

2025年3月14日(金)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 会場A(Zoomルーム1)

**[3A_PL] 放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み
—IAEAにおける関連の議論と動向—**

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL01]

原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応
IAEA放射線安全基準委員会 (RASSC) を例に*荻野 晴之¹ (1. 規制庁)

[3A_PL02]

原子力防災に係るIAEAの活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

*元光 邦彦¹ (1. 規制庁)

[3A_PL03]

総合討論

講演者全員

企画セッション | 部会・連絡会セッション：加速器・ビーム科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 会場B(Zoomルーム2)

[3B_PL] 電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシスの展開

座長:岡本 一将(阪大)

[3B_PL01]

アト秒・フェムト秒電子ビームの発生とその応用

*吉田 陽一¹ (1. 阪大)

[3B_PL02]

パルスラジオリシス法を用いた高温超臨界流体の放射線化学研究と原子力水化学分野への応用

*室屋 裕佐¹ (1. 阪大)

[3B_PL03]

パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

*坂上 和之¹ (1. 東大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C_PL] 原子力産業の未来を拓く2：次世代プラントを支えるAIとデジタル技術

座長:酒井 幹夫(東大)

[3C_PL01]

原子力発電所におけるAI・デジタル技術活用について

*尾崎 健司¹ (1. 東芝ESS)

[3C_PL02]

原子力分野へのデジタル及びAI技術の活用について

*河野 尚幸¹ (1. 日立GE)

[3C_PL03]

革新炉開発におけるAI技術の活用

*高屋 茂¹、*堂田 哲広¹ (1. JAEA)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：ヒューマン・マシン・システム研究部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[3D_PL] 原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

座長:高橋 信(東北大)

[3D_PL01]

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

*八木 絵香¹ (1. 阪大)

[3D_PL02]

管理職からみた女性運転員を取り巻く環境

*大橋 智樹¹ (1. 宮城学院女子大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 E会場(Zoomルーム5)

[3E_PL] 熱流動と機械学習・人工知能

座長:伊藤 啓(京大)

[3E_PL01]

説明可能なAIによる実験・シミュレーション結果の視座

*古谷 正裕¹ (1. 早大)

[3E_PL02]

人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価

*荒金 賢二¹ (1. NEL)

[3E_PL03]

安全設計・安全評価の不確かさ低減へのAI技術の活用

*宇井 淳¹ (1. 電中研)

[3E_PL04]

深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

*三輪 修一郎¹ (1. 東大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[3F_PL] PSAM17/ASRAM2024で得られた知見

座長:丸山 結(JAEA)

[3F_PL01]

PSAMとASRAMの歴史と概要

*白井 孝治¹ (1. 電中研)

[3F_PL02]

Plenary, Keynoteの概要

*高田 孝¹ (1. 東大)

[3F_PL03]

関西電力のRIDMの紹介

*生野 健一郎¹ (1. 関電)

[3F_PL04]

HRA Data ワークショップの概要

*桐本 順広¹ (1. 電中研)

企画セッション | 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

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[3G_PL] 廃棄物検討分科会における検討概要

座長:宮野 廣(廃炉委)

[3G_PL01]

発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

*柳原 敏¹ (1. 福井大)

[3G_PL02]

燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

*川崎 大介¹ (1. 福井大)

[3G_PL03]

汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

*浅野 隆¹ (1. 日立GE)

[3G_PL04]

廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

*渡辺 直子¹ (1. 北大)

企画セッション | 総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H_PL] 研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告

座長:山本 章夫(名大)

[3H_PL01]

検討の背景と目的、技術的論点

*山本 章夫¹ (1. 名大)

[3H_PL02]

炉心の著しい損傷の排除に係る委員会での検討

*更田 豊志¹ (1. 東大)

[3H_PL03]

高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

*加内 雅之¹ (1. MHI)

[3H_PL04]

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

*佐藤 博之¹ (1. JAEA)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 会場(Zoomルーム9)

[3I_PL] 世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

座長:相楽 洋(東京科学大)

[3I_PL01]

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation
Research, Education, and Workforce

*Anna Erickson¹ (1. Georgia Tech.)

[3I_PL02]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

*河原 卓¹ (1. 文科省)

[3I_PL03]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

*田口 達也¹ (1. 規制庁)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

📅 2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 📍 A会場(Zoomルーム1)

[3A_PL] 放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み —IAEAにおける関連の議論と動向—

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL01]

原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応
IAEA放射線安全基準委員会 (RASSC) を例に

*荻野 晴之¹ (1. 規制庁)

[3A_PL02]

原子力防災に係るIAEAの活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

*元光 邦彦¹ (1. 規制庁)

[3A_PL03]

総合討論

講演者全員

放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み**—IAEA における関連の議論と動向—**

International framework for radiation protection regarding radiation safety and emergency preparedness and response -recent discussions and activities by IAEA-

(1) 原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応**IAEA 放射線安全基準委員会 (RASSC) を例に**

(1) Monitoring and addressing international developments in radiation protection at the Nuclear Regulation Authority: The case of the IAEA Radiation Safety Standards Committee (RASSC)

(2) 原子力防災に係る IAEA の活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

(2) Introduction of the activities at the Nuclear Regulation Authority regarding the IAEA's activities on emergency preparedness and response

*荻野 晴之, *元光 邦彦
原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は、核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規制等の規定に基づく線量限度等を定める告示等の放射線障害の防止に関する技術的基準や、原子力災害対策特別措置法に基づいて原子力災害対策の円滑な実施を確保するための指針等を定めており、放射線防護に関して国際機関等が新たに示す方針やこれらの検討の国際的な動向を踏まえつつ、必要に応じて同基準や指針等を見直し、国内制度に反映することとしている。原子力規制庁が事務局を務める放射線審議会においても、自ら国際的な知見の取り入れについて調査し、関係行政機関に提言を行うことで最新知見の取り入れを推進することとしている^{1,2,3}。

2.放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応

放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応を行うため、原子力規制庁では放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業を実施している。同事業では、国際原子力機関（IAEA）、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）等の国際機関や放射線防護に関する勧告を行う国際学術組織である国際放射線防護委員会（ICRP）等における最新の知見、これらを取り巻く国際的な動向等に係る情報を収集・整理している。

同事業の実施にあたり、専門的かつ客観的な立場からの意見を踏まえるため、有識者で構成される委員会（委員長：飯本武志教授（東京大学）、副委員長：保田浩志教授（広島大学））が設置されている。得られた成果については、委託事業成果報告書として原子力規制委員会ウェブページより公開している^{4,5,6}。

さらに、重要な国際動向については、解説記事等として適宜、関連学術誌に投稿している^{7,8,9}。

3.保健物理・環境科学部会セッション

本講演では、IAEA放射線安全基準委員会（RASSC）及び緊急事態への準備と対応基準委員会（EPReSC）を例に、原子力規制庁における放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応について紹介する。

参考文献

1. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について (報告), 第 162 回放射線審議会総会, 令和 6 年 8 月 6 日. <https://www.da.nra.go.jp/data/NRA100003947-002-004.pdf>
2. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について (報告), 第 159 回放射線審議会総会, 令和 5 年 7 月 28 日. <https://www.nra.go.jp/data/000442950.pdf>
3. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について (報告), 第 156 回放射線審議会総会, 令和 4 年 7 月 11 日. <https://www.nra.go.jp/data/000396939.pdf>
4. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 5 年度放射線対策委託費 (国際放射線防護調査) 事業成果報告書, 令和 6 年 3 月. <https://www.nra.go.jp/data/000473712.pdf>
5. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 4 年度放射線対策委託費 (国際放射線防護調査) 事業成果報告書, 令和 5 年 3 月. <https://www.nra.go.jp/data/000447892.pdf>
6. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 3 年度放射線対策委託費 (国際放射線防護調査) 事業成果報告書, 令和 4 年 3 月. <https://www.nra.go.jp/data/000404684.pdf>
7. 中畠純也, 荻野晴之, IAEA RASSC における最新動向: 第 9 期 (2021 年~2023 年) について, 保健物理, 59, 135-143 (2024).
8. 高久侑己, 荻野晴之, OECD/NEA CRPPH 専門家グループ報告書「放射線防護体系のレビューと改定に関する初期見解」: 報告書の概要及び最近の関連動向, 保健物理, 59, 48-62 (2024).
9. 伊豆本幸恵, 荻野晴之, IAEA 一般安全指針 GSG-17 「規制免除概念の適用」: 策定経緯及び最新動向, 保健物理, 59, 7-16 (2024).

*Haruyuki Ogino, *Kunihiko Motomitsu

Nuclear Regulation Authority

放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み**—IAEAにおける関連の議論と動向—**

International framework for radiation protection regarding radiation safety and emergency preparedness and response -recent discussions and activities by IAEA-

(1) 原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応**IAEA 放射線安全基準委員会 (RASSC) を例に**

(1) Monitoring and addressing international developments in radiation protection at the Nuclear Regulation Authority: The case of the IAEA Radiation Safety Standards Committee (RASSC)

(2) 原子力防災に係る IAEA の活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

(2) Introduction of the activities at the Nuclear Regulation Authority regarding the IAEA's activities on emergency preparedness and response

*荻野 晴之, *元光 邦彦
原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は、核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規制等の規定に基づく線量限度等を定める告示等の放射線障害の防止に関する技術的基準や、原子力災害対策特別措置法に基づいて原子力災害対策の円滑な実施を確保するための指針等を定めており、放射線防護に関して国際機関等が新たに示す方針やこれらの検討の国際的な動向を踏まえつつ、必要に応じて同基準や指針等を見直し、国内制度に反映することとしている。原子力規制庁が事務局を務める放射線審議会においても、自ら国際的な知見の取り入れについて調査し、関係行政機関に提言を行うことで最新知見の取り入れを推進することとしている^{1,2,3}。

2.放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応

放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応を行うため、原子力規制庁では放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業を実施している。同事業では、国際原子力機関（IAEA）、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）等の国際機関や放射線防護に関する勧告を行う国際学術組織である国際放射線防護委員会（ICRP）等における最新の知見、これらを取り巻く国際的な動向等に係る情報を収集・整理している。

同事業の実施にあたり、専門的かつ客観的な立場からの意見を踏まえるため、有識者で構成される委員会（委員長：飯本武志教授（東京大学）、副委員長：保田浩志教授（広島大学））が設置されている。得られた成果については、委託事業成果報告書として原子力規制委員会ウェブページより公開している^{4,5,6}。

さらに、重要な国際動向については、解説記事等として適宜、関連学術誌に投稿している^{7,8,9}。

3.保健物理・環境科学部会セッション

本講演では、IAEA放射線安全基準委員会（RASSC）及び緊急事態への準備と対応基準委員会（EPReSC）を例に、原子力規制庁における放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応について紹介する。

参考文献

1. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について (報告), 第 162 回放射線審議会総会, 令和 6 年 8 月 6 日. <https://www.da.nra.go.jp/data/NRA100003947-002-004.pdf>
2. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について (報告), 第 159 回放射線審議会総会, 令和 5 年 7 月 28 日. <https://www.nra.go.jp/data/000442950.pdf>
3. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について (報告), 第 156 回放射線審議会総会, 令和 4 年 7 月 11 日. <https://www.nra.go.jp/data/000396939.pdf>
4. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 5 年度放射線対策委託費 (国際放射線防護調査) 事業成果報告書, 令和 6 年 3 月. <https://www.nra.go.jp/data/000473712.pdf>
5. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 4 年度放射線対策委託費 (国際放射線防護調査) 事業成果報告書, 令和 5 年 3 月. <https://www.nra.go.jp/data/000447892.pdf>
6. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 3 年度放射線対策委託費 (国際放射線防護調査) 事業成果報告書, 令和 4 年 3 月. <https://www.nra.go.jp/data/000404684.pdf>
7. 中寫純也, 荻野晴之, IAEA RASSC における最新動向: 第 9 期 (2021 年~2023 年) について, 保健物理, 59, 135-143 (2024).
8. 高久侑己, 荻野晴之, OECD/NEA CRPPH 専門家グループ報告書「放射線防護体系のレビューと改定に関する初期見解」: 報告書の概要及び最近の関連動向, 保健物理, 59, 48-62 (2024).
9. 伊豆本幸恵, 荻野晴之, IAEA 一般安全指針 GSG-17 「規制免除概念の適用」: 策定経緯及び最新動向, 保健物理, 59, 7-16 (2024).

