

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 Bldg. 1F No.10)

[1A_PL0201] Symposium(2019) report

*Noriko Asanuma¹ (1. Tokai Univ.)

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

*Yuki Sato¹ (1. JAEA)

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

*Saishun Yamazaki¹ (1. JAEA)

[1A_PL0204]

*Kenro Takamori¹ (1. IRID)

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

*Hiroshi Miyano¹ (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 Bldg. 2 2F No.26)

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

*Takashi Fujii¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Hiroyuki Furukawa¹ (1. Inst. Laser Tech.)

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

*Hideo Tomita¹ (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 Bldg. 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 Ochi¹ (1. JAEA)

[1H_PL03] Radiation Monitoring using Manned Helicopter

*Akira Futemma¹ (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 Hirouchi¹ (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 Facilities

Chair:Kouji Okamoto(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2 3F No.30)

[1I_PL01] Necesaty of optimized safety basis on decommissioning

*Kouji Okamoto¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Ken-ichi Tanaka¹ (1. IAE)

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto¹, *Ken-ichi Tanaka² (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 Bldg. 2 3F No.32)

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

*Hiroyuki Ohshima¹ (1. JAEA)

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

*Koji Morita¹ (1. Kyushu Univ.)

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

*Kazuhito Asano¹ (1. Toshiba ESS)

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

*Hirofumi Ohashi¹ (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 Bldg. 2 3F No.36)

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

*Takashi Takata¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Yukihiro Kirimoto¹ (1. CRIEPI)

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

*Kenji Mashio¹ (1. MHI)

[1L_PL04] Panel Discussion

*Takashi Takata¹, *Yukihiro Kirimoto², *Kenji Mashio³, *Hiroshi Ujita⁴ (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 Bldg. 2 3F No.37)

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

*Hiroaki Abe¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Kunihiko Tsuchiya¹ (1. JAEA)

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

*Yuji Kitsunai¹ (1. NFD)

[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 Bldg. 1F No.10)

[1A_PL0201] Symposium(2019) report

*Noriko Asanuma¹ (1. Tokai Univ.)

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

*Yuki Sato¹ (1. JAEA)

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

*Saishun Yamazaki¹ (1. JAEA)

[1A_PL0204]

*Kenro Takamori¹ (1. IRID)

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

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

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¹¹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 Asanuma¹¹Tokai Univ.

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¹¹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・軽量の装置の開発が求められていた。

これまでに、小型・軽量のコンプトンカメラ（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。

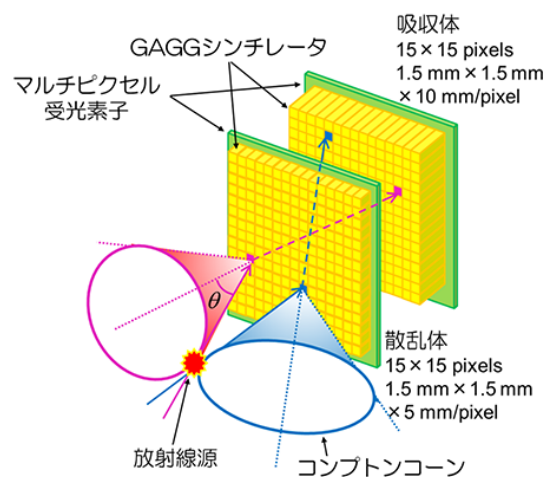


図2 コンプトンカメラの動作原理。センサー前方に仮想コーンを描画し、コーンの交点に放射性物質を見出す。

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で、実空間における汚染分布の拡がりに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

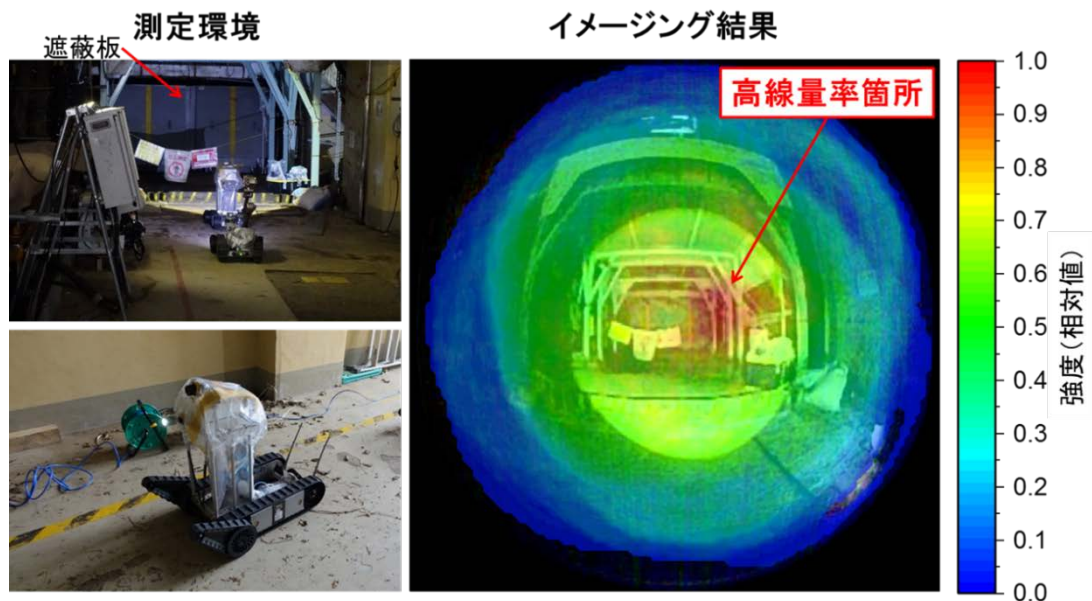


図3 左上：1F1号機原子炉建屋内部における放射線イメージング試験の様子。左下：小型・軽量コンプトンカメラを搭載した小型クローラロボットの外観。右：コンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージ図。通路奥の遮蔽板の右脇からのガンマ線の漏れ出しを検知した。（これらの図は原子力機構平成30年8月28日プレス発表資料より転載）

量率のエリア（ $>1\text{ mSv/h}$ ）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次元的な放射性物質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で、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原子炉建屋内部において、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 Sato¹

¹JAEA

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¹¹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. Pshenichnikov, 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 Yamazaki¹

¹JAEA

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¹¹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な研究開発に中心にかかわる 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DESTAL）の内側の画像情報の取得に成功した。この結果、RPV ペDESTAL 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DESTAL 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：

冷却は循環システムで維持されるが、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 Takamori¹

¹International Research Institute for Nuclear Decommissioning

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－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}

¹Chair.of 1F Decommissioning Committee AESJ, ²Hosei 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 Bldg. 2 2F No.26)

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

*Takashi Fujii¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Hiroyuki Furukawa¹ (1. Inst. Laser Tech.)

