そのうちの相当数について是正措置をとっているのと比べると，日本の少なさは際立つ。日本の他の政府機関を見ても，たとえば金融庁が年に百数十件の通報を受け付けているのに比べると，原子力規制委員会への通報は大幅に少ない。このような状況は，日本の原子力業界に問題が少ないことの表れではなく，申告制度が機能していないことの表れであるととらえるのが妥当である。

筆者の経験によれば，内部告発など関係者からの情報提供を端緒とする報道機関の取材への原子力事業者の防御的・消極的な対応にも，できれば問題指摘を避けて遠ざけ，耳を塞いで聞かずに済ませたい，という態度がうかがえる。

このような態度や実情を併せ考えると，日本の原子力界は，原子力安全に内外の声を生かそうとする意識が希薄であり，組織内部あるいは規制システム内部の「問題を発見・是正する仕組み」が空洞化しているのではないか，と心配せざるを得ない。

申告案件公表件数（原子力安全・保安院、原子力規制委員会の合算）

年度	件数
2002	7
2003	8
2004	10
2005	5
2006	3
2007	2
2008	2
2009	3
2010	4
2011	4
2012	1
2013	1
2014	0
2015	1
2016	1
2017	0
2018	0

2-2. 現場の声の共有と活用

この懸念は，法令違反や不正の探知だけでなく，事故対応における状況認識，あるいは，事故予防におけるリスク認識についても，当てはまる。

1F 1 号機では 2011 年 3 月 11 日夕，津波が来襲して全電源を喪失して以降，非常用復水器を含む一切の冷却装置が作動を停止した。その中央制御室で主機操作員と当直副主任はそのとき，非常用復水器が作動していないと明瞭に認識した。しかし，同じ室内にいた当直長にその認識は伝わらなかった。

その夜，当直長は，確定的な認識ではなかったものの，非常用復水器の不作動を疑った。しかし，その疑念は免震重要棟の対策本部に伝わらなかった。その結果，1F 所長も，東京の本店も，政府も，非常用復水器が作動中であると誤認し，この誤認が事故対処の「遅延の連鎖」を招き，東電にウソつきの汚名を着せた [1]。

現場の認識が対応に生かされなかったことによる弊害は，事故前の津波対策についても指摘されている。

1F 事故の刑事責任を問う東京地裁の法廷における検察官役の指定弁護士の主張によれば，東京電力の原子力設備管理部の土木調査グループの社員らは 2008 年以降，津波対策の工事が不可避であると経営層に繰り返し報告した，という。しかし，その進言は受け入れられず，何らの措置も講じられなかった，とされる [2]。

2-3. 「原子力関連機関に継続して内在している本質的な課題」

日本の原子力界の組織内外のコミュニケーションに重大な欠陥があり，それが 1F 事故の背景にあるとの指摘は，私だけでなく，有識者によっても繰り返し提起されている。

1F 事故に関する国会事故調の英語版報告書（2012 年 7 月 5 日）で黒川清委員長は「残念ながらこれはいわば『日本製』の災害だったと認めざるを得ない。その根本の原因は日本文化の根深い因習にある」と指摘し，その内容として「私たちの条件反射的な従順さ」「権威を疑うことへのためらい」「あらかじめ決めたことへの信心ともいえるほどの固執」「私たちの集団主義」を挙げている。

政府の原子力委員会は，従来の原子力利用長期計画に代えて 2017 年 7 月 20 日にとりまとめた「原子力利用に関する基本的考え方」に「原子力関連機関に継続して内在している本質的な課題」と題する章を設け，その中で「我が国では，組織内で部分最適に陥り，情報共有の内容や範囲について全体での最適化が図られない結果として必要な情報が適切に共有されない状況」が生じていると指摘し，「組織内外を問わず，根拠に基づいて様々な意見を言い合える文化を創り出す必要」を唱えた。岡芳明委員長は「日本人は異論を述べるのが苦手である。異論を無視し，短期視野の見かけの効率重視では，中長期的には失敗する」「東電福島原発事故の痛烈な教訓として，異論を仕事として根拠に基づき述べあうことが特に必要である」と述べている。

3. どのような態度で取り組むべきか

組織の内部に潜在する不正や問題に的確に対処するには，目先のルールに器用に形式的に従ってよしとするのではなく，思慮を深くして，ルールの背景にある大原則に実質的に沿い，また，未知の不正や問題を特定・評価し，そのリスクに応じた対策を実施する必要がある。他業界での対応の例を 2 つ紹介したい。