*Haruyuki Ogino, *Kunihiko Motomitsu

Nuclear Regulation Authority

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

📅 2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 📍 A会場(Zoomルーム1)

**[3A_PL] 放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み
—IAEAにおける関連の議論と動向—**

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL03] 総合討論

講演者全員

原子力規制委員会は、放射線障害の防止に関する技術的基準や原子力災害対策の指針等を定めており、これらの基準や指針等に国際機関等が示す新たな方針を反映するため、国際的な動向等に係る情報を収集・整理している。本企画セッションでは、IAEA放射線安全基準委員会（RASSC）及び緊急事態への準備と対応基準委員会（EPReSC）を例に、原子力規制庁における放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応について紹介する。

企画セッション | 部会・連絡会セッション：加速器・ビーム科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[3B_PL] 電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

座長:岡本 一将(阪大)

[3B_PL01]

アト秒・フェムト秒電子ビームの発生とその応用

*吉田 陽一¹ (1. 阪大)

[3B_PL02]

パルスラジオリシス法を用いた高温超臨界流体の放射線化学研究と原子力水化学分野への応用

*室屋 裕佐¹ (1. 阪大)

[3B_PL03]

パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

*坂上 和之¹ (1. 東大)

加速器・ビーム科学部会セッション

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開
Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

(1) アト秒・フェムト秒電子ビームの発生と応用

(1) Attosecond and Femtosecond Electron Beam Generation and Its Applications

吉田 陽一

阪大産研

1. パルスラジオリシスとは

量子ビームを物質に照射すると様々な現象を引き起こすことは、今では当たり前の既知の事実であるが、1950年代には、人体への影響や原子炉等の放射線施設の材料の劣化問題から、莫大な研究がなされてきた。また、低分子の有機物に放射線を照射すると様々な高分子が得られることが発見され、容易に高分子合成が可能となったことから、放射線応用として高分子合成が盛んに行われた。当時の研究手法は、物質に放射線を照射し、最終的に生成した物質を分析するといった形態であったが、それでは最終生成物の生成プロセスを調べることは困難であった。

そこで登場したのがパルスラジオリシス法である。パルスラジオリシスとは、パルス化した量子ビームを物質に照射し、それにより引き起こされる物理化学現象を時間分解で追跡する方法で、手法自体は1960年代に開発された方法であり、長い歴史を持っている。

放射線の引き起こす最初の過程はイオン化である。このイオン化が起こる時間スケールは、放射線が分子や原子を通過する時間に相当し、相対論的速度を持つ電子ビームではアト秒 (10^{-18} s) となる。すなわち、アト秒までのパルスラジオリシスが出来れば、すべての現象が解明されることになる。

2. ピコ秒 (10^{-12} s) 時代

当初、マイクロ秒の時間分解能でスタートしたパルスラジオリシスは、その有用性が認められ急速に時間分解能の向上が進んだ。すでに1960年代にはピコ秒まで到達していた。最初のピコ秒パルスラジオリシスはマクロパルス内部のマイクロパルスがピコ秒の時間幅であることを利用したストロボスコピックと呼ばれる非常に凝った優れた方法であったが、マクロパルスのパルス列を使うためにいくつかの欠点も抱えていた。その後、米国アルゴンヌ国立研究所で、SHB (サブハーモニックバンチャー) により高強度シングルパルス発生させる方法が開発され、本格的なピコ秒パルスラジオリシスの時代を迎えた。日本でも阪大産研で同様の方式によるピコ秒パルスラジオリシスの研究が進められた。

東大(東海村)では、違った方法でピコ秒パルスラジオリシスの開発が行われた。高時間分解測定ではパルスラジオリシスでは、主に光吸収分光法が用いられるが、その分析光パルス(例えばチェレンコフ光)を発生する方法が問題であった。東大のリニアックは、前述のアルゴンヌや産研のLバンドより加速周波数の高いSバンドであったため、短パルス特性の点では有利であったが、逆にパルスの電荷量が少なくなるという欠点があるため、分析光パルスの発生が技術的に困難であった。そこで、2台のリニアックを並べて一方のリニアックからの電子パルスは物質を照射に用い、もう一方のリニアックで分析光パルスを発生する方法が採られた。この方法により、当時最高時間分解能の10ピコ秒を達成した。

一方、1990年代に入ると、レーザー技術の発達により、マイクロ波同期によるリニアックとレーザーを同期運転することが可能となった。これにより、今まで苦労した光分析パルスの発生の問題が解決した。阪大



Fig.1 Lバンド電子リニアックとフェムトレーザーを同期したピコ秒パルスラジオリシスシステム

産研では、Lバンドライナックとフェムト秒レーザーを用いたピコ秒パルスラジオリシスが開発され(Fig.1)、放射線化学初期過程と呼ばれる現象の解明が進展することとなった。

3. フェムト秒 (10^{-15} s) 時代

ピコ秒時代ではリニアックからのパルスが世の中で一番短いパルスであったが、その後レーザーを励起源に用いたレーザーフラッシュ法の時間分解能はフェムト秒に達しており、時間分解能の点では追い抜かれていた。放射線によるイオン化は、空間的に不均一に起こる特異的な現象であり、レーザーによりイオン化とはかなり異なる。その意味で、パルスラジオリシスの必要性は揺るがないが、フェムト秒化の試みがなされるようになった。当時、半導体微細加工プロセスが、レーザーから EUV や X 線に切り替わる準備が行われていたが、このプロセスでは、レジスト材料の反応プロセスがそれまでの光励起からイオン化プロセスに置き換わることになり、そのこともフェムト秒化を後押しした。

1990年代後半に登場したレーザーフォトカソード技術は、フェムト秒電子パルスの発生を推進することとなった。それまでの熱電子銃のライナックとは異なり、低エミッタンスの電子ビームを取り出せるレーザーフォトカソード RF ガンは、入射レーザーパルス幅と同等の電子パルスが取り出せる。パルスラジオリシスの場合は、光吸収強度を得るためにある程度のパルス電荷量を必要とするが、その場合でも磁気パルス圧縮を用いることで電荷量の増大が可能となる。この手法は、阪大産研(Fig.2)ばかりでなく、世界的にも普及し、多くの所で同様のシステムが構築された。



Fig.2 レーザーフォトカソード RF 電子銃 Sバンドライナックによるフェムト秒パルスラジオリシシステム

フェムト秒パルスラジオリシスでは、イオン化後に生成する電子とその親カチオンのペアの状態に関して新しい知見が得られた。それまでの反応の出発点であった電子と親カチオンの前駆体である励起親カチオンや熱化前の電子の振る舞いが、その後の継続反応や最終生成物に与える影響が重要であることが直接的な観測により明らかにされた。

4. アト秒 (10^{-18} s) 時代

アト秒領域はイオン化が起こる時間帯であり、パルスラジオリシスの最終目標地点でもある。現在、アト秒パルスラジオリシスは実現していないが、アト秒電子パルスの発生が試みられている。阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックに高精度磁気パルス圧縮を適用することで、数百アト秒の電子パルスの発生に成功した。さらに、これにウィグラーを用いたレーザーパルス圧縮を適用し、シングルアト秒の電子パルスの発生を目指している。

アト秒では、光分析パルスの問題も生じる。何故なら、低エネルギーのアト秒レーザーはフーリエ限界のため存在しない。そこで、チェレンコフ光や OTR 光を再度利用することになる。また、電子パルスと光パルスの速度差に起因する時間分解能の劣化をさける必要がある。そこですでに開発されているダブルビーム法や等価速度分光法といった技術が活躍することになる。

ところで、アト秒領域では、不確定性原理のため光吸収分光の意味が変質すると考えられる。光吸収分光では、光吸収エネルギーにより、生成した活性種の同定やエネルギー状態を特定する。しかしながら、不確定性原理により、アト秒ではそのエネルギーが決まらなくなる領域に入ってくる。エネルギー範囲と時間の積でダイナミクスを捉える必要がある。これはアト秒パルスラジオリシスだけの問題ではなく、最近の X 線 FEL でも同様なことが言える問題である。

アト秒電子パルスは、時間分解能の向上の意味で非常に重要であるが、もう一つの違った側面も予言されている。それは、集団イオン化と呼ばれる現象である。もともとエネルギーの低い（イオン化ポテ

ンシヤル以下) レーザーパルスがイオン化できるのは、レーザー光の空間的・時間的に高密度に集光することにより多光子吸収が起きるためである。放射線によるイオン化は、空間的に不均一なスパークとよばれるイオン化を引き起こす。そのアナロジーで電子パルスを時間的・空間的に高密度に圧縮すると、従来とは異なりイオン化が高密度で発生するのが集団イオン化である。この効果は、今まで低 LET 放射線の範疇であった電子線が高 LET 放射線になり得ることを示唆している。この LET はパル幅やビームサイズを調整することにより可変となり、新しい照射技術の開発およびこの特性を利用した産業プロセスや医療への多くの応用が期待される。

Yoichi Yoshida

SANKEN, Osaka Univ.

加速器・ビーム科学部会セッション

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

(2) パルスラジオリシス法を用いた高温超臨界流体の放射線化学研究と
原子力水化学分野への応用(2) Pulse Radiolysis Study on Radiation Chemistry of High-temperature and Supercritical Fluids and Its
Application to Water Chemistry in Water-cooled reactors*室屋 裕佐¹¹ 阪大産研

1. はじめに

パルスラジオリシス法はビーム誘起反応の直接的な測定に極めて有用であり、複雑且つ高速に進行する様々な反応機構の解明に貢献してきた。さらに近年の技術進展により、これまで測定困難であった現象に対しても測定が可能となってきている。従来のナノ秒分解能のパルスラジオリシス法に加えて、レーザフォトカソードやフェムト秒レーザを用いたピコ秒パルスラジオリシス法の技術も近年成熟しており、測定システムの概要や原子力分野への応用研究について紹介する。

2. ピコ秒・ナノ秒パルスラジオリシス法と高温放射線化学研究

高温・超臨界流体の放射線化学研究は、軽水炉の水化学（PWR、BWR、次世代炉 SCWR）と深く関わり進められてきた。炉心冷却水の放射線分解反応が構造材の応力腐食割れや放射能移行といった事象に深く関わることから、亜臨界・超臨界状態を含めた水分解反応に関する知見の蓄積と、それに基づいた水化学制御手法が重要である。これまでガンマラジオリシス法やナノ秒パルスラジオリシス法を用いた研究が進められてきたが、高温下の反応は極めて迅速に進行するため観測可能な現象も限られていた。

90年代後半よりレーザフォトカソードやフェムト秒レーザを組み合わせたピコ秒パルスラジオリシス法の技術開発が進み、高温実験への適用も試みられたが、当初は技術的な課題も多く測定波長や測定効率など改善すべき点が多かった。レーザ安定化、ライナック・レーザ同期安定化、過渡吸収分光計測の高速化・高精度化等の技術的課題を改善した結果、既存のナノ秒システムに劣らない実用性が達成された。測定可能な温度・圧力領域も、亜臨界を超えて超臨界領域まで拡充された。現在ではマルチチャンネル分光器を用いて、紫外～近赤外領域（350～1700 nm）における2次元の過渡吸収データを数分程度で取得可能となっている。

3. 原子力水化学分野への応用

水分解反応によって生じる活性種（水和電子、OH、H等）の収量（G値）や反応性（反応速度定数）に関する知見は、原子炉冷却水の化学雰囲気把握の上で不可欠な知見である。ピコ秒・ナノ秒パルスラジオリシス法の活用によってこれらを決定し、数値計算へ反映させることで全体の反応系すなわち化学状態を把握することができる。一例として、炉心の腐食環境を緩和するための手法として、PWRでは炉心への水素注入が行われているが最適な注入量については議論が収束していない。我々はこれまで測定困難であった $H + H_2O \rightarrow OH + H_2$ の反応に着目し、高温下での反応速度定数を決定すると共に、この素反応一つで水素注入の効果が大きく変わることも示した。

3. 今後の展望

PWRのみならずBWRにおいても冷却水への貴金属注入等、新たな水化学制御方法の検討が進められている。注入材自体もビーム照射によって高機能化される（例えば白金イオンのナノ粒子化）など、ビーム誘起反応の理解と高度応用が今後も益々重要になるものと期待される。

*Yusa Muroya¹¹SANKEN, Osaka Univ.

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

(3) パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

(3) Generation and Evaluation of Short Pulsed Electron Beam for Pulse Radiolysis Studies

*坂上 和之¹¹東京大学

1. はじめに

パルスラジオリシス法は、加速器からの高エネルギー電子ビームを利用して、物質中に電子や正孔（ホール）、励起状態、ラジカルなどの反応性化学種を超高速に生成させフェムト秒から秒スケールまで幅広い時間領域の様々な形態の反応機構研究を可能とする手法である。高エネルギー電子ビーム照射によるイオン化を主なトリガーとする反応中間体を生成することが可能であり、原子力、放射線化学、光化学、生物学、電気化学、材料科学、ポリマー合成・改質、半導体、放射線治療、廃水処理、触媒など幅広い分野へ応用されてきた。

2. 電子ビームの短パルス化とその評価手法

パルスラジオリシス法における時間分解能は加速器から得られる電子ビームのパルス幅に強く依存する。短時間のパルスで引き起こした反応を、短時間のプローブパルス（主としてレーザーなど）で計測することによって高い時間分解能を得ることができる。したがってパルスラジオリシス法の時間分解能の向上は、電子ビームの短パルス化をけん引する大きな動機の一つであった。古くはサブハーモニックバンチャーなどを用いた速度集群が用いられていたが、レーザーによって生成した光電子の利用が進んでからは、シケインやアクロマティックアークなどの磁場によってエネルギー差を利用した集群の利用が進んでいる。

一方で、電子ビームパルスを圧縮する技術だけでは不十分で、短パルスにまで圧縮した電子ビームのパルス幅を適切に評価・計測すること、またそれを制御しパルスラジオリシス法のポンプとして適用することが重要である。ピコ秒では 300 μm 、フェムト秒では 300 nm という非常に短い電子の塊がほぼ光速で進んでいる中において、正確にパルス幅を計測することは非常に高度であることが想像に難くない。パルス幅の測定手法としては、電子ビームの時間情報を受け継ぐ電子ビームからの放射を測定する方法^{[1][2]}や電子ビームを直接偏向して計測する高周波偏向空洞を用いた手法^[3]などが開発された。また、パルスラジオリシス法の時間分解能に影響のある量として、ポンプとプローブ間のタイミングのジッターも挙げられる。

3. まとめ

最近では、レーザーの電場で電子ビームを直接加減速することにより集群し、アト秒の電子パルスが実現されている。まだまだ線量としては小さく、パルスラジオリシス法に直接適用できるわけではないが、将来的な電子ビームの短パルス化の可能性として期待される。本講演では短パルス電子ビームに関連した、パルス圧縮や短パルスビームの評価及びその将来展望について、東京大学や筆者の取り組みを中心としつつ、国内外の研究成果も交えて紹介する。

[1] T. Watanabe et al., Nucl. Instrum. Meth. A437(1999) 1.

[2] I. Nozawa et al., Phys. Rev. ST-AB. 17(2014)072803.

[3] Y. Koshiba et al., Phys. Rev. AB. 24(2021)083401.