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

*Hideo Tomita¹ (1. Nagoya Univ.)

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と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。

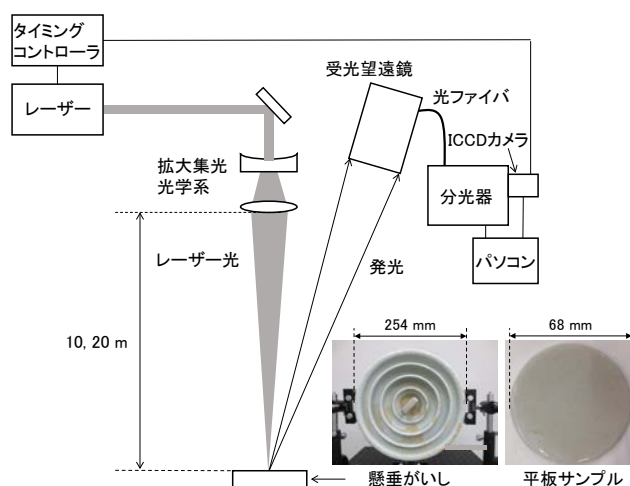


図 1. 実験系

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/cm²) においても発光が観測され、0.612 mg/cm²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/cm²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、 $0.009 \sim 0.7 \text{ mg/cm}^2$ 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⁹⁾。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。

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。

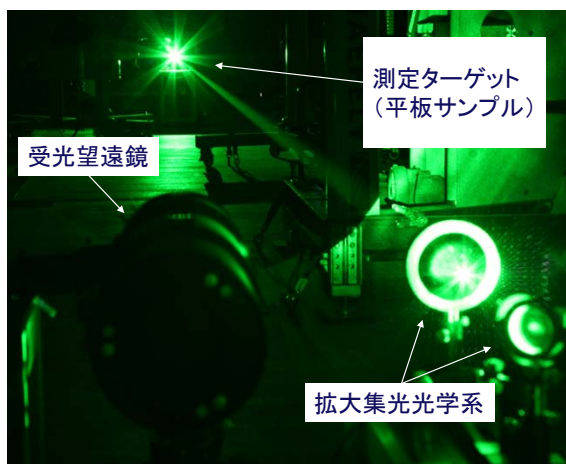


図 2. 離隔距離 20 m での遠隔計測の様子⁴⁾

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、 $0.009 \sim 0.7 \text{ mg}$ 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

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¹¹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メートル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、レーザー照射部に熔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 $1\ \mu\text{m}$ 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熔融現象、蒸気の発生現象と測定装置を表した概念図である。

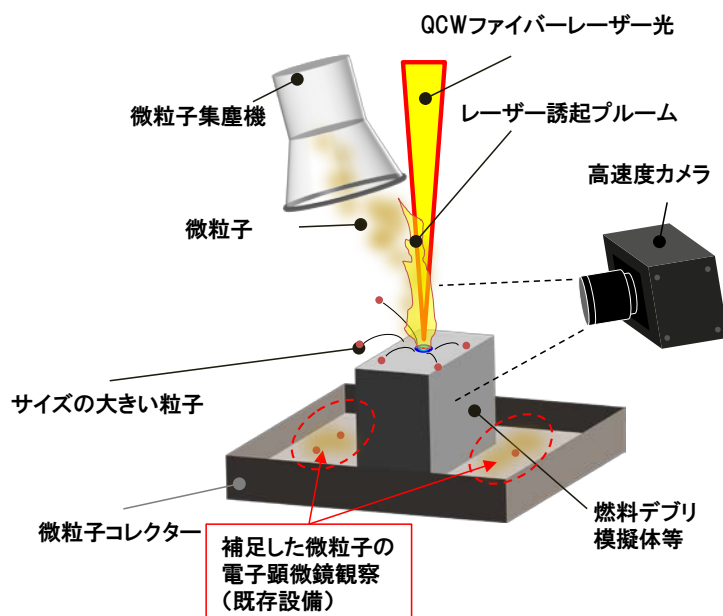


図 1 大気中でレーザーを金属に照射した場合の熔融現象、蒸気の発生現象と測定装置を表した概念図

*Hiroyuki Furukawa¹ and Hiroyuki Daido¹

¹Institute 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。

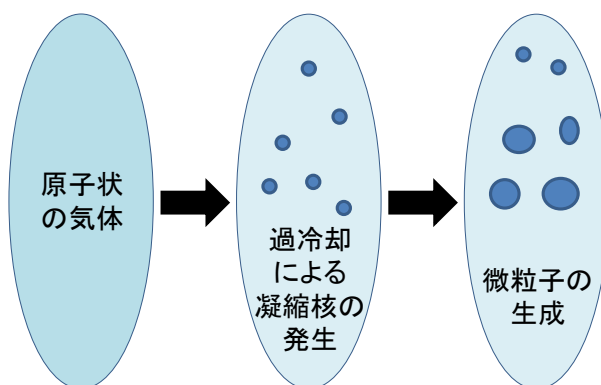


図 2 過冷却による微粒子の生成の概念図

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熔融現象、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、金属の熔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。

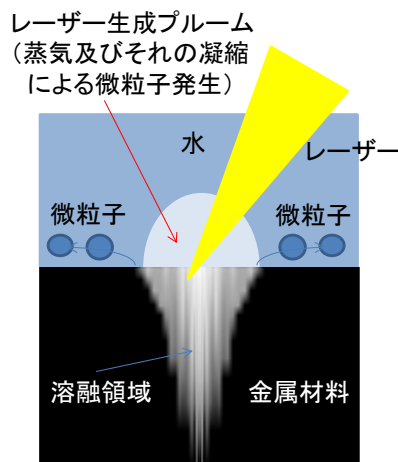


図 3 水中でレーザーを金属に照射した場合の熔融現象、蒸気の発生現象を表した概念図

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 $20\ \mu\text{m}$ 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。