3-1. プリンシプルベース・アプローチ（Principle-based Approach）

たとえば，上場企業は，東京証券取引所と金融庁の定める「コーポレートガバナンス・コード」で以下のような事項を含む 31 の原則（このほかに 5 つの基本原則，42 の補充原則）を推奨されている。

「従業員等が，不利益を被る危険を懸念することなく，違法または不適切な行為に関する情報や真摯な疑念を伝えることができるよう，また，伝えられた情報や疑念が客観的に検証され適切に活用されるよう，内部通報に係る適切な体制整備を行うべきである。取締役会はその運用状況を監督すべきである」

有価証券上場規程によれば，これの履行は義務ではない。その趣旨・精神が尊重され，かつ，対外的に理由の説明がなされるのならば，実施しなくても，それでかまわない。「従うか，さもなければ，説明するか（Comply or Explain）」を求める規制手法である。原理・原則に実質的に忠実であることが重視される。

「一見，抽象的で大掴みな原則（プリンシプル）について，関係者がその趣旨・精神を確認し，互いに共有した上で，各自，自らの活動が，形式的な文言・記載ではなく，その趣旨・精神に照らして真に適切か否かを判断する [5]」。このように「コンプライ・オア・エクスプレイン」の手法の意義は説明されている。

国際原子力機関（IAEA）の総合規制評価サービス（IRRS）が 2016 年に日本政府に対して「より規範的でない規制（less prescriptive regulation）」を勧告したのはまさに，日本の原子力安全への取り組みが過度の形式主義に陥っていて，実質重視の「プリンシプルベース・アプローチ」が希薄であることへの反応なのだろう。

3-2. リスクベース・アプローチ（Risk-based Approach）

たとえば，金融機関は 2016 年以降，テロリストや犯罪者によって金融システムが資金洗浄やテロ資金供与に悪用されることのないようにするため，自らの取引について調査・分析し，その危険性の程度を把握することを法令（犯罪による収益の移転防止に関する法律やその施行規則）で義務づけられている。具体的には，自らが直面するリスクを適時・適切に「特定」し（出発点），それを「評価」し（土台），リスクに見合った「低減措置」を図る（実効性）という 3 段階の手法（リスクベース・アプローチ）を用いて，メリハリの利いた機動的かつ実効的な対応をしなければならない [3]，とされている

金融庁のガイドラインによれば，その対応は「変化に応じ（中略）不断に高度化を図っていく必要がある」。また，組織内部の各部門の機能を①自律的なリスク管理にあたるべき第 1 線の営業部門，②それを独立した立場から牽制する第 2 の防衛線の管理部門，③第 1 線と第 2 線が適切に機能しているかを定期的に検証する第 3 の防衛線たる内部監査部門――というように「三つの防衛線（three lines of defense）」の概念の下で整理することが推奨されている [4]。原子力安全における深層防護と相似する枠組みであるが，リスク管理にあたる組織の構造のあり方にそれを採り入れているところは参考になるのではないかと思われる。

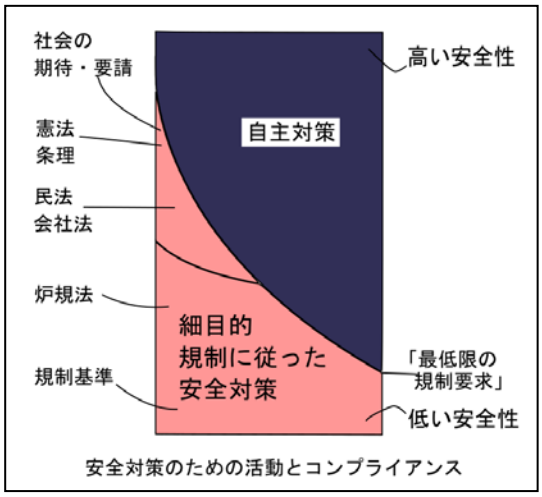
3-3. 規制か自主かを超えて

現在，日本の原子力安全の規制のあり方について「過酷事故対策をガチガチな規制で縛っていいのか。継続改善を阻害し，柔軟性を失わせることになるのではないか？」との疑問が提起されている。「事業者の自主対策をできるだけ尊重すべき」との意見である。

一方で，「規制や検査のない自主対策に本当に実効性があるのか」「自主対策に任されると，やはり，たるんでしまう」という疑問がある。現に，1F 事故前の過酷事故対策は事業者の自主的な保安措置に位置づけられ，規制当局の検査もなく，その結果，実効性を欠く結果となった。