*Kazuyuki Sakaue¹¹The University of Tokyo

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

📅 2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 📍 C会場(Zoomルーム3)

[3C_PL] 原子力産業の未来を拓く2：次世代プラントを支えるAIとデジタル技術

座長:酒井 幹夫(東大)

[3C_PL01]

原子力発電所におけるAI・デジタル技術活用について

*尾崎 健司¹ (1. 東芝ESS)

[3C_PL02]

原子力分野へのデジタル及びAI技術の活用について

*河野 尚幸¹ (1. 日立GE)

[3C_PL03]

革新炉開発におけるAI技術の活用

*高屋 茂¹、*堂田 哲広¹ (1. JAEA)

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2：次世代プラントを支える AI とデジタル技術

Pioneering the Future of Nuclear Industry 2:

AI and Digital Technologies Driving Next-Generation Plants

(1) 原子力発電所における AI ・ デジタル技術活用について

(1) Utilization of Artificial Intelligence and Digital Technology in Nuclear Power Plants

*尾崎 健司¹¹東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

人工知能（AI: Artificial Intelligence）技術が急速に進化し、インターネットを利用したクラウドサービスなどのデジタル技術と連携して新たな価値を創出できるようになりつつある。高齢化や人口減による熟練技術者の減少も課題とされており、今後は、デジタル技術・AI 技術を活用した新たな価値創出、いわゆるデジタルトランスフォーメーション（DX）の実現が必須になってくると考えられる。このような背景において、プラントの運転支援や現場支援など、AI を活用した新たなサービスの開発を進めており、ここでは、開発状況およびプラントでの活用状況について紹介する。

2. 原子力分野におけるデジタル・AI 技術活用

2-1. プラントの安定運転を支援する技術

プラントの安定運転のためには、プラントの運転状態を把握し、異常兆候の把握等により、適切な運用改善、保全計画に結び付けることが重要となる。そのため、刻々と変化する膨大なセンサの値を監視し、異常の影響が拡大する前に早期に検知する必要がある。そこで、プラントの運転操作や出力変動などに伴い、多くのセンサで同時に起きる、比較的振幅が大きくて周期が緩やかな「大まかな変動」と、ポンプなどの振動や局所的な温度変化などに伴って、少数のセンサで同時に起きる、比較的小さく速い「微小な変動」という異なる変動から得られる二種類の信号を、別々に学習することで正常状態を高精度に予測する最新 AI 技術（2 段階オートエンコーダ）を駆使した、異常予兆検知システム（図 1）を開発した。これまでに実際の火力発電所のセンサ出力や原子力プラントの運転訓練シミュレータの出力を用いた検証により有効性を確認している。現在、実プラントでの実運用を検討中である。

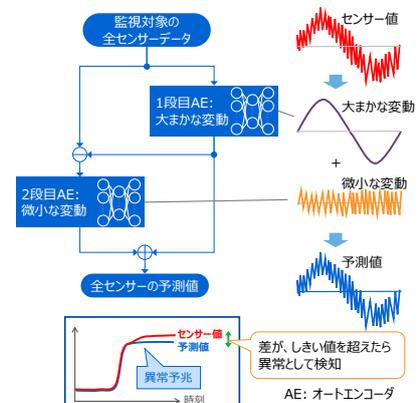


図 1 異常予兆検知システム

2-2. 現場工事を支援する技術

現場作業では、安全・品質を確保しつつ、効率化を図りスケジュール通りに実施することが重要である。再稼働に向けた安全性向上対策工事や再稼働後の定検工事においては、既設の建屋内に当社が施工を担う設備だけでなく、事業者が施工する設備も配置される。短期間に手戻りなくこれら工事を終わらせるには、計画段階に設計情報を共有して干渉を回避する必要がある。日々の作業調整を実施しているが、この作業調整は多数の工事関係者が係わる属人的な業務であり負担は大きかった。そこで、作業エリア情報を一元管理できるエリア管理システム（図 2）を開発し、国内の原子力発電所の安全性向上対策工事に適用した。システム上でエリア干渉を可視化し、作業エリア毎の工程調整にも利用できるように、誰が・いつ・どこで・どのようにといったデータを蓄積し、工程を自動で変換・出力することも可能とした。

また、工事における干渉の調整には、3DCAD や 3D 点群データ、360° カメラ画像をデータベース化して Web ブラウザで簡単に閲覧可能な 3D プラントビューワ（図 3）を適用した。国内の原子力発電所の安

全性向上対策工事において、既存設備の 3D 点群と計画設備の 3DCAD と組合せて当社と電力事業者間の 53 ヶ所に及ぶ干渉の調整に利用した。360° カメラ画像については、Visual-SLAM と呼ばれる映像から移動軌跡を推定する技術を用いて、撮影位置を特定し撮影した 360° 画像とともに本システムに登録することが可能である。容易に撮影できる特長を生かして、工事の進捗確認や現場の仕上がり確認等に活用している。その他、AI を利用して、デジタルカメラなどで撮影した画像についても、撮影位置や奥行きを推定する技術を開発しており、実プラントにて性能評価を行い、適用を図っていく予定である。

現場工事では、感電や漏水を防止するために、工事の対象箇所を周囲の配管系統や電気系統と切り離す隔離安全処置（アイソレーション）も必要となる。このため、弁閉鎖や電源断等の処置を実施しており、多数の工事が並行される現場では隔離の範囲が重複錯綜するため、非常に困難でかつ労働安全の観点から間違いの許されない作業である。そのため、CAD 化した図面上でこれらの処置や管理を自動化する電気系アイソレーション管理システム（図 4）を開発した。このシステムは深層学習等の技術を活用して、図面の情報（構造化情報）と作業条件を設定して、隔離計画を自動立案する。最終的に、立案した隔離計画の妥当性を評価して、図面上に評価結果を可視化する。設計配線図上で隔離処置による回路動作をシミュレーションすることで、工事対象箇所が通電していないことを視覚的に確認できる。このシステムにより、作業担当者の労力低減とミス防止に貢献するものと考えている。

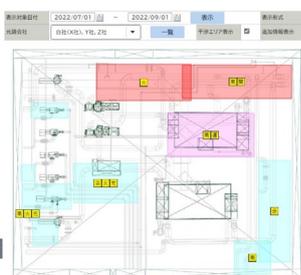


図 2 エリア管理システム

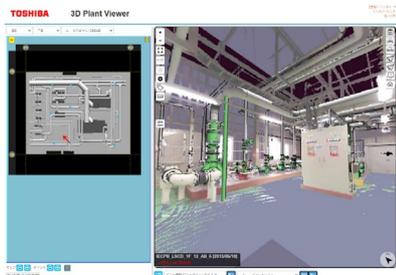
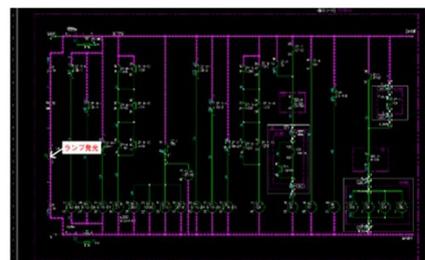


図 3 3D プラントビュー

図 4 電気系アイソレーション
管理システム

2-3. その他支援技術

新検査制度の開始に伴い、米国で発展してきた改善処置活動（CAP : Corrective Action Program）への取り組みが日本でも始まっている。事業者は収集した CR（Condition Report）に対して、内容を確認し、重要度に応じた分類コードを付与して処置内容の検討を行うが、取り扱う CR が膨大なため、CAP 運用の負荷増大が課題となっている。そこで AI を活用した CAP 運用支援システムを開発した。これにより CR 情報に対する類似事例の抽出と、分類コードや重要度の自動推定が可能となり、CAP 運用の効率化が図れるとともに、CR の傾向分析や事象発生場所の視覚化機能により、従来にない CAP 運用の高度化により原子力の安全性・信頼性向上に寄与するシステムとなっている。その他、原子力プラントの炉内構造物溶接線の検査に使用されるフェーズドアレイ超音波探傷（PAUT）に対しても、AI による探傷画像の評価支援技術を開発している。探傷画像から欠陥の有無や深さを自動判定する技術により検査員の負担を減らしながら、技量・経験の有無に依存せず正確な分類を行うことで超音波探傷の効率化を実現する。

3. まとめ

原子力プラントの運転支援や現場支援などに関する、デジタル技術・AI 技術の開発状況および活用状況を紹介した。現段階では、核防護の観点からオンプレ型サービスの運用が必要となっており、より効率的な運用が可能なクラウド型サービスへ移行するには、より高度なセキュリティ技術や運用・管理の構築が必要になると考えられる。

*Kenji Osaki¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions.

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2：次世代プラントを支える AI とデジタル技術

Pioneering the Future of Nuclear Industry 2:

AI and Digital Technologies Driving Next-Generation Plants

(2) 原子力分野へのデジタル及び AI 技術の活用について

(2) Utilization of digital and AI technologies in the field of nuclear energy

*河野 尚幸¹、岡田 聡¹、高田 将年¹、大橋 洋輝²、新聞 大輔²、
羽鳥 文雄³、屋代 裕一³、菅嶋 俊宏³

¹日立 GE ニュークリア・エナジー、²日立製作所 研究開発グループ、

³日立プラントコンストラクション

1. はじめに

原子力発電プラントのライフサイクルである、設計・建設・運用・保守・廃止措置において、持続可能な業務の遂行や安全な運用および維持管理には、人口減少の傾向の中で、熟練労働者のノウハウ伝承や、少ない人数でも維持管理するための業務の効率化が必要となる。

近年、産業界において、業務効率化等を目的として、デジタルツインや生成 AI 等のデジタル技術の活用が国内外で広く推進されている。原子力分野においても導入が検討され、一部では、実機での活用が始まりつつある状況にある。IT 分野では、業務活動の多くがサイバー空間内で完結するため業務データの取得が容易であるのに対して、原子力分野では、エンジニアリングに関するサイバー空間内の文書データ等に加えて、現場の作業や設備等の実体が介在するため、業務データの収集や活用が一層重要となる。

セキュアにデータを伝送するための通信インフラを前提として、大量のデータの中から所望のデータへの効率的なアクセス、データを閲覧するための簡便なデジタル機材、それを使いこなす人材の充実等によって、原子力分野でデジタルツインや生成 AI 等のデジタル技術の活用が進んでいくものと考えられる。

2. 原子力分野におけるデジタル活用

2-1. メタバース×AI

このような背景を受けて、日立では、遠隔地にいるユーザ同士でも同一の仮想空間を共有し、仮想空間内で同じ事物を見ながら会話をしたり一緒に活動をしたりすることができるメタバース技術に着目している。

原子力発電所における設計・建設・運転・保守・廃止措置のフェーズでは、プロセスを定めて業務を遂行している。いずれのフェーズにおいても、現場で業務にあたる作業員や監督者による作業内容や工程の調整、事務所で設計や計画をする担当者間での検討、現場の設備や作業の状況を事務所へ伝達、事務所での検討結果を現場へ伝達、といった情報の授受やコミュニケーションが日常的に発生する。

原子力発電所の設備を 3D スキャン技術等によりメタバース空間上に現場を迅速に再現し、これを現場データの蓄積や可視化のためのプラットフォームと位置づけて、生成 AI 等の AI 技術によって容易にデータを利活用できるシステムの構築をめざしている。原子力分野のメタバース^[1]では、発電所の設備や作業等を仮想空間に再現することで物理あるいは時間による制約を解消し、複数のステークホルダーで同じ情報を見ながら業務を遂行することで、コミュニケーションの効率化が期待できる。

原子力発電所でのメタバース利用と、それによる OT (Operations Technology) ナレッジの活用のイメージを図 1 に示す。仮想空間には、物理空間の原子力発電所の 3 次元形状・設備・作業の現場情報が再現され、適宜、アップデートされる。その他、作業記録、設計図書、図面、画像、映像等、複数のナレッジが埋め込まれ、ユーザは AI を用いた直感的な操作や検索を行う。生成 AI を含む AI 技術は、ヒトとシステムをつなぐインターフェースの役割を担う。これにより、原子力発電所のオペレーショナルエクセレンス達成を支援する。

例として、設備状態を可視化することで、運転・保守における合意形成や技術伝承を効率・円滑化することが可能となる。また、現場作業の計画や進捗状況をステークホルダー間で迅速に合意形成することで、建設・大型工事・廃止措置の現場における作業の安全性や品質の向上、技術伝承の実現に貢献できる。さらに、必要な時に必要な人と同じ情報でコミュニケーションができることで、手戻り等のリスクを低減し、工期の短縮等の効果も期待できる。

自然言語処理や画像生成等の分野で急速な進歩をみせる生成 AI は、テキスト・音声・画像等のマルチモーダルな入力に対して、高度な文章や画像、3D モデルを生成する能力を持つ。設計図書の検索・収集・要約や、マルチモーダルな情報を用いた比較・分析、蓄積されたナレッジや対話等による文書生成支援等、文書の多い原子力分野の業務効率化への期待も大きい。