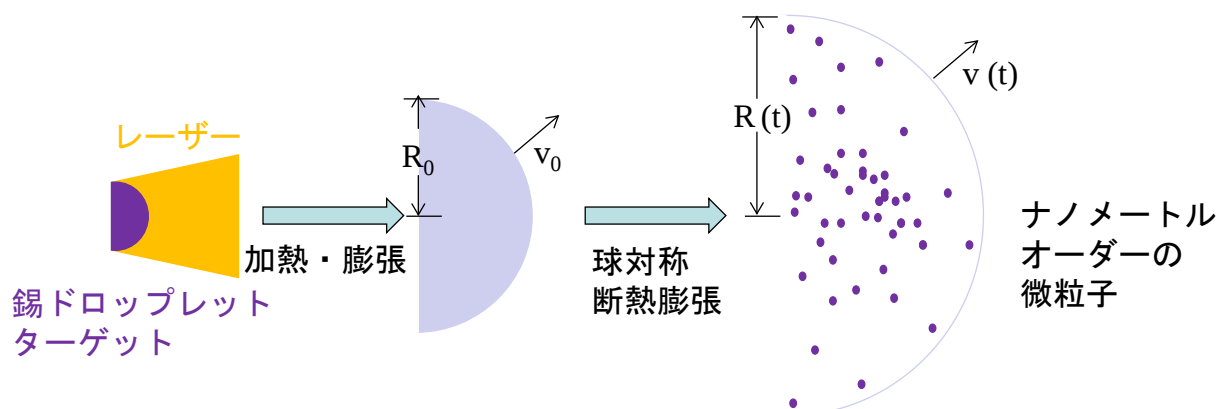


図 4 錫ドロップレットターゲットにプレパルスレーザーを照射した場合の、微粒子生成の計算モデル (Lukiyanchuk モデル) の概念図

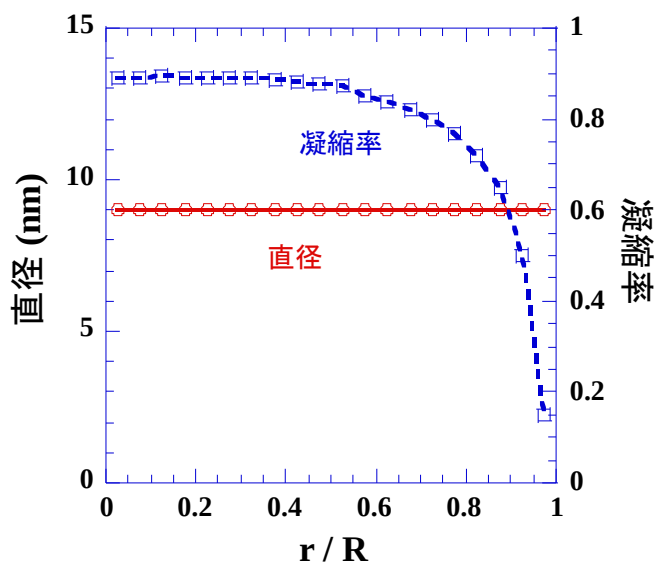


図 5 求めた、ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布

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。

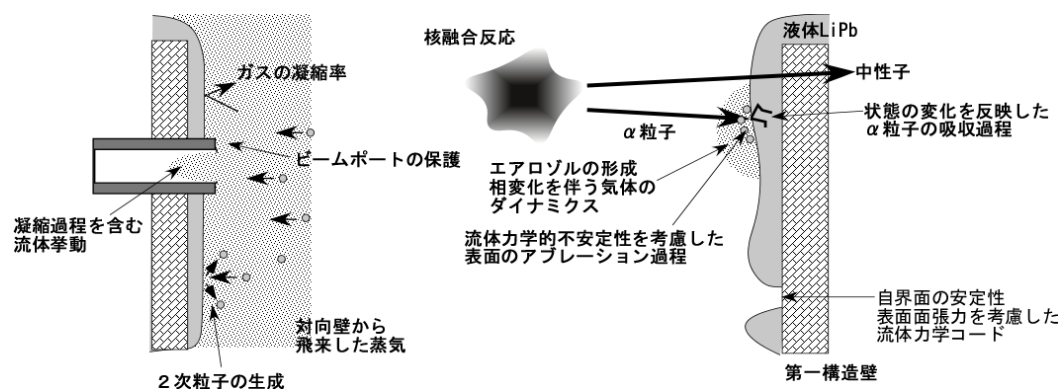


図 6 液体壁レーザー核融合炉の炉壁表面近傍での課題

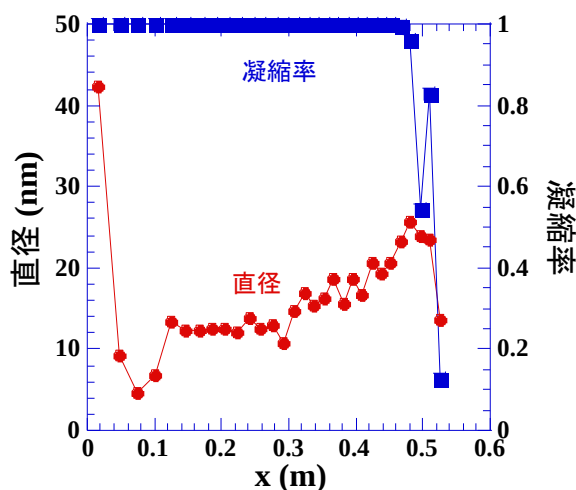
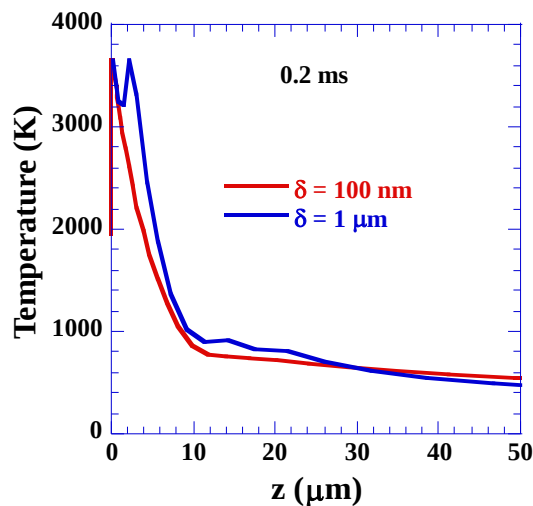


図 7 ある時刻のクラスターの直径分布と凝縮率分布

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 $5 \times 10^4 \text{ W/cm}^2$ 、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 $\delta = 100 \text{ nm}$ の場合と $\delta = 1 \mu\text{m}$ 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 $\delta = 100 \text{ nm}$ の場合と $\delta = 1 \mu\text{m}$ 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。