規制は必要最小限を要求し，自主対策はそれに事業者が任意に上乗せするものであり，その境目を明確にするべきだという議論もある。そうでなければ，自主的な活動だったつもりの対策について，規制上の義務の履行とみなされ，当局検査で余計な注文をつけられる恐れをぬぐえず，やる気をそがれるのだという。

筆者は，規制は，合理的に実現可能な最良の対策（best practices）と最大の安全を事業者に要求するべきであり，規制要求と自主対策の境目に明瞭な線を引くことはできない，と考える。原子力発電所は，規制基準に基づく狭義の規制に従うだけでなく，たとえば，地元自治体と結んだ協定に基づく義務を負い，社会の期待・要請に由来するコンプライアンス上の牽制を受け，憲法や民法など一般法との適合性について裁判所による司法審査にも服している。これらはまとめて広義の「規制」ととらえられる。これらのうち規範的な規制（より細目主義的な規制）が「最低限の規制要求」だとみなされるが，それだけでは足りず，それを超えて，より高い安全性を求める領域でも，事業者は，一般法やコンプライアンス上の規制に服し，当局検査でもそこに目配りがなされるべきだと筆者は考える。ただし，そこでは，より規範的ではないプリンシプルベースの規制であるべきなのだろう。つまり，安全性の程度がより高くなるにつれ，その規制は，より規範的ではなく，実質が重視されるようになり，その結果，事業者の自主性がより重んじられ，安全対策の柔軟性がより拡がっていくことになるのだろう。



たとえば，2001 年 9 月 11 日の同時多発テロを受けて米 NRC が事業者に義務づけた安全対策 B5b や，福島原発事故を受けて米 NRC が事業者に義務づけて米原子力業界がとりまとめた安全対策 FLEX は，こうした「より規範的ではない規制」の要求に基づく安全対策だといえる。NRC は大筋の規制要求を示し，これを受けて原子力業界が創意工夫で手法を考案し，NRC の承認を得る，という手順で規範が形成された。各事業者はそれに従って対策を実施し，その状況について NRC の検査を受けており，そこには一定の緊張感がある。

B5b が日本の原子力発電所で実施されなかったことは，1F 事故拡大の原因の一つだが，日本の原子力界はその教訓からさらにもっと多くを学び，FLEX も採り入れる必要があると筆者は主張したい。

4. おわりに

日本の原子力関係者は，他の業界におけるリスク管理を参照し，見習う姿勢がもっとあってもよいのではないか。たとえば，金融システム維持，資金洗浄・テロ対策，企業統治規制，医療機器，医薬品の安全規制などで，国際的な潮流の荒波のなか，参考になるような仕組みが整備されつつある。

不正やリスク，それへの対処は，そのときどきの時代によって変化し続けている。原子力関係者は，最良の安全を目指して不断の努力を重ねていくことを社会から期待され，要請されている。内部告発をより良く生かし，感度よく，不正やリスクを探知することも求められている。原子力業界におけるそうした取り組みは，他の業界の専門家から模範として参照されるような最先端のそれであるべきだ。ある時代に原子力分野が最先端にあったとしても，それは一時のことに過ぎないと考えるべきで，現状に安住することなく最良を希求し続けることが原子力に携わる人たちの倫理の実践でもあるのだろう。

参考文献

[1] 奥山俊宏，福島第一原発 1 号機冷却停止，現場は最初から把握，伝わらず，法と経済のジャーナル，2016 年 3 月 11 日，https://judiciary.asahi.com/articles/2016030600003.html
[2] 石田省三郎ら，論告，2018 年 12 月 26 日，https://shien-dan.org/20181226-overview/
[3] 五十嵐チカ，金融機関の資金洗浄・テロ対策の FATF 審査がいよいよこの春から日本に，法と経済のジャーナル，2019 年 1 月 30 日，https://judiciary.asahi.com/outlook/2019011700001.html
[4] 金融庁，マネー・ローンダリング及びテロ資金供与対策に関するガイドライン，2018 年 2 月 6 日，https://www.fsa.go.jp/common/law/amlcft/amlcft_guidelines.pdf
[5] 金融庁，コーポレートガバナンス・コード原案 ～会社の持続的な成長と中長期的な企業価値の向上のために～，2015 年 3 月 5 日，https://www.fsa.go.jp/news/26/sonota/20150305-1/04.pdf#page=7