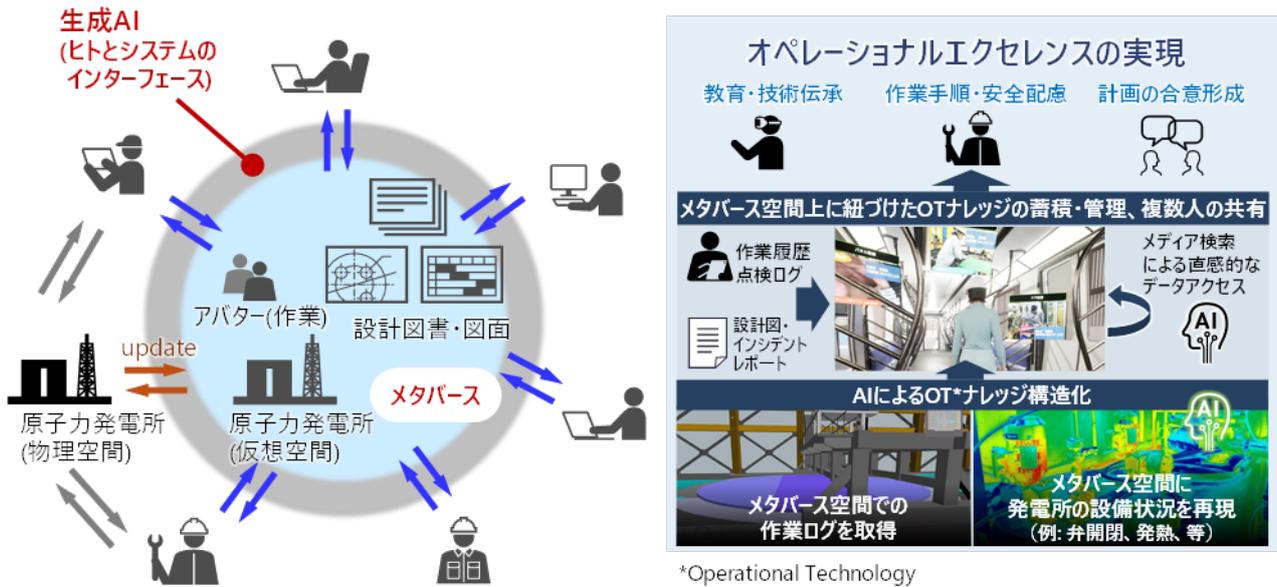


図 1. 原子力発電所におけるメタバース利用のイメージ

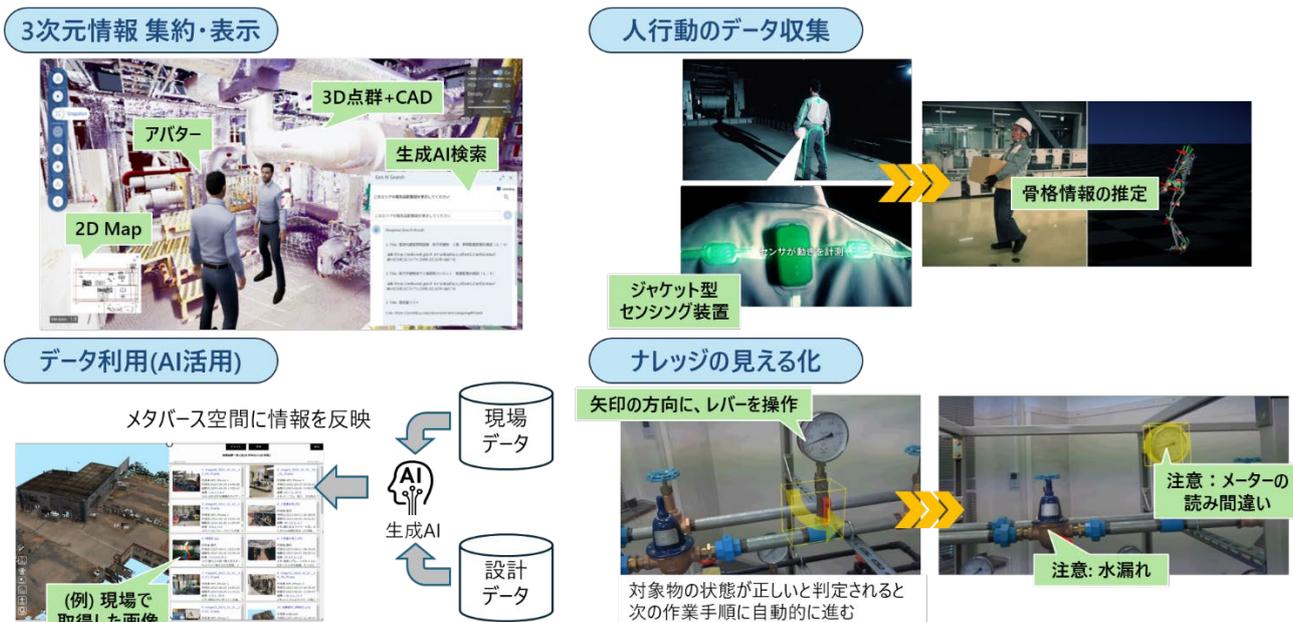


図 2. 原子力分野のメタバースに関連する要素技術 (例)

2-2. メタバースを構成する要素技術

3次元空間に現場からの多様なデータを蓄積するには、3次元空間や設備の形状や位置を把握、再構成する

点群計測やCAD化技術に加えて、人の行動を3次元で構成、収集する技術が必要となる。また、事務所に保存されている文書情報等を有効に活用するには、生成AI技術が重要となる。

これまでに開発を進めているメタバースに関連した要素技術の例を図2に示す。3次元データ集約・表示技術では、詳細設計情報(3DCAD)や点群データ(現場の画像)をベースに、アバターや、関連する図面や設備情報を表示する基盤を提供する。作業者の行動データ収集技術では、作業服型のセンシングデバイスにより骨格情報を推定することで、作業姿勢や作業不負荷の推定が可能となる。また、AI技術を活用して、現場で取得した画像データや事務所や現場で作成された記録、設計図書、手順書等に対して、取得場所や関連するキーワード等を入力することで、候補となるデータを効率的に検索することが可能となる。こうした画像や映像データと動作指示を複合的に表示させることで、図2の右下に、レバーの開閉動作や計器例として記載したように、現場作業に関するナレッジを可視化・共有化することが可能となる。

このようなメタバース技術を活用したコンセプトとして、データドリブン発電所のイメージを図3に示す。仮想空間上に発電所を再現したデジタルツインのプラットフォームとして、計画・設計・現場のデータを収集・集約して、評価結果を現場に実装・反映して、再び、収集したデータに基づいた意思決定を支援するコンセプトである。設計・建設・運用・保守・廃止措置のいずれのフェーズに対しても、データを有効に活用しながら持続的に業務改善や成長のサイクルを回すことができる。

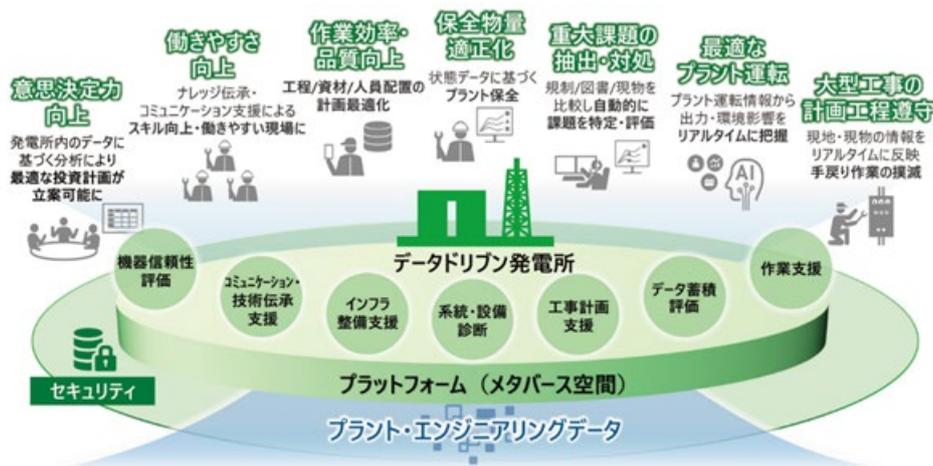


図3. データドリブン発電所のイメージ

3. 原子力分野でのAIの活用について

原子力発電プラントでAIや機械学習(ML: Machine Learning)の利用は、開発フェーズの技術が多いものの、一部の手法やソフトウェアについては発電所への適用も進みつつある状況にある。AIを原子力発電所のように、高い安全性や信頼性が求められる社会インフラに適用する場合、AIが期待通りの品質を提供できること、すなわち、AIの提供する品質と、その適用によるリスクとメリットの説明が難しい、あるいは、標準化されていないことが、適用上の課題の1つとなっている。

AI適用の品質に対するアプローチとして、最終的なユーザが利用する際の品質を明らかにした上で、それを満たすアウトプットの品質、さらに、それを満たすモデルやデータのシステム内部の品質というように、階層的な品質モデルによる検討^[2,3]がなされている。

特に、原子力発電へのAI適用を考える場合、特にリスク回避の観点が重要となると考えられる。図4に、ハイレベルのカテゴリの例を示す。自動化レベルとAIの判断失敗による影響の2軸で、4つのカテゴリに整理^[4,5]することで、AI適用によるリスクとメリットのバランスや、リスク回避性を検討する上で、見通しを立てやすくなる。海外では電力事業者だけでなく、規制側でもAI適用の議論が進みつつある^[6]。

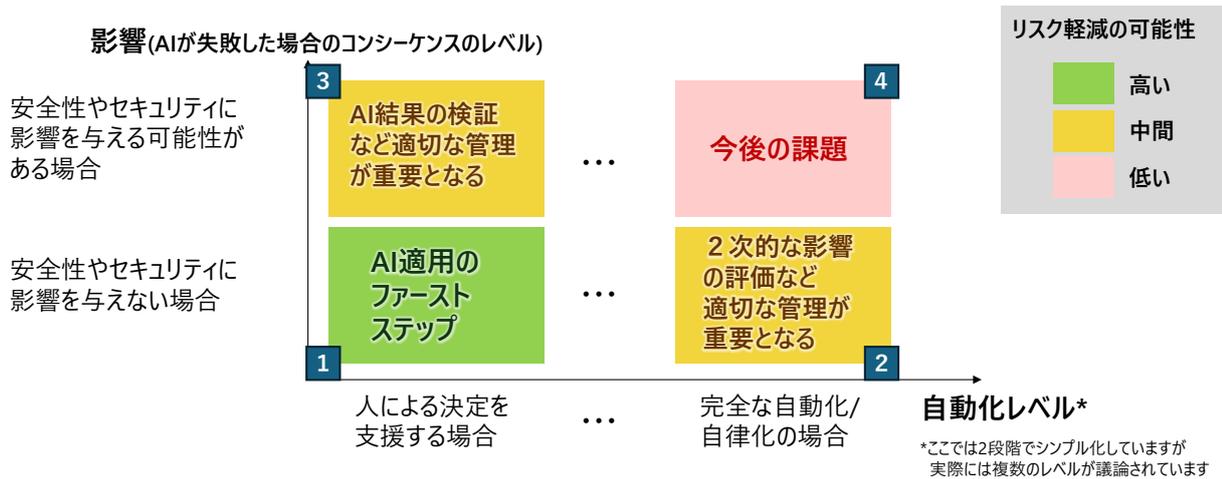


図4. AIのリスクと自動化レベルによるカテゴリ分類の例

それぞれの象限ごとに、想定されるユースケースの例を以下に示す。なお、最もリスク回避性が困難な事象(4)については、実用化を検討しているユースケースがほとんどみられない。研究として、例えば、サイバーセキュリティ、事故時運転支援、自律ロボット制御等に関する報告例がある^[7-9]。

象限(1) : AIは人の意思決定を支援 × AIの失敗が安全性やセキュリティに影響を与えない

- 例) 生成型 AI を使用した、会議の議事録・ドキュメント・Web ページ等の検索・要約等、日常の業務の効率化するユースケース
- 例) 安全やセキュリティに関係しない設備に対する状態監視や診断に AI を適用し、保守員の異常検知・分析の支援や負担軽減、当該設備のメンテナンス適正化の意思決定を支援するユースケース

象限(2) : AIによる結果が最終決定 × AIの失敗が安全性やセキュリティに影響を与えない

- 例) 安全やセキュリティに関係しない設備の運転や制御に AI を適用し、当該設備の運転の自動化や効率向上を図るユースケース

象限(3) : AIは人の意思決定を支援 × AIの失敗が安全性やセキュリティに影響を与える可能性あり

- 例) 法令や規格等で定められる、重要な設備に対する非破壊試験（目視、超音波、放射線等）に AI を適用し、検査員による欠陥検出・寸法評価の支援や、負担軽減を図るユースケース
- 例) 監視カメラ画像の認識、カメラによる計器のメータ読み取り等の認識に AI を適用し、画像や映像の正常・異常の判断支援や、作業者の負担軽減を図るユースケース

象限(4) : AIによる結果が最終決定 × AIの失敗が安全性やセキュリティに影響を与える可能性あり

(注) 実用化の検討がなされているユースケースは少ない

原子力発電所の業務へのメタバース空間を利用する場合、例えば、設備の異常検知、現場作業員に対して遠隔地からの指示、作業員の異常行動検知、ヒューマンエラーの検知といったユースケースが考えられる。いずれのユースケースも、自律化レベルの軸については、AIは人の意思決定を支援する運用となる。もう一方の影響の軸に関して、AI適用の対象となる設備や現場作業が、安全やセキュリティに関わる場合が想定される。このような場合には、人による意思決定を前提とした AI 適用のユースケースであっても、当該業務プロセスでの人と AI の適切な分担、また AI が判断を失敗した場合を想定した場合の人の介入や影響範囲の限定、データやモデルなどの AI のライフサイクル管理、関係者の教育と訓練、セキュリティ対策や AI システ

ムの性能検証という点が重要となる。

生成 AI に関しても、設計図書や過去の不具合情報等、膨大な文書データへの活用に対する期待が大きい。現時点の大規模言語モデルでは、原子力分野の専門的な用語の学習は十分になされていない。生成 AI の精度が低いことは、AI 適用のリスクや効果を損なう可能性もある。原子力分野の文章データに生成 AI を適用するには、過去の文書データの電子化と文字認識、カテゴリ部類やメタデータの付与、公開済の文書データも活用した専門的なナレッジや用語への対応等を進めていくことも必要になる。

4. まとめ

原子力発電プラントのライフサイクルにおいて、熟練労働者のノウハウ伝承や業務の効率化のニーズが高まる中、デジタルツインや生成 AI 等のデジタル技術の導入が原子力分野でも進みつつある。今後、データの収集や活用が一層重要となり、効率的なデータアクセスや簡便なデジタル機材の利用が進むと考えられる。

日立では、メタバース技術を活用し仮想空間でのコミュニケーションやデータの利活用を目指している。原子力発電所の設備を 3D スキャン技術で再現し、生成 AI を用いてデータを活用するシステムを構築することで、ステークホルダー間の合意形成や技術伝承が効率化され、作業の安全性や品質の向上に貢献できる。