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¹¹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。

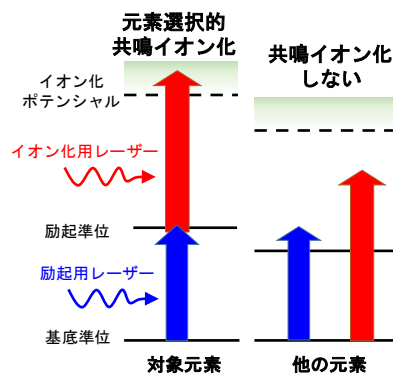


図 1 レーザー共鳴イオン化の原理

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 ¹⁴C 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 ¹⁴C 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、¹⁴C を含む CO₂ (¹⁴CO₂) による光吸収量を選択的に CRDS にて測定できれば、¹⁴C 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、¹⁴C 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]。

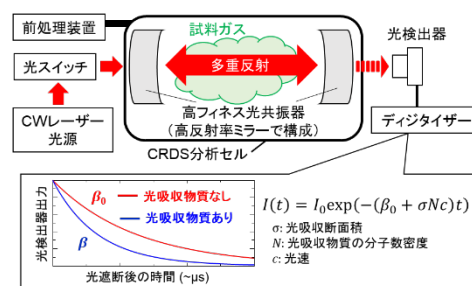


図 2 キャビティリングダウン分光の原理

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 Tomita¹¹Nagoya Univ.

[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 Bldg. 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 Ochi¹ (1. JAEA)

[1H_PL03] Radiation Monitoring using Manned Helicopter

*Akira Futemma¹ (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 Hirouchi¹ (1. JAEA)

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

*Kazuji Miwa^{1,2} (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

(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¹¹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）敷地内では作業員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、作業員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員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 ($\text{Gd}_3\text{Al}_2\text{Ga}_3\text{O}_{12}$) 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 仕様で小型化した。単に放射線の飛来方向を測定だけでなく、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 作業員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 Sato¹, Yuki Morishita¹, Masaaki Kaburagi¹, Hiroshi Usami¹, Tatsuo Torii¹¹Japan Atomic Energy Agency, ²Nagoya Univ.

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¹¹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 ($\text{Bq kg}^{-1} \text{ cps}^{-1}$) を算出した。換算係数により求めた濃度を市販の GIS ソフトウェアで *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 Ochi¹¹JAEA Fukushima Environmental Safety Center

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¹¹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 Futemma¹ and Tamotsu Kudo¹¹Japam Atomic Energy Agency

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、無人の飛行体 (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1m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}¹JAEA Fukushima Environmental Safety Center²Nagoya University, Graduate School of Engineering

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¹¹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。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 $10 \mu\text{Gy h}^{-1}$ 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 Group of EMRAS Theme 1, 2012.

*Jun Hirouchi¹¹IAEA Nuclear Safety Research Center

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。現実には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する状況」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}¹IAEA²University of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee | Standard committee

[1I_PL] Safety Fundamentals on Decommissioning of Nuclear Facilities

Chair: Kouji Okamoto (Univ. of Tokyo)

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

[1I_PL01] Necessity of optimized safety basis on decommissioning

*Kouji Okamoto¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Ken-ichi Tanaka¹ (1. IAE)

[1I_PL03] Panel Discussion

*Kouji Okamoto¹, *Ken-ichi Tanaka² (1. Univ. of Tokyo, 2. IAE)

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¹¹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 健一¹¹IAE

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に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 Okamoto¹ *Ken-ichi Tanaka²¹University of Tokyo. ²The Institute of Applied Energy²

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、安全対策の不合理性の原因となる。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ーシップは、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、リーダーシップを維持し、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す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、確立されたマネジメントの方法があり、プロジェクトマネ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、明確なリーダー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 Facilities²⁾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「プレイヤー」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。

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

1. INTRODUCTION	1
Background (1.1-1.13)	1
Objective (1.14)	3
Scope (1.15-1.22)	4
Structure (1.23)	5
2. PROTECTION OF PEOPLE AND PROTECTION OF THE ENVIRONMENT	6
Requirement 1: Optimization of protection and safety in decommissioning (2.1-2.3)	6
Requirement 2: Graded approach in decommissioning (2.4-2.5)	6
Requirement 3: Assessment of safety for decommissioning (2.6-2.7)	7
3. RESPONSIBILITIES ASSOCIATED WITH DECOMMISSIONING (3.1)	7
Requirement 4: Responsibilities of the government for decommissioning (3.2)	7
Requirement 5: Responsibilities of the regulatory body for decommissioning (3.3)	8
Requirement 6: Responsibilities of the licensee for decommissioning (3.4)	9
4. MANAGEMENT OF DECOMMISSIONING	11
Requirement 7: Integrated management system for decommissioning (4.1-4.7)	11
5. DECOMMISSIONING STRATEGY	12
Requirement 8: Selecting a decommissioning strategy (5.1-5.5)	12
6. FINANCING OF DECOMMISSIONING	13
Requirement 9: Financing of decommissioning (6.1-6.5)	13
7. PLANNING FOR DECOMMISSIONING DURING THE LIFETIME OF THE FACILITY	14
Requirement 10: Planning for decommissioning (7.1-7.8)	14
Requirement 11: Final decommissioning plan (7.9-7.16)	15
8. CONDUCT OF DECOMMISSIONING ACTIONS	17
Requirement 12: Conduct of decommissioning actions (8.1-8.5)	17
Requirement 13: Emergency response arrangements for decommissioning (8.6)	18
Requirement 14: Radioactive waste management in decommissioning (8.7-8.10)	18
9. COMPLETION OF DECOMMISSIONING ACTIONS AND TERMINATION OF THE AUTHORIZATION FOR DECOMMISSIONING	19
Requirement 15: Completion of decommissioning actions and termination of the authorization for decommissioning (9.1-9.7)	19
REFERENCES	21
CONTRIBUTORS TO DRAFTING AND REVIEW	23

図1 IAEA GSR.Part.6 の目次²⁾

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)

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¹¹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 健一¹¹IAE

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に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 Okamoto¹ *Ken-ichi Tanaka²¹University of Tokyo. ²The Institute of Applied Energy²