AI や機械学習の利用も進む中、品質やリスクの説明が課題の 1 つとなっている。AI 適用にあたっては、自動化レベルや影響の 2 軸のマトリクスを参考に、リスクとメリットをバランスについて検討することが重要である。今後、原子力業界においても、AI 等のデジタル技術の活用を進めるための情報共有やガイドラインの整備が急がれる。これにより、原子力発電所の安全性と効率性がさらに向上し、持続可能なエネルギー供給に貢献することが期待される。

参考文献

- [1] 大橋, 屋代, 吉江: 「インダストリアルメタバース」, 火力原子力発電, 10 月特集号, 2023
- [2] 機械学習品質マネジメントガイドライン 第 4 版 (Revision 4.2.0)、国立研究開発法人産業技術総合研究所、2023 年 12 月 12 日
- [3] プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン 第 2 版、石油コンビナート等災害防止 3 省連絡会議、経済産業省、総務省消防庁、厚生労働省、2021 年 3 月
- [4] Artificial Intelligence Strategic Plan, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2261, May 2023
- [5] Considerations for Developing Artificial Intelligence Systems in Nuclear Applications, Canadian Nuclear Safety Commission, UK Office for Nuclear Regulation and US Nuclear Regulatory Commission, September 2024
- [6] Advancing the Use of Artificial Intelligence at The U.S. Nuclear Regulatory Commission, U.S. Nuclear Regulatory Commission. SECY-24-0035, September 2024
- [7] S. L. Eggers, R. S. Anderson, Twenty Years and Counting Where are they? Practical Recommendations for Commercializing AI/ML for Intrusion Detection in the Nuclear Industry, INL/CON-23-70978-Revision-0, June 2023
- [8] E. Gursel, et al., Using Artificial Intelligence to Detect Human Errors in Nuclear Power Plants: A Case in Operation and Maintenance, Nuclear Engineering and Technology, vol. 55(2), February 2023
- [9] H. Chapman, et al., Best Practice Guidelines and Lessons Learned from Robotic System Deployment in Nuclear Decommissioning, ATW International Journal for Nuclear Power, Vol. 68(5), September 2023

*Naoyuki Kono¹, Satoshi Okada¹, Masatoshi Takada¹, Hiroki Ohashi², Daisuke Shinma²,
Fumio Hatori³, Yuichi Yashiro³, and Toshihiro Sugajima³

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, ²Hitachi R&D Group, ³Hitachi Plant Construction

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2： 次世代プラントを支える AI とデジタル技術

Pioneering the Future of Nuclear Industry 2:

AI and Digital Technologies Driving Next-Generation Plants

(3) 革新炉開発における AI 技術の活用

(3) Application of AI Technologies to Development of Advanced Reactors

*高屋 茂¹, *堂田 哲広¹¹JAEA

1. はじめに

近年の AI 技術（関連技術を含む）の発展は目覚ましく、原子力分野でも、国内外で、設計、運転、保全、安全・リスク評価等、様々な技術分野において AI 技術の活用が検討されている⁽¹⁻⁴⁾。本報では、革新炉開発における AI 技術の活用例として、JAEA で実施しているプラント運転支援及び高速炉の炉心設計支援に関する研究開発を紹介する。

2. AI 技術によるプラント運転支援

2-1. 運転員支援異常時対応システム開発

原子力プラントの安全性向上のためには、異常発生時の対応能力を高めることが重要である。事前にリスクを徹底的に調査し、特定されたリスクに対する設備や手順を準備するとともに、異常が発生した場合に適切に作業が行われることを確認する必要がある。しかしながら、革新炉の場合、事故やトラブルの経験が軽水炉に比べて少なく、参考となる既存のリスク評価例も限られている。また、異常が発生した際には、運転員はプラントの状況を速やかに把握し、適切な対応を選択することが求められるが、革新炉の熟練運転員の数は乏しく、小型モジュール炉では運転員数の合理化も議論されている。

このような課題に対応するため、AI 技術を活用した運転員支援システムの開発に取り組んでいる⁽⁵⁾。提案システムの概要を図 1 に示す。提案システムは 4 つのサブシステム (SS) から構成される。異常検知 SS は、常時監視する流量、圧力、温度等のプラントデータの予期せぬ変化から AI 技術⁽⁶⁾を活用し異常を検知する。次に影響緩和策提示 SS は、2 つのモジュール（異常同定モジュール (M) 及び対策案提示 M) から構成され、異常同定 M は異常の内容を推定し、対策案提示 M は、異常の影響を緩和しプラントを定格運転時の状態にできるだけ復帰させるための対策案を提示する。妥当性確認 SS は、プラント動特性解析コード等を用い異常同定 M によって同定された異常に対して対策案提示 M が提示した対策案が有効であるかを評価する。有効な場合、当該対策案が運転員に提示される。一方、有効性が確認できなかった場合には、安定化対策提示 SS が、既存の手順書等に従って、関連機器等を停止または隔離する手順を運転員に提示する。

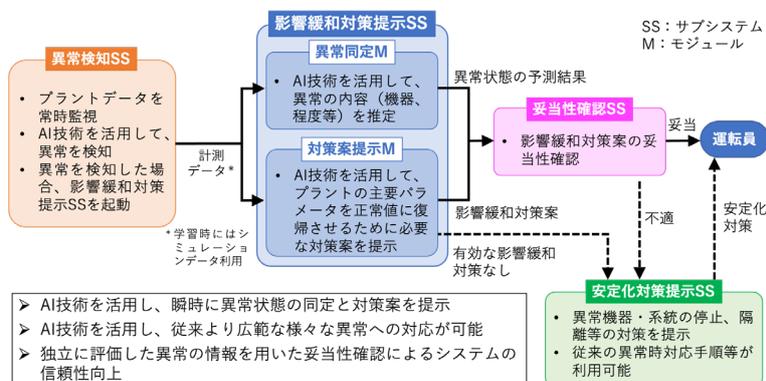


図 1 運転員支援異常時対応システム

*Shigeru Takaya¹ and *Norihiro Doda¹

¹JAEA

提案システムでは、AI技術とプラント動特性解析を組み合わせることにより、仮想的に様々な異常状況を作り出し、異常時対応に必要な知見を自動的に学習し、蓄積することができる。今回は、提案システムのうち特に特徴的な対策案提示M及びそのAIモデル学習等のために用いるプラント動特性解析コードのAIサロゲートモデルの整備、さらに妥当性確認SSの役割について、JAEA高温工学試験研究炉（HTTR）を対象に実施した例題⁽⁶⁾を用いて説明する。なお、原子力プラントにおける異常の発生頻度は低く、希少事象である異常を含む学習用データの整備も課題として挙げられる。現在、関連検討を令和6年度原子力システム研究開発事業採択課題「再エネ調和型次世代原子力プラント実現のためのDX」で実施中であり、その成果については別途報告する。

2-2. 強化学習による異常時対応案の自動立案

例題⁽⁶⁾では、中間熱交換器と一次加圧水冷却器に接続された一次 He ガス循環機の異常（回転数変化）に対し、2次 He 冷却系、加圧水冷却系及び補助冷却系に属する八つの機器を操作して、原子炉出力等を定格時の±1%の範囲に復帰させる方法を提示する対策案提示 M を検討した。対策案提示 M の開発には深層強化学習を用いた⁽⁷⁾。強化学習は、環境の状態に応じてエージェントが行動し報酬を得るというステップを繰り返すことにより、最適な方策をエージェントが自律的に学習する手法であり、運転経験が限られる革新炉で課題となる熟練運転員の知見に頼らずに適切な対策を導くことが期待される。図2に、対策案提示 M が提案した対策を行った場合と行わなかった場合の原子炉出力の分布（1万ケース）を比較した結果を示す。緑色の領域が目標範囲であるが、対策を実施しないと多くの場合に目標範囲よりも下に外れるのに対し、対策案提示 M が提案する対策を実施した場合には目標範囲内に収まっていることがわかる。

2-3. AI サロゲートモデルを用いたプラント挙動予測

対策案提示 M で強化学習を行う際、行動に対する状況に応じた報酬を求めるために、エージェントが提示する対策を行なった場合の原子炉出力を評価しなければならない。ここでプラント動特性解析コードを用いると学習に時間を要することから、事前に、着目する時刻の原子炉出力を予測する AI サロゲートモデルを全結合型深層ニューラルネットワークにより整備した⁽⁶⁾。学習後の予測値と真値の比較を図3に示す。決定係数（ R^2 ）及び平均絶対パーセント誤差（MAPE）はそれぞれ0.996及び0.19%であり、AI サロゲートモデルが用いて高い精度で予測可能であることがわかる。ここで、AI サロゲートモデルを整備するためにも学習用データが必要となるが、強化学習のようにエージェントが提示する個別の対策に応じた解析は不要であり、効率的に学習用データを準備することができる。なお同様の手順で、異常同定 M に用いるプラントデータから異常の程度を予測する AI モデルの開発も可能である⁽⁸⁾。

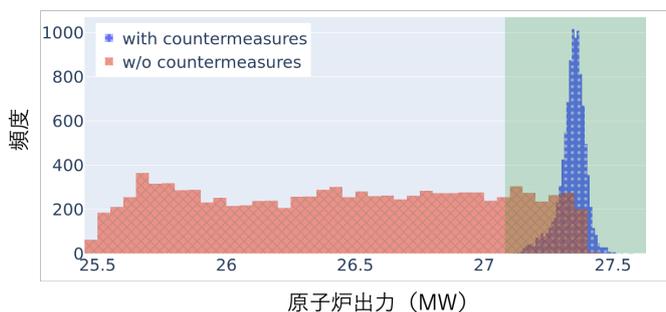


図2 対策実行有無による異常発生後の原子炉出力⁽⁶⁾

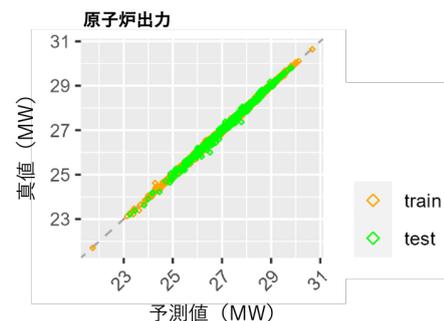


図3 AIサロゲートモデルの予測値と真値の比較⁽⁶⁾

2-4. 妥当性確認 SS の役割

提案システムでは、運転員に異常への対策案を提示する前に、妥当性を確認するステップを設けている。これは、単に対策案が提示されただけでは運転員が採否を判断することが困難だと考えられるためである。対策案提示 SS と並行して異常同定 SS がどの機器にどの程度の異常が生じているかを推定し、推定された異常に対して対策案がどのように働くのかを妥当性確認 SS で確認した結果を合わせて運転員に示すことによって、運転員は提示された対策案について理解した上で採否を判断することが可能になる。また、独立に整備した二つの AI モデル（異常同定 SS 及び対策案提示 SS）を組み合わせることで、信頼性向上の効果

も期待される。

3. AI 技術による炉心設計支援

3-1. 炉心設計プロセスの革新

高速炉開発における設計支援を目的とした、AI 技術を活用した研究開発の一例について紹介する。JAEA では高速炉を含む革新的な炉システムの開発を支援するため、既往知見を最大限活用した設計検討や安全評価を実現する「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法 (ARKADIA)」の開発を進めている⁽⁹⁾。ここでは、高速炉設計の代表事例として、炉心分野における設計支援技術の開発について概説する。図 4 にこれまでも行われてきた一般的な炉心設計プロセスを示す。この従来プロセスでは、設計要件に対して、設計者の経験に基づき最適と思われる炉心仕様を設定する。次に、設定された炉心仕様に対し、核設計、熱流力設計、燃料設計、安全評価の解析を個別に実行する。そして、これらの解析結果が設計要求を満たし、さらに炉心性能が性能目標を達成するまで、設計者の経験に基づいて炉心仕様を調整し、再実行する。このとき、分野間での取捨条件を協議によって設定するが、設計要求を満たすために見直しも行われる。従来プロセスでは、保守的に設定せざるを得ない取捨条件によって炉心仕様の設計空間が縮小されるとともに、人的及び時間的コストを要することが課題であった。そこで、取捨条件の合理化及び設計作業の効率化を目的に、図 5 に示すように従来は個別に実施された各項目での解析結果を次の解析に受け渡して一連で実行し、最適化アルゴリズムの適用によって炉心仕様を自動調整する炉心設計プロセスの機能を開発している⁽¹⁰⁾。本章では、この新しい炉心設計プロセスの開発に向けて、高速炉を対象に、まずは炉心設計解析（核設計、熱流力設計、燃料設計）部分に着目し、ARKADIA の統合インターフェース PSSP⁽¹¹⁾を用いて解析コードを連携させ、ベイズ最適化アルゴリズム (BO) を用いて最適な炉心仕様を自動探索した結果⁽¹²⁻¹⁴⁾について紹介する。

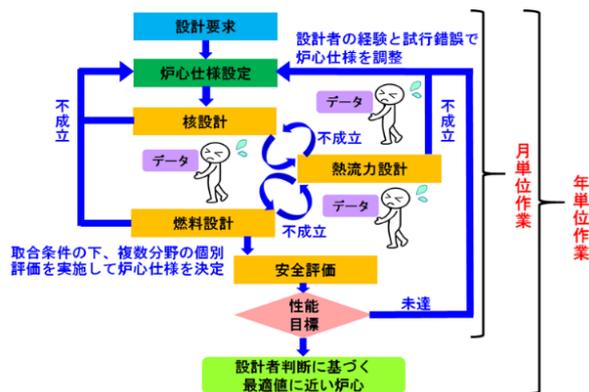


図 4 個別解析による炉心設計プロセス (従来)