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、安全対策の不合理性の原因となる。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ーシップは、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、リーダーシップを維持し、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す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、確立されたマネジメントの方法があり、プロジェクトマネ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、明確なリーダー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 Facilities²⁾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「プレイヤー」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。

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

1. INTRODUCTION	1
Background (1.1-1.13)	1
Objective (1.14)	3
Scope (1.15-1.22)	4
Structure (1.23)	5
2. PROTECTION OF PEOPLE AND PROTECTION OF THE ENVIRONMENT	6
Requirement 1: Optimization of protection and safety in decommissioning (2.1-2.3)	6
Requirement 2: Graded approach in decommissioning (2.4-2.5)	6
Requirement 3: Assessment of safety for decommissioning (2.6-2.7)	7
3. RESPONSIBILITIES ASSOCIATED WITH DECOMMISSIONING (3.1)	7
Requirement 4: Responsibilities of the government for decommissioning (3.2)	7
Requirement 5: Responsibilities of the regulatory body for decommissioning (3.3)	8
Requirement 6: Responsibilities of the licensee for decommissioning (3.4)	9
4. MANAGEMENT OF DECOMMISSIONING	11
Requirement 7: Integrated management system for decommissioning (4.1-4.7)	11
5. DECOMMISSIONING STRATEGY	12
Requirement 8: Selecting a decommissioning strategy (5.1-5.5)	12
6. FINANCING OF DECOMMISSIONING	13
Requirement 9: Financing of decommissioning (6.1-6.5)	13
7. PLANNING FOR DECOMMISSIONING DURING THE LIFETIME OF THE FACILITY	14
Requirement 10: Planning for decommissioning (7.1-7.8)	14
Requirement 11: Final decommissioning plan (7.9-7.16)	15
8. CONDUCT OF DECOMMISSIONING ACTIONS	17
Requirement 12: Conduct of decommissioning actions (8.1-8.5)	17
Requirement 13: Emergency response arrangements for decommissioning (8.6)	18
Requirement 14: Radioactive waste management in decommissioning (8.7-8.10)	18
9. COMPLETION OF DECOMMISSIONING ACTIONS AND TERMINATION OF THE AUTHORIZATION FOR DECOMMISSIONING	19
Requirement 15: Completion of decommissioning actions and termination of the authorization for decommissioning (9.1-9.7)	19
REFERENCES	21
CONTRIBUTORS TO DRAFTING AND REVIEW	23

図1 IAEA GSR.Part.6 の目次²⁾

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 Okamoto¹, *Ken-ichi Tanaka² (1. Univ. of Tokyo, 2. IAE)

[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 Bldg. 2 3F No.32)

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

*Hiroyuki Ohshima¹ (1. JAEA)

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

*Koji Morita¹ (1. Kyushu Univ.)

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

*Kazuhito Asano¹ (1. Toshiba ESS)

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

*Hirofumi Ohashi¹ (1. JAEA)

[1J_PL05] Discussion

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¹¹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