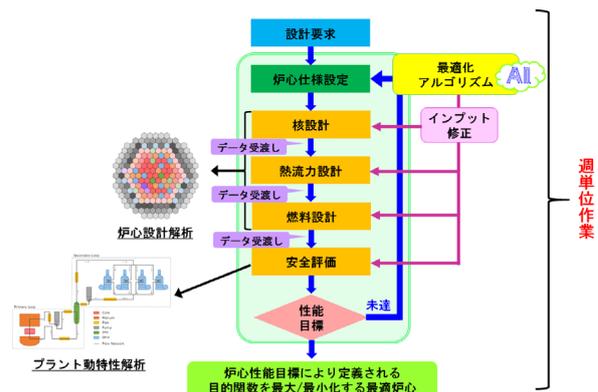


図 5 連携解析による炉心設計プロセス (新)

3-2. 炉心設計解析の概要

炉心設計解析では、始めに 2 次元 RZ 炉体系の核設計解析 (MARBLE⁽¹⁵⁾) を行い、取出平均燃焼度や増殖比等の炉心性能、最大高速中性子照射量や燃料反応度等の制約条件、後段の熱流力設計解析及び燃料健全性評価解析の境界条件となる熱出力分布及び中性子束分布を得る。次に、最も高出力の燃料集合体を対象に熱流力設計解析 (ASFRE⁽¹⁶⁾) を行い、集合体圧力損失及び燃料健全性評価解析の境界条件となる最も熱的に厳しい条件における被覆管温度分布を得る。最後に、対象集合体内で熱的条件及び照射条件が最も厳しい燃料ピンを対象に燃料健全性評価解析 (EZLIFE⁽¹⁷⁾) を行い、被覆管の累積損傷和 (CDF) の最大値を得る。

3-3. ベイズ最適化の概要

BO は、未知の目的関数を最小化または最大化する変数を見つける手法であり、少ない試行回数で最適解を探索可能であることが特徴である。図 6 に単目的 1 変数の最適化問題に BO を適用した例を示す。始めに、初期探索点として取得した 4 点からガウス過程 (GP) 回帰を用いて目的関数 $f(x)$ の形を平均と標準偏差 (σ) で予測し、次の探索点を獲得関数の最大値によって決定する。新たに得られた探索点をこれまでの探索点のデータに加え、GP 回帰を実施して目的関数の形を更新し、最適解が得られるまでこの手順を繰り返す。獲得関数は事後平均情報に基づく最適解を探索すべき領域と、事後不確実性情報に基づく探索点が不足している

領域をバランスよく探索するよう設計された関数が複数提案されている。問題によって適性を判断しながら使用する必要がある。なお、本検討ではベイズ最適化計算のライブラリとして Trieste⁽¹⁸⁾を使用した。

3-4. 単目的多変数最適化問題への適用

目的関数を1つ設定し、表1に示す4変数7制約条件の最適化問題への適用性を検討した結果について述べる。本問題では、最良関数値を改善する期待値を最大化する Expected Improvement(EI)を使用した。

$$EI(\hat{x}) = E[\max\{0, \tau - \tilde{f}(\hat{x})\}] \quad (1)$$

ここで、 \hat{x} は次の探索点、 τ は m 点の探索点 $\{x_1, \dots, x_m\}$ の最良の目的関数値とする。制約条件は重み関数として Probability of Feasibility (PoF) を EI に掛けた EI_c を獲得関数とすることで考慮した。

$$PoF(\hat{x}) = Pr[\tilde{c}(\hat{x}) \leq \lambda] \quad (2)$$

$$EI_c(\hat{x}) = PoF(\hat{x})EI(\hat{x}) \quad (3)$$

ここで $\tilde{c}(\hat{x})$ は GP 回帰で予測される制約条件関数、 λ は制約値を表す。

本設計手法により得られた最適解も表1に併せて示す。図7は探索点数の増加に伴う取出平均燃焼度(目的関数)の最良値の変化を示す。初期探索を30点として、BO探索を4点行った時点で目的関数は最大化され、その後の26点のBO探索では目的関数の最良値の変化はほとんどなかったため、計算が収束したと考えられる。このように制約条件を満たす最適解を導出できたことから、4設計変数までは炉心設計の単目的多変数問題へベイズ最適化を適用できる見込みを得た。ただし、炉心設計ではより多くの設計変数を扱うことから、今後は高次元に対応するために拡張されたBO手法^(19,20)の適用性を検討する予定である。

3-5. 多目的多変数最適化問題への適用

次に、複数の目的関数を同時に考慮する多目的最適化問題への適用性を検討した結果を述べる。表1の炉心設計問題に、目的関数として増殖比(最大化)及び初装荷Puフィッサイル重量(最小化)を加えた3目的最適化問題を考える。獲得関数には、目的関数の数を次元数とした超体積指標を用い、超体積の改善(増加)の期待値を最大化する Expected HyperVolume Improvement (EHVI)を採用した。制約条件は単目的最適化問題と同様に PoF 関数を用いて考慮した。図8に多目的最適化問題の解析結果を示す。初期探索を70点として、BO探索を160点行った。この過程でEHVIが収束し、トレードオフ関係にある3目的関数に対して他のどの解(図8の劣解)にも優越されない73個の解(パレート解)を導出できたことから、炉心設計の多目的最適化問題への適用の見込みを得た。今後は、取り扱う目的関数を増やした場合の検討も考えられるが、まずは3目的最適化問題に対してパレート解集合から設計者の選好情報に従って解を抽出する方法について検討す

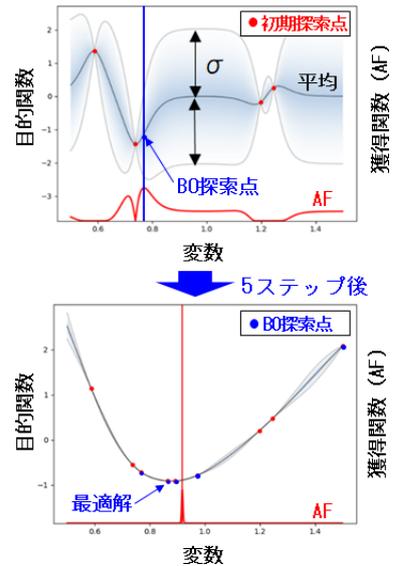


図6 単目的1変数の最適化問題へのベイズ最適化の適用例

表1 単目的最適化問題と解析結果

| 項目 | 炉心特性 | 単位 | 条件 | 最適解 |
|------|----------------|------------------------|-----------|-----------|
| 目的関数 | 取出平均燃焼度 | GWd/t | 最大化 | 176.7 |
| 設計変数 | 炉心高さ | cm | 70-100 | 70.68 |
| | サイクル長さ | days | 400-700 | 580.5 |
| | 燃料ピン外径 | mm | 8.0-12.0 | 10.97 |
| | ピンピッチ/外径比 | - | 1.10-1.15 | 1.128 |
| 制約条件 | 最大高速中性子照射量 | $\times 10^{23}n/cm^2$ | < 5.0 | 4.97 |
| | 燃料反応度 | %dk/kk' | < 3.0 | 2.90 |
| | Pu富化度(内側/外側炉心) | wt. % | < 30 | 22.8/29.2 |
| | 内側炉心最大線出力 | W/cm | < 430 | 422.7 |
| | ボイド反応度 | \$ | < 6.0 | 5.6 |
| | 圧力損失 | MPa | < 0.2 | 0.07 |
| | CDF値 | - | < 0.5 | 0.22 |

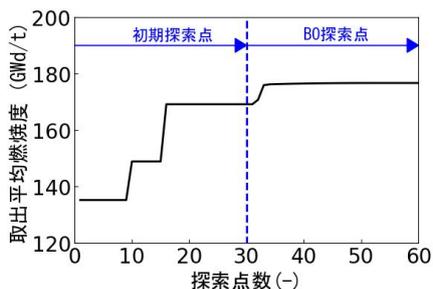


図7 単目的最適化問題の収束過程

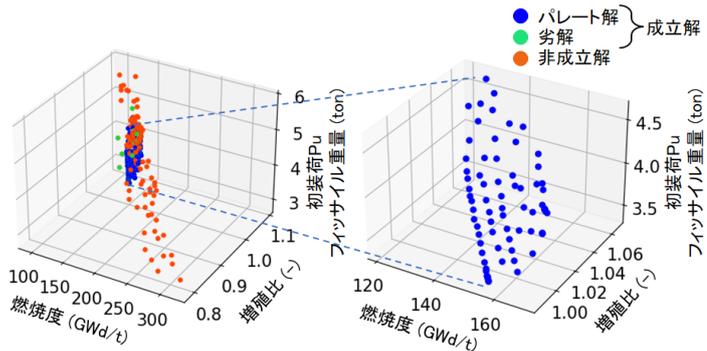


図8 多目的最適化問題の解析結果(パレート解集合)

る予定である。

4. まとめ

革新炉開発における AI 技術の活用例として、JAEA で実施しているプラント運転支援及び高速炉の炉心設計支援に関する研究開発を紹介した。これらに限らず、AI 技術はより幅広い様々な技術分野への適用が可能であると期待される。一方、学習用データの整備や結果の説明性等に関する課題⁽⁴⁾も認識されている。本報でも対応例を示したが、引き続きこれらの課題に注意しながら、革新炉の実現に向けて、今後も AI 技術活用の検討を継続する。

参考文献

- (1) IAEA, Artificial Intelligence for Accelerating Nuclear Applications, Science and Technology (2022).
- (2) Z. Ma et al., NUREG/CR-7294, INL/EXT-21-61117 (2022).
- (3) 宮崎他, NTEN-2024-1002 (2024).
- (4) Q. Huang et al., Helyon, Vol. 9 (2023) e13883.
- (5) S. Takaya et al., Mechanical Engineering Journal, Vol. 11, No.2 (2024) Paper No.23-00408.
- (6) 例えば、F. Dong et al., Nuclear Engineering and Design, Vol. 404 (2023) Paper No.112161.
- (7) M. Yoshikawa et al., 日本保全学会第 18 回学術講演会 (2022) pp. 371-374.
- (8) A. Seki et al., Nuclear Technology, Vol. 210 (2024) pp. 1003-1014.
- (9) M. Tanaka et al., Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00424.
- (10) E. Hamase et al., Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00440.
- (11) 堂田他、第 29 回計算工学講演会、計算工学講演会論文集、Vol. 29 (2024) , A-06-02.
- (12) K., Kuwagaki et al., Procs. of ICONE-30, May 21-26, 2023, Kyoto, Japan, (2023), ICONE30-1152.
- (13) 桑垣他、日本原子力学会 2024 年春の年会、2M14.
- (14) 桑垣他、日本原子力学会 2024 年秋の大会、2G17.
- (15) K. Yokoyama et al., Annals of Nuclear Energy, Vol.66 (2014) pp.51-60.
- (16) M. Otaka et al., PNC-TN9410 96-212 (1996).
- (17) T. Uwaba et al., Nuclear Engineering and Design, Vol. 280 (2014) pp.27-36.
- (18) The website of Trieste: <https://secondmind-labs.github.io/trieste>.
- (19) D. Eriksson et al., Proc. of the 37th Conference on Uncertainty in Artificial Intelligence (2021) PMLR 161.
- (20) C. Hvarfner et al., Proc. of the 41st International Conference of Machine Learning (2024) PMLR 235.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：ヒューマン・マシン・システム研究部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 会場(Zoomルーム4)

[3D_PL] 原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

座長:高橋 信(東北大)

[3D_PL01]

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

*八木 絵香¹ (1. 阪大)

[3D_PL02]

管理職からみた女性運転員を取り巻く環境

*大橋 智樹¹ (1. 宮城学院女子大)

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

Challenges and Solutions Regarding Female Operators at Nuclear Power Plants

*八木 絵香¹, *大橋 智樹², 高橋 信³¹大阪大学, ²宮城学院女子大学, ³東北大学

1. はじめに

一般社団法人原子力安全推進協会（JANSI）では、福島第一原子力発電所事故以降、運転責任者および中堅クラス運転員の意見交換会を継続して開催している。この意見交換会は、福島第一原子力発電所の事故対応の経験を共有すると同時に、日常的にはコミュニケーションをとる機会がない運転員同士が、具体的な課題を共有すると同時に、知識の習得やモチベーション向上に寄与する機能を担っている。

一方で、原子力発電所に勤務する女性運転員・技術系女性社員（以下、技術系女性社員¹）については、その人数はある程度は増えてきているものの、男性社員と比較すると圧倒的に数が少ない。また上記のようなコミュニケーションの機会もないことから、組織を超えたネットワークを作りづらい状況にある。以上の背景から JANSI では、2022 年度から 3 回にわたり、技術系女性社員のネットワーク構築を目的とした意見交換会を実施してきた。登壇者である八木と大橋は、上記の運転員および技術系女性社員の意見交換会の企画・運営に携わってきた。本セッションではそれらの意見交換で得られた知見の共有し、技術系女性社員含めた原子力発電所の職場環境の改善について議論を行う。

2. 原子力発電所女性運転員意見交換会の概要

2-1. 実施までの経緯

意見交換会の実施に先立ち、JANSI 関係者および登壇者ら、加えて女性運転員の社内コミュニケーションの先進事例がある泊原子力発電所の女性運転員と共に、浜岡原子力発電所を訪問し、インタビュー調査を実施した。インタビュー調査は JANSI 社員および大橋が女性運転員の上司 3 名を、八木が浜岡発電所女性運転員 4 名を担当した。そこではさまざまな課題が浮き彫りとなった。それと同時に、女性運転員の中には、大変さはある中でも、運転員を志したい、現場の最前線にいたいという気持ちが強いケースも認められた。

以上のような状況から、全国大で女性運転員同士が率直に悩みを共有し、また組織を超えた対処策の事例を共有することは重要ではないかとの考えから、意見交換会の本格実施に至った。

2-2. 意見交換会の実施概要

これまでに合計 3 回（初回はトライアル）の意見交換会を実施している。2022 年度は東京での半日開催、2023 年度からは意見交換会と発電所見学という 2 日間のスケジュールで実施している。