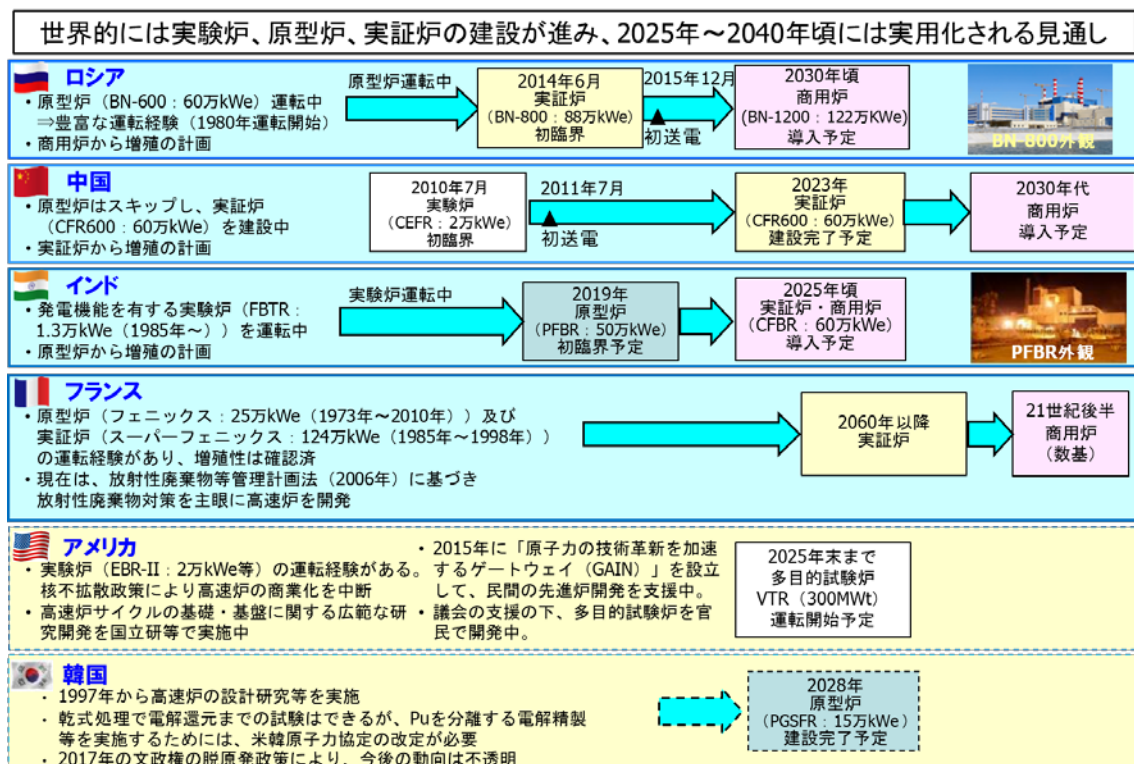


図 1 世界におけるナトリウム冷却高速炉（SFR）の開発状況

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。

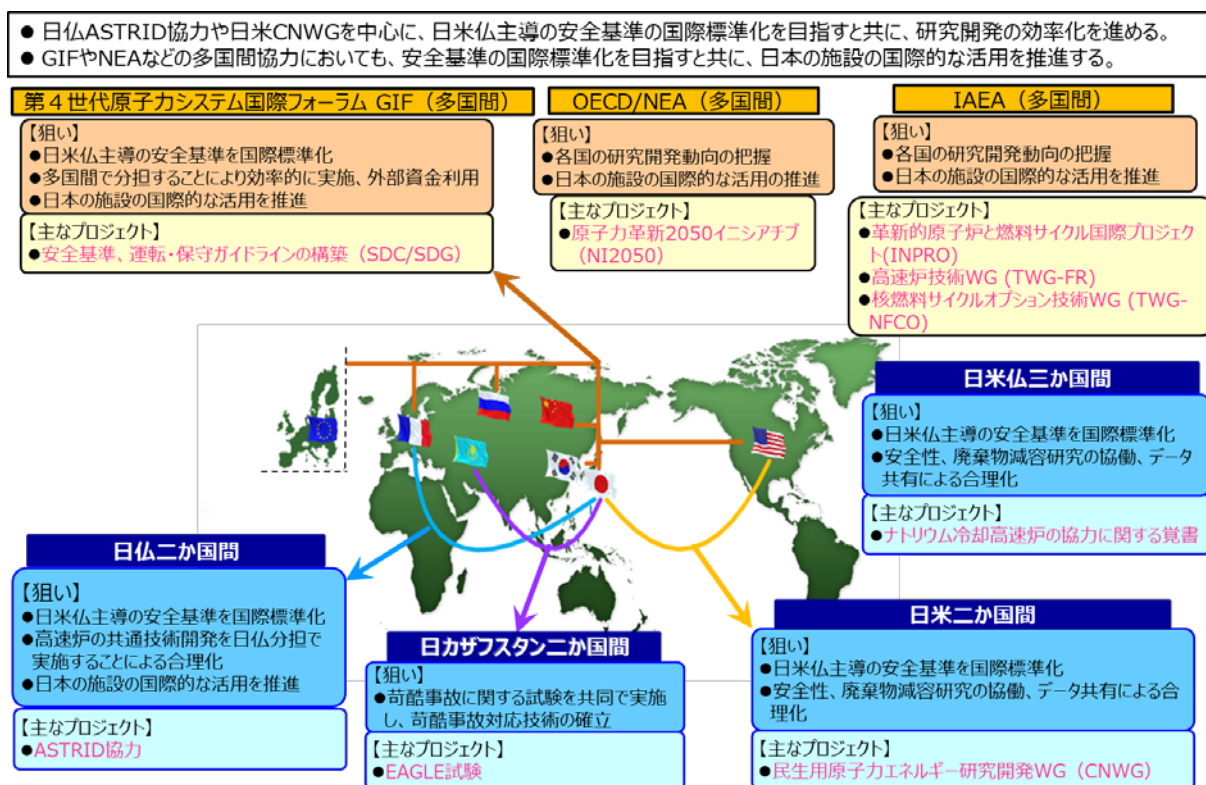


図 2 高速炉サイクル技術開発に関する日本の主な国際協力関係

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を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、AREV ANP 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 Ohshima¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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、熔融塩冷却高速炉、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术について研究し、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术を取り入れており、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、炉心熔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－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－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 Morita¹

¹ Kyushu Univ.

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。

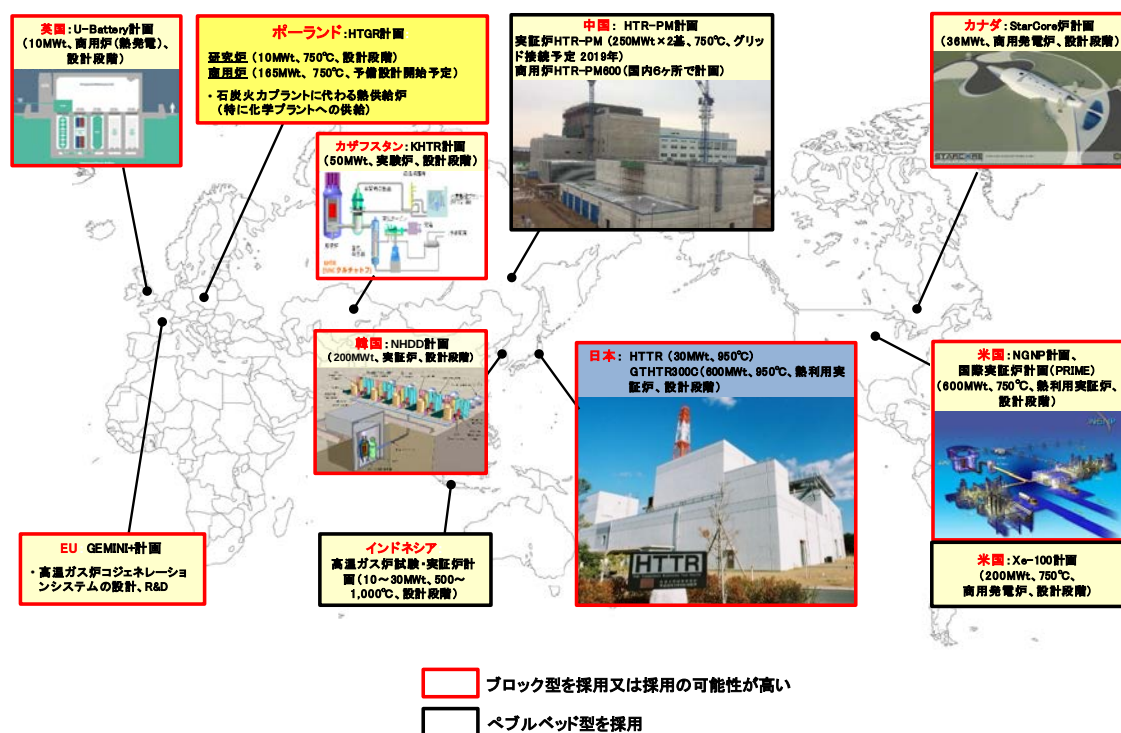


図1 世界の高温ガス炉開発の状況

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 で性能が確認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、東京大学及び原子力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 PHYSICS/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が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。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行っている。

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。

*Kazuhiro Asano¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Co.

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¹¹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CO₂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/H₂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。

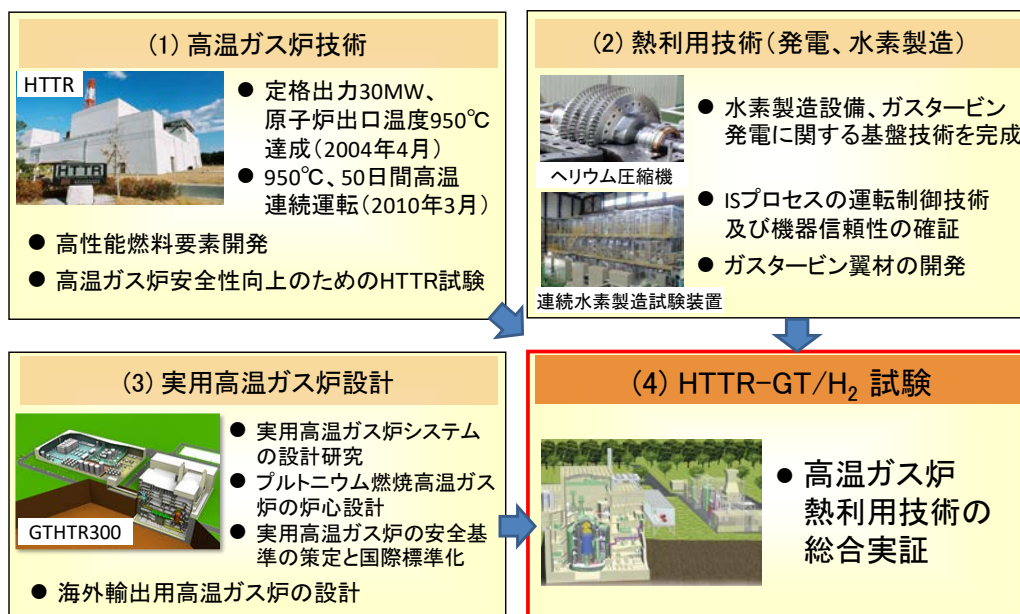


図1 原子力機構における高温ガス炉及び水素製造技術開発の概要

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。

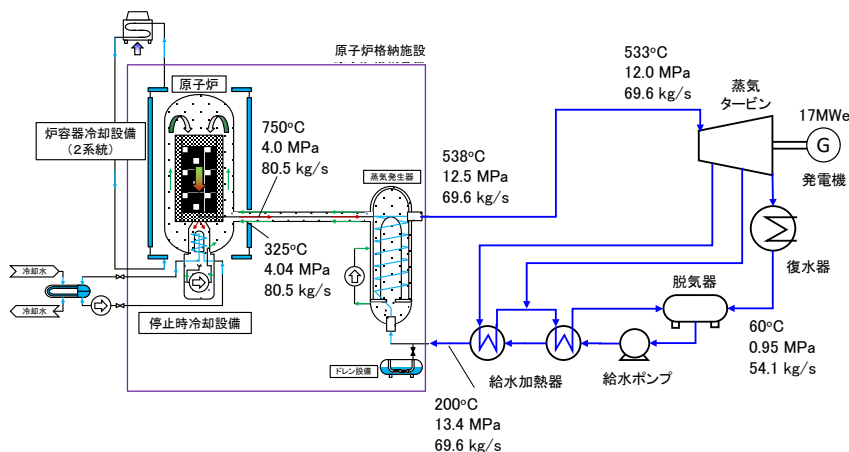


図 2 蒸気タービン発電高温ガス炉システム

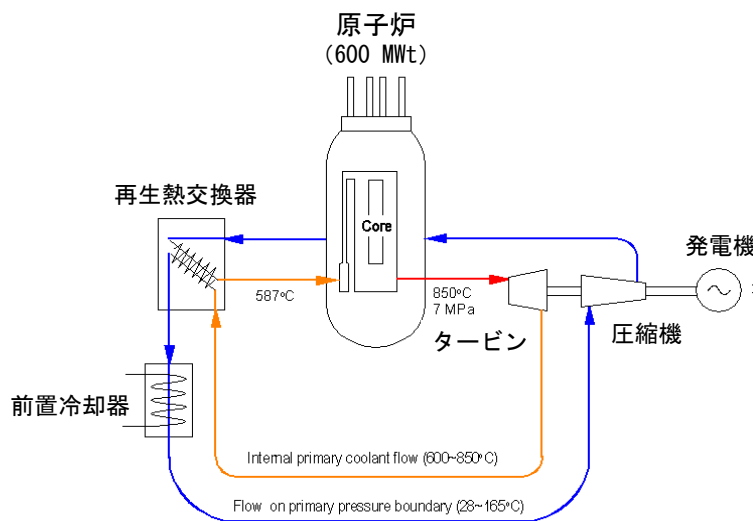


図 3 ヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム

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 CO₂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。

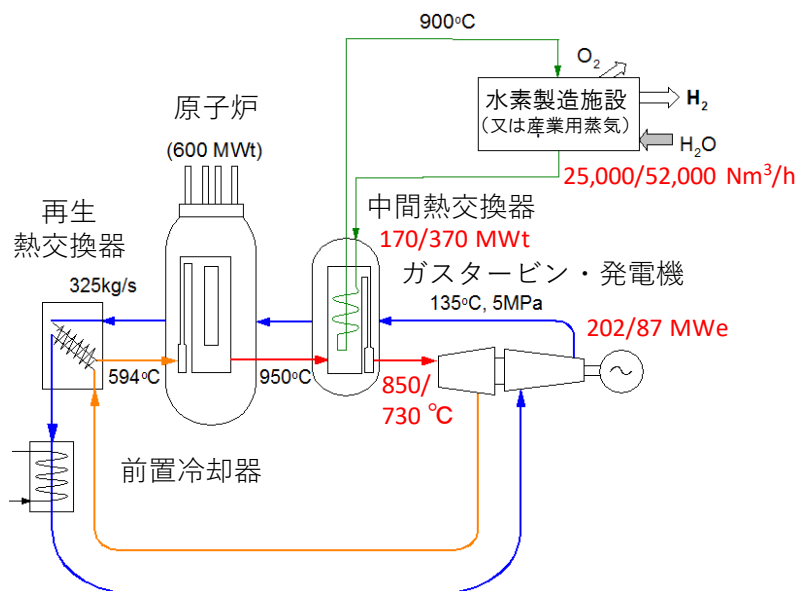


図4 水素・電力併給高温ガス炉システム

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 °C 及び 950 °C 実用高温ガス炉で目標としている 160 GWd/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/m³ から 6 MW/m³ 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 °C 及び 950 °C 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 °C 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認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、破碎工程）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の放射エネルギーを測定するなどし、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認、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認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認、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 Ohashi¹

¹JAEA

(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 Bldg. 2 3F No.36)

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

*Takashi Takata¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Yukihiro Kirimoto¹ (1. CRIEPI)

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

*Kenji Mashio¹ (1. MHI)