2022 年度～2023 年度の実施概要

| 年度 | 実施日 | 開催場所 | 見学 | 参加者 |
|---------|---------------------|------------|------------|-------|
| 2022 年度 | 2023 年 2 月 20 日 | JANSI 会議室* | — | 30 名* |
| 2023 年度 | 2024 年 3 月 14～15 日 | いわき産業創造館 | 福島第一原子力発電所 | 25 名 |
| 2024 年度 | 2024 年 12 月 17～18 日 | 東北電力本店 | 女川原子力発電所 | 34 名 |

*うちオンライン参加者 3 名

3. 共有された知見

3-1. 設備をめぐる課題

設備をめぐる課題には、女性トイレの不足、管理区域への入退出方法の不便さ、女性用仮眠室の未配備などさまざまなものがある。これらに対する反応は「とても配慮されている」「困りごとがあるとすぐに対応し

¹ 企画当初は、女性運転員を対象として実施することを構想していたが、実際には各発電所に現役で勤務する女性運転員の数は極めて少なく、運転経験者を含む技術系女性社員を対象に実施している。

ていただける」「差別は感じない」という感謝の声があがる一方で、組織への強い不満をもつ技術系女性社員もおり、組織（発電所）による違いが大きいことが浮き彫りになった課題であった。

2-2. 握力や腕力、体力をめぐる悩み

また、握力や腕力、体力をめぐる悩みも数多く共有されている。「握力・腕力が足りずに、バルブの開閉に難がある」「高い位置に手が届かない」などはその代表例である。それと同時に、これらの課題についてはさまざまな工夫を凝らして対処しているケースもあり、それらのアイデアが意見交換会で共有された。握力や腕力についての課題は、他社事例を参照して変更可能な余地がある部分も少なくなく、「先輩への感謝と、後輩たちのためにも、変えることが可能なところから変えられるように働きかけていきたい」などの意見も出されており、本意見交換会のようなネットワークが功を奏しやすいテーマであると言える。

2-3. 生理痛・妊娠・出産をめぐる悩み

生理痛をめぐる課題については、不快感や身体の辛さについて個人差が大きい問題であり、一般論では語りにくいという留保が共通してなされている。しかしそれと同時に、2-1.設備の課題と同様に、上司に（組織に）非常に配慮してもらっていると感じる人から、「体調不良を叱責された経験から、無理して頑張るようにしている」「生理痛と言えるような雰囲気ではない」と、強く辛さを感じる人までさまざまである。

妊娠・出産については、その事例がないわけではないものの、技術職員の現場では少なく、特に当直員のロールモデルが少ないことから、若手社員の中からは不安の声があがる。責任感をもって仕事をしようとするだけで、会社のイベント（再稼働）と、自分のライフイベント（妊娠・出産）のタイミングの兼ね合いが気になり、心理的負担となっているなどの声もあがっている。ただそれと同時に、妊娠・出産は女性の問題ではあるものの、その後の育児については、男性の育休取得者も増えていることから、女性だけの問題ではないという指摘も各回共通で行われている状況である。

2-4. キャリアビジョンをめぐる悩み

そして3回の意見交換会を通じて、もっとも切実な問いかけは「会社は、上司は、私たち技術系女性社員のキャリアをどのように考えているのか？」という今後仕事をしていく上でのヴィジョンに直結するものであった。特に運転員については「SA 対応要員になれない」という制限があることから、結果として当直長への道は閉ざされており、いくら運転の現場で研鑽を積んでも、その先のキャリアが全く描けないという強い不満の声が、各回において提起されている。

それと同時に、「SA 対応要員になることができないにもかかわらず、訓練に参加することの意味はあるのか（他の人が訓練経験を積んだ方が良いのではないか）」という疑問の声や、「こんなに教育にもお金をかけてもらって結局、当直に残らない（残れない）」ことに対する引け目のような気持ち、「当直に入りたくて入社したのに、当直長になれないということを受け入れつつ、モチベーションを維持するのは難しい」などの意見も寄せられている。また、すでに再稼働したプラントでは既に女性が三交替から外されているという現状も共有され、この問題の根深さが浮き彫りになっている。この問題は、体力や生理痛、妊娠・出産などのように技術系女性社員の抱える悩みや課題としてすぐに想起されにくい。法令規則の課題もあり、すぐに解決可能なものではないが、具体的な改善の道筋にむけた検討が最も重要なテーマであるとも言える。

3. 終わりにかえて

さまざまな課題を述べてきたが、毎回の意見交換会において最終的には「これらは技術系女性社員だけの課題なのか？」と、技術系女性社員が自ら問い直す姿が確認されている。また、男女問わず運転員としてのキャリア形成に迷いがある人もいる。意見交換会の企画も、女性のキャリア形成についての議論と同時に、若手が男女関係なくキャリアについて考え、今後の原子力発電所での働き方をフラットに話し合う機会を作ることが重要ではないかという意見も出されており、新しい展開を考えている状況である。

当日はこれらの課題と展望について、フロアとのディスカッションを行う予定である。

*Ekou YAGI¹, *Tomoki OHASHI² and Makoto TAKAHASHI³

¹Osaka Univ., ²Miyagi Gakuin Women's Univ., ³Tohoku Univ.

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

Challenges and Solutions Regarding Female Operators at Nuclear Power Plants

*八木 絵香¹, *大橋 智樹², 高橋 信³¹大阪大学, ²宮城学院女子大学, ³東北大学

1. はじめに

一般社団法人原子力安全推進協会（JANSI）では、福島第一原子力発電所事故以降、運転責任者および中堅クラス運転員の意見交換会を継続して開催している。この意見交換会は、福島第一原子力発電所の事故対応の経験を共有すると同時に、日常的にはコミュニケーションをとる機会がない運転員同士が、具体的な課題を共有すると同時に、知識の習得やモチベーション向上に寄与する機能を担っている。

一方で、原子力発電所に勤務する女性運転員・技術系女性社員（以下、技術系女性社員¹）については、その人数はある程度は増えてきているものの、男性社員と比較すると圧倒的に数が少ない。また上記のようなコミュニケーションの機会もないことから、組織を超えたネットワークを作りづらい状況にある。以上の背景から JANSI では、2022 年度から 3 回にわたり、技術系女性社員のネットワーク構築を目的とした意見交換会を実施してきた。登壇者である八木と大橋は、上記の運転員および技術系女性社員の意見交換会の企画・運営に携わってきた。本セッションではそれらの意見交換で得られた知見の共有し、技術系女性社員含めた原子力発電所の職場環境の改善について議論を行う。

2. 原子力発電所女性運転員意見交換会の概要

2-1. 実施までの経緯

意見交換会の実施に先立ち、JANSI 関係者および登壇者ら、加えて女性運転員の社内コミュニケーションの先進事例がある泊原子力発電所の女性運転員と共に、浜岡原子力発電所を訪問し、インタビュー調査を実施した。インタビュー調査は JANSI 社員および大橋が女性運転員の上司 3 名を、八木が浜岡発電所女性運転員 4 名を担当した。そこではさまざまな課題が浮き彫りとなった。それと同時に、女性運転員の中には、大変さはある中でも、運転員を志したい、現場の最前線にいたいという気持ちが強いケースも認められた。

以上のような状況から、全国大で女性運転員同士が率直に悩みを共有し、また組織を超えた対処策の事例を共有することは重要ではないかとの考えから、意見交換会の本格実施に至った。

2-2. 意見交換会の実施概要

これまでに合計 3 回（初回はトライアル）の意見交換会を実施している。2022 年度は東京での半日開催、2023 年度からは意見交換会と発電所見学という 2 日間のスケジュールで実施している。

2022 年度～2023 年度の実施概要

| 年度 | 実施日 | 開催場所 | 見学 | 参加者 |
|---------|---------------------|------------|------------|-------|
| 2022 年度 | 2023 年 2 月 20 日 | JANSI 会議室* | — | 30 名* |
| 2023 年度 | 2024 年 3 月 14～15 日 | いわき産業創造館 | 福島第一原子力発電所 | 25 名 |
| 2024 年度 | 2024 年 12 月 17～18 日 | 東北電力本店 | 女川原子力発電所 | 34 名 |

*うちオンライン参加者 3 名

3. 共有された知見

3-1. 設備をめぐる課題

設備をめぐる課題には、女性トイレの不足、管理区域への入退出方法の不便さ、女性用仮眠室の未配備などさまざまなものがある。これらに対する反応は「とても配慮されている」「困りごとがあるとすぐに対応し

¹ 企画当初は、女性運転員を対象として実施することを構想していたが、実際には各発電所に現役で勤務する女性運転員の数は極めて少なく、運転経験者を含む技術系女性社員を対象に実施している。

ていただける」「差別は感じない」という感謝の声があがる一方で、組織への強い不満をもつ技術系女性社員もおり、組織（発電所）による違いが大きいことが浮き彫りになった課題であった。

2-2. 握力や腕力、体力をめぐる悩み

また、握力や腕力、体力をめぐる悩みも数多く共有されている。「握力・腕力が足りずに、バルブの開閉に難がある」「高い位置に手が届かない」などはその代表例である。それと同時に、これらの課題についてはさまざまな工夫を凝らして対処しているケースもあり、それらのアイデアが意見交換会で共有された。握力や腕力についての課題は、他社事例を参照して変更可能な余地がある部分も少なくなく、「先輩への感謝と、後輩たちのためにも、変えることが可能なところから変えられるように働きかけていきたい」などの意見も出されており、本意見交換会のようなネットワークが功を奏しやすいテーマであると言える。

2-3. 生理痛・妊娠・出産をめぐる悩み

生理痛をめぐる課題については、不快感や身体の辛さについて個人差が大きい問題であり、一般論では語りにくいという留保が共通してなされている。しかしそれと同時に、2-1.設備の課題と同様に、上司に（組織に）非常に配慮してもらっていると感じる人から、「体調不良を叱責された経験から、無理して頑張るようにしている」「生理痛と言えるような雰囲気ではない」と、強く辛さを感じる人までさまざまである。

妊娠・出産については、その事例がないわけではないものの、技術職員の現場では少なく、特に当直員のロールモデルが少ないことから、若手社員の中からは不安の声があがる。責任感をもって仕事をしようとするだけで、会社のイベント（再稼働）と、自分のライフイベント（妊娠・出産）のタイミングの兼ね合いが気になり、心理的負担となっているなどの声もあがっている。ただそれと同時に、妊娠・出産は女性の問題ではあるものの、その後の育児については、男性の育休取得者も増えていることから、女性だけの問題ではないという指摘も各回共通で行われている状況である。

2-4. キャリアビジョンをめぐる悩み

そして3回の意見交換会を通じて、もっとも切実な問いかけは「会社は、上司は、私たち技術系女性社員のキャリアをどのように考えているのか？」という今後仕事をしていく上でのヴィジョンに直結するものであった。特に運転員については「SA 対応要員になれない」という制限があることから、結果として当直長への道は閉ざされており、いくら運転の現場で研鑽を積んでも、その先のキャリアが全く描けないという強い不満の声が、各回において提起されている。

それと同時に、「SA 対応要員になることができないにもかかわらず、訓練に参加することの意味はあるのか（他の人が訓練経験を積んだ方が良いのではないか）」という疑問の声や、「こんなに教育にもお金をかけてもらって結局、当直に残らない（残れない）」ことに対する引け目のような気持ち、「当直に入りたくて入社したのに、当直長になれないということを受け入れつつ、モチベーションを維持するのは難しい」などの意見も寄せられている。また、すでに再稼働したプラントでは既に女性が三交替から外されているという現状も共有され、この問題の根深さが浮き彫りになっている。この問題は、体力や生理痛、妊娠・出産などのように技術系女性社員の抱える悩みや課題としてすぐに想起されにくい。法令規則の課題もあり、すぐに解決可能なものではないが、具体的な改善の道筋にむけた検討が最も重要なテーマであるとも言える。

3. 終わりにかえて

さまざまな課題を述べてきたが、毎回の意見交換会において最終的には「これらは技術系女性社員だけの課題なのか？」と、技術系女性社員が自ら問い直す姿が確認されている。また、男女問わず運転員としてのキャリア形成に迷いがある人もいる。意見交換会の企画も、女性のキャリア形成についての議論と同時に、若手が男女関係なくキャリアについて考え、今後の原子力発電所での働き方をフラットに話し合う機会を作ることが重要ではないかという意見も出されており、新しい展開を考えている状況である。

当日はこれらの課題と展望について、フロアとのディスカッションを行う予定である。

*Ekou YAGI¹, *Tomoki OHASHI² and Makoto TAKAHASHI³

¹Osaka Univ., ²Miyagi Gakuin Women's Univ., ³Tohoku Univ.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 E会場(Zoomルーム5)

[3E_PL] 熱流動と機械学習・人工知能

座長:伊藤 啓(京大)

[3E_PL01]

説明可能なAIによる実験・シミュレーション結果の視座

*古谷 正裕¹ (1. 早大)

[3E_PL02]

人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価

*荒金 賢二¹ (1. NEL)

[3E_PL03]

安全設計・安全評価の不確かさ低減へのAI技術の活用

*宇井 淳¹ (1. 電中研)

[3E_PL04]

深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

*三輪 修一郎¹ (1. 東大)

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能

Thermal-Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

(1) 説明可能な AI による実験・シミュレーション結果の視座

(1) Perspectives on Experimental and Simulation Results with Explainable AI

*古谷 正裕¹¹早稲田大学

1. はじめに

1956年のダートマス会議においてAIの言葉が用いられた(初出は前年の提案書)。AIブームはその後、第1次、第2次、第3次と活発な研究の度に、実用上の課題が限界となり停滞した。しかしながら2022年11月30日に生成AIとしてChatGPTが公開されると、第3次AIブームは停滞することなく、第4次AIブームが到来した。今ではスマートフォンでも多数の生成AIが利用できる。爆発的な広がりを見せた理由は、自然言語で入力でき、実用的な出力を得られるためであろう。出力は文章の他に、音声や画像、動画も得られる。

2024年秋の大会でも、AIを題材にした企画セッションが並行して開催され、どちらも聴講したいと悩んだ方も多いのではないかと拝察する。AIにはクラスタリングや回帰、解探索、類似候補生成などの機能を期待して様々な研究に応用されている。著者も超音波による探傷法や、敷設した光ファイバーの散乱信号を機械学習させた漏洩検知法など保全研究にAIを活用してきた。この企画セッションはAIの熱流動への応用を対象として述べる。