[1L_PL04] Panel Discussion

*Takashi Takata¹, *Yukihiro Kirimoto², *Kenji Mashio³, *Hiroshi Ujita⁴ (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. MHI, 4. AdvanceSoft)

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¹¹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 手法と其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 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。

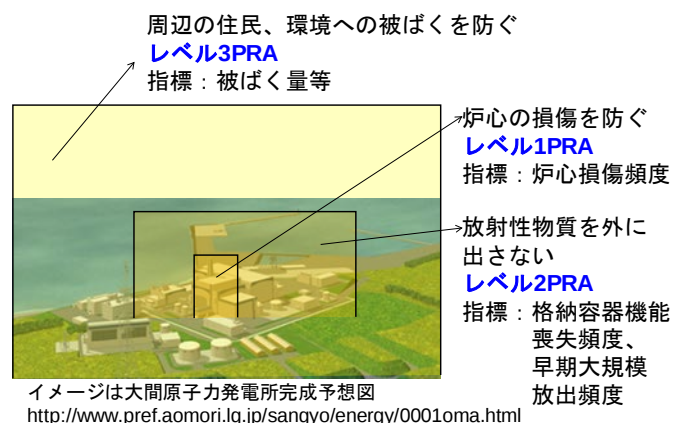


図 1 PRA のレベル

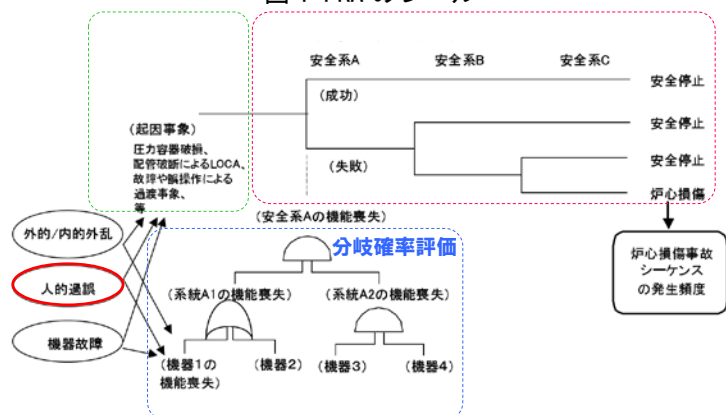


図 2 レベル 1PRA 手法の流れ[3]

*Takashi Takata¹¹Univ. 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事例が挙げられる。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性解析は、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

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¹¹ (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が進められている。

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を行っている。

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 Kirimoto¹

¹Central Research institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

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 健二¹¹三菱重工業株式会社

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の要素から構成される(NUREG-0711^[2])

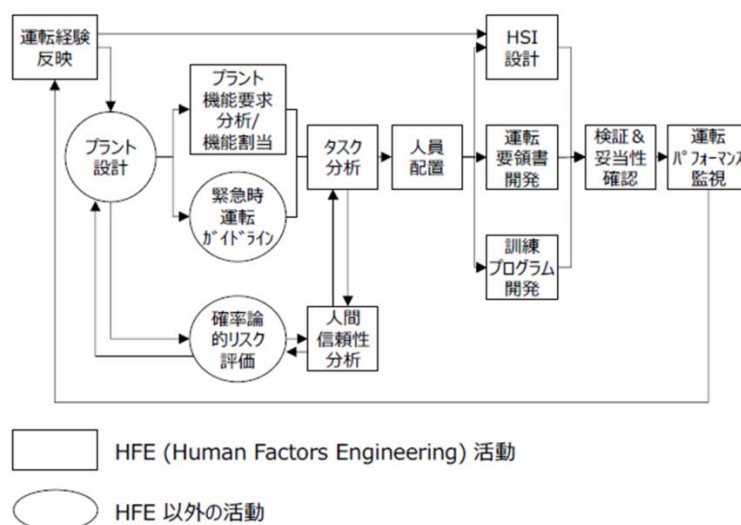


図1 HFE プログラム

*Kenji Mashio¹¹Mitsubishi 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。

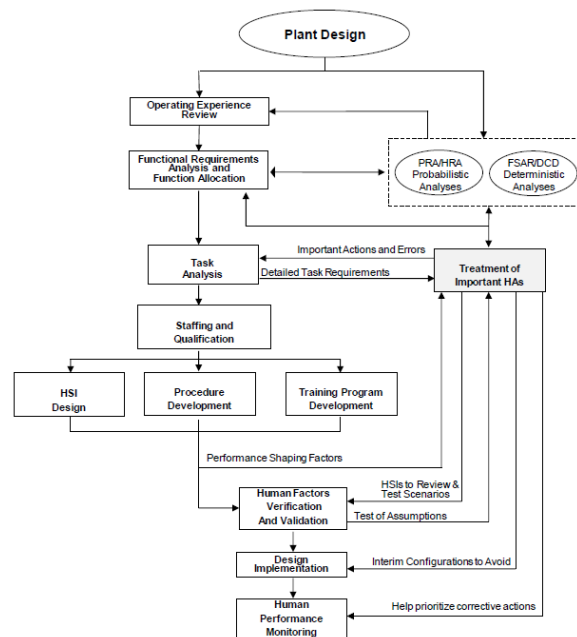


図2 HRA と HFE の I/F

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(Δ CDF)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。

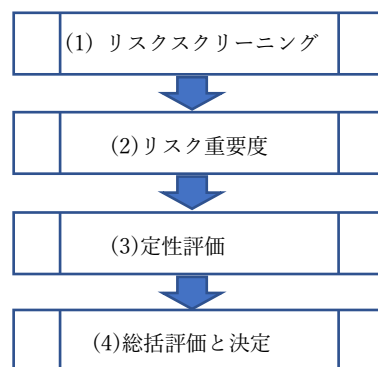


図3 重要な HA の抽出プロセス

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 Takata¹, *Yukihiro Kirimoto², *Kenji Mashio³, *Hiroshi Ujita⁴ (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値の定量評価に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。

[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 Bldg. 2 3F No.37)

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

*Hiroaki Abe¹ (1. Univ. of Tokyo)

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

*Kunihiko Tsuchiya¹ (1. JAEA)

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

*Yuji Kitsunai¹ (1. NFD)

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¹¹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 ABE¹¹University of Tokyo

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¹¹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HFRI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やっていくことで、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 Tsuchiya¹, Tsuyoshi Kusunoki¹ and Masanori Kaminaga¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

*橋内裕寿¹¹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ー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材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 Kitsunai¹¹Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.,