2. 熱流動における機械学習を困難にする課題

AIを熱流動に応用する研究例は余り多くないようにも見受けられる。著者はこの理由を特徴量と目的関数を実装しにくいと考えている。流れは常に多次元であり、時間変化を伴う。実用的な流れを学習するためには、大規模データから特徴量を捉え学習させることが求められる。これに発熱や温度分布が加わると、さらに大規模なデータを扱うことになる。一方で、目的関数となると、抵抗係数の低減や熱伝達の向上などのスカラー値予測、又は流動様式の判定や熱伝達式の選定など分類学習では成功を収めている。一方で多くの工学課題では時空間が多次元となり、制約条件が課すなど、目的関数を導出することが困難である。

3. 熱流動則を組み込む理解しやすい機械学習

信号や画像が得られているのであれば、統一した入力に変換して深層学習するのが機械学習の事始となる。筆者も機械学習のハンズオン講習では、初回到画像や音声を深層学習させて、機械学習を身近に感じてもらうようにしている。ところが熱流動への応用となると前述の通り膨大な特徴量と複雑な目的関数の定義がハードルを高める。逆転の発想として、物理法則を組み込んだ機械学習(PiML: Physics-informed Machine Learning)の適用が考えられる。物理法則を制約条件と共にモデル化して、数値流体力学(CFD)計算結果を深層学習させる方法である。特徴量の重み付けにも熱流動則を用いれば理解しやすい。学習には時間が掛かるが、初期条件や寸法を変化させて熱流動現象を再現できることから、実写の代替としてアニメーションが製作されている。内点は精度良く表現できるが、壁面などの境界における熱流動の学習が難しいという課題がある。

4. 説明可能な機械学習による新しい観察眼

深層学習の課題は、得られるネットワークがブラックボックスとなり、解釈が難しいことである。汎化性が高い深層学習が可能になれば、説明可能な機械学習により新たな熱流動観察眼として利用することを提案する。例えば、SHAP(Shapley Additive Explanations)法では、各特徴がモデルの予測にどのように寄与しているかを定量的に示す手法である。ゲーム理論に基き、各特徴の重要性を評価できる。LIME(Local Interpretable Model-agnostic Explanation)法は、特定の入力を変更して予測不能となった場合に、その入力が予測に重要であること調べる方法である。その他にGrad CAMやShater、ELI5などの方法を事例と共に紹介し、議論する。

*Masahiro Furuya¹¹Waseda Univ.

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能

Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

(2) 人的介入を伴うような現象への AI モデルの適用と評価

(2) Application and Evaluation of AI Models for Analyzing accident events Involving Human Intervention in Nuclear Power Plants

*荒金 賢二¹¹原子力エンジニアリング

1. 緒言

運転員による操作タイミング等の変動に伴う事故進展への影響を AI により迅速に評価を行うことを目的として、安全解析コードの結果と AI 技術を連携させたデータ駆動型評価モデルの構築および解析評価を実施した。運転員による複雑な操作を有する事故事象に着目し、操作タイミング等の変動に伴う事故進展解析データに対して、CNN や Transformer といった、これまで時系列データ解析に用いられない機構を含む AI モデルの構築と評価を行った検討結果を報告する。また、産業界における実装や、実問題を対象とした研究事例・問題点等の議論を行う。

2. AI モデルによる解析および評価結果

原子力発電所における事故発生時には、事業者は国および周辺自治体に対し、事故進展状況の推定や予測を迅速に報告する必要がある。これまでも漏洩口径等の静的なデータを推定する研究はなされてきているが、実際の事故時を想定すると、運転員の操作によりプラントパラメータは動的に大きく変化することが予想される。事故情報を基にした詳細なプラント挙動解析には時間を要することもあり、迅速に解析が可能な AI モデルの構築が必要と考えられる。これに対し運転員操作を伴う事故事象として SGTR (Steam Generator Tube Rupture) を対象とし、操作タイミングの変動が事故進展に与える影響のパラメータ推定のために AI モデルを構築し評価を行った。また、AI モデルは解析ケースの追加学習が容易であることなどを考慮した構造を採用し、モデルの性能や学習効率の検証をした。

3. 結論

AI を活用した事故解析により、事故時のプラント挙動を即座に予測することが可能となることを実験的に検証した。これにより、事故対策本部において、適切な事故収束活動の指針を提供することができると考えられる。本解析においては、電気事業者の「事故時操作所則」に準拠した SGTR 事象対応の操作手順を用いた。これは、原子炉設置（変更）許可申請時における安全解析の前提となるものであり、プラントの安全性確保に不可欠な条件となる。AI による別の運転操作に関する評価結果を用いて操作の最適化を行うには、規制当局の安全審査で安全性が認められる必要がある。既存プラントへの適用には課題があるものの、安全審査の枠組みを考慮した適用可能性の検討や、新規プラントへの導入に向けた実装戦略の検討が求められる。

4. 備考

報告者を含めた関係者によるこれまでの調査検討の内容・研究成果を取りまとめたものであり、学会参加者や関連する方々から幅広くコメントを頂戴することを意図している。発表内容や意見は、報告者個人に属し、報告者が所属する組織の公式見解を示すものではない。

*Kenji Aragane¹¹NEL.

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能

Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

(3) 安全設計・安全評価の不確かさ低減への AI 技術の活用

(3) Application of AI technologies to reduce uncertainties in safety design and evaluation

宇井 淳¹¹ 電力中央研究所

1. 緒言

本稿では、原子炉施設の安全設計や安全評価の解析に関わる不確かさの定量化と低減に関わる国内外の取り組みの概要と、AI 関連技術をその不確かさの低減に活用した事例を紹介する。

2. 不確かさとその低減に関わる取組

2-1. 安全設計・安全評価、不確かさ及び最適評価コード

国内の原子炉施設は、設置許可基準規則や安全重要度分類等に適合する設計とする基本方針のもとに安全設計が行われ、安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として、安全審査指針や ECCS 性能評価指針等に基づいて安全評価が行われてきた。これらの設計や評価において、通常運転、運転時の異常な過渡変化、事故等の種々のプラント状態に対して、設計コードや安全解析コードを用いて、原子炉システムの状態やふるまいを解析し、判断基準への適合性等を確認する。また、安全評価に用いる解析コードは、不確かさを包含すると期待する保守的な解析条件やモデルに基づく評価モデル(EM)コード[1]から、最適評価(Best-Estimate, BE)コードを用いて不確かさを解析条件に取り込み結果の処理でも考慮する、不確かさを定量化した最適評価(BE Plus Uncertainty, BEPU)に、国内でも切り替わる時期を迎えている[2]。それらの解析コードの妥当性及び適用性を確認するために実験結果との比較が行われるが、実験条件及びその結果、並びに解析コードの入力条件、モデル及び解析結果にも不確かさは含まれている。

2-2. 不確かさの伝播と低減に関する取組み

設計や評価に関わる解析において、一般に「入力」→「解析コード等」→「出力(結果)」という処理が行われるが、それぞれにおいて不確かさは存在し、伝播することになる。入力から出力への向き(Forward側)に不確かさが伝播する最適評価は、米国 NRC の CSAU や BEPU などの方法論として整備されてきた。OECD/NEA では 2000 年代に、Forward 側への不確かさの伝播に関わる最適評価コードによる事故解析への適用と課題を検討する BEMUSE プロジェクトが実施された。

もう一つの動向として、結果の不確かさを低減するために、入力、モデル、解析コード等に含まれる不確かさを低減するための取組みがなされている。BEMUSE プロジェクトでは、参加機関同士の結果の不確かさが大きく、その分析は決して容易では無かったため、NEA の後継の活動の PREMIUM プロジェクト等においては、種々の不確かさを低減させていくために、まずは入力側(Inverse側)の不確かさを定量化・低減する逆問題の検討が重要と考え、取り組まれてきた。

モデルや解析コードの妥当性を確認するために実験データを利用できる場合、解析結果と比較し、モデルや入力条件を適正化して解析結果の予測性を高めることができる場合がある。解析コードには、基礎式を離散化し数値演算をする場合でも、その構成式の数よりモデルの未知数が多く残存することにより、定数や実験関連式の係数等を入力値として設定する必要がしばしば生じる。そのような入力やモデルのパラメータは、従来解析技術者が実験結果との比較や工学的判断に基づいて設定してきたが、ユーザ効果をなるべく排除して客観的にそれらのパラメータを同定するには、解析結果と実験結果の系統的な比較に基づいて、本来そのような入力やモデルパラメータがどのような値であるべきであったかを逆算する方法が検討されてきた。Inverse (Input) Uncertainty Quantification (IUQ)やデータ同化(Data Assimilation)は、Inverse 側の不確かさの定量化・低減するための入力やモデルパラメータを逆算する手段である。OECD/NEA ではその実施手順を SAPIUM

手法としてまとめている[3]。なお、SAPIUMではIUQの具体的な手段までは規定しておらず、自由度が残されている。現在、同手法の実証プロジェクト ATRIUMが進んでおり、筆者らも参加している。本稿では、このInverse側のアプローチによる不確かさ低減にAI関連技術等を活用した事例を紹介する。

3. 不確かさ低減へのAI技術の活用

3-1. 不確かさ低減手法の例

IUQやデータ同化の基本的な考え方や流れを図1に示す。

ステップ1では、サロゲートモデルの構築に用いる訓練データを生成する。基本的に統計的安全評価手法やROAAM法等と類似の計算となるが、訓練データに用いる計算結果群が、対象とする解析の対象の範囲を十分包含するように、入力の不確かさパラメータに広範なばらつきを与えて計算する点が異なる。

ステップ2では、種々の入力条件に対して、解析コードによる結果と同等の結果を予測できる代理(サロゲート)モデルを構築する。サロゲートモデルとは、多変数多次元の空間補間による応答局面を作り、その近似解を得るイメージである。原子炉システム解析コード等の代替としてごく短時間で近似解を得られる場合は、100万回といった試行が可能となるところが利点である。筆者らはそのモデル構築に深層ネットワークモデル(DNN)やデータ同化等で用いられるKrigingの方法などを利用してきた。

ステップ3では、構築したサロゲートモデルを用いて、入力パラメータ群に対する出力値と実験データの実測値を比較し、その差異が小さくなる方向に入力パラメータ群を補正してサンプリングしながら、その事後分布を求めていく。サンプリングとサロゲートモデルによる予測を繰り返すプロセスの手段は複数あるが、Metropolis-Hastings法や、Markov-Chain Monte-Carlo法などを利用して、多数の試行と予測値の導出を繰り返す、それぞれの入力パラメータの事後分布を構築することができる。

ステップ4では、各入力パラメータの事後分布の最頻値、すなわち不確かさを定量化し実測値との差異が最も小さくなると期待される値を用いることで、再び最適評価コードを用いて一回計算を行えば、その結果は、実測値に近づくことが期待される。

なお参考までに、SAPIUM手法は上記の手順が全てではなく、その前段において、妥当性確認に用いる実験データの充足性の分析(Adequacy Analysis)を行うプロセスがある。ここでは、解析結果との比較に用いる予定の個別影響試験や総合影響試験等に対して、信頼性(Fidelity)、実験の再現性、利用可能な情報量、解析側で関心のある物理現象の包含性、目的とする解析の条件範囲(Target Domain)への適合性等を判断基準として、代表性(Representativeness)と完全性(Completeness)の観点で実験データを数値化し、Validationに利用できるかどうかを評価する。熱流動の実験に関わる研究者は、実験データの評価や査定のプロセスが標準化している動向とその着眼点を把握しておく、実験方法、実験条件、計測パラメータの選定等の参考になるはずである。

3-2. 安全設計及び安全評価に関わる不確かさの低減

炉心の核熱結合解析では、熱流動側で計算する燃料集合体内のボイド率の予測は重要となる。一方、近年BWRの燃料集合体は、核的特性の向上や圧力損失増加の抑制のため、部分長燃料棒の本数の増加や集中配置により幾何形状は複雑化の傾向にあり、解析による局所のボイド率の予測が難しくなっている。安全設計のうち核設計、熱水力設計及び動特性に関わる核熱結合解析の予測性向上に向けて、エネルギーの安全性向上事業において、当所はBWRの実温実圧での燃料集合体内の空間3次元のボイド率分布を高出力X線CTにより計測して二相流データベースを構築し、コンソーシアム企業と共にボイド率の計算値の不確かさの定量化・低減を検討してきた[4]。燃料集合体内の熱流動を計算するサブチャンネル解析は、サブチャンネルと呼ぶ管路要素に燃料集合体内を分割し、鉛直方向とともに水平方向の横流れも考慮し、気液二相流を蒸気相、連続液相、及び液滴の3流体の混相流場に分離して保存式を解く。このシミュレーションの信頼性は、サブチャンネル間の流動の相互作用を、物理現象に則して予測できるモデルを備え、そのモデルパラメータを適切に設定できるかどうかにかかわらず依存する。不確かさの定量化とモデルパラメータの適正化には、上述のボイド率分布の実測値を用いた。その結果を図2に示す。この検討におけるサロゲートモデルには、予測したい多次元変数との距離の二乗(分散)に重みを掛け合わせた空間補間方法であるKriging法を用いた。いわゆるAI技術に分類される機械学習や深層学習ではないが、IUQによる不確かさ低減の手順としては、サロゲートモデルの種類が異なる以外は基本的には同等である。サブチャンネル解析コードCTFのドリフトフラックスモデル

の分布定数，ボイドドリフトモデル，乱流混合モデル等のデフォルト値では，実測値のボイド率分布を十分再現しなかったが，サロゲートモデルを利用したデータ同化によりそれらのモデルパラメータを適正化することで，部分長燃料棒によるボイド率の偏りを再現し，ボイド率分布の予測性が向上した。

続いて，安全評価に関わる適用事例を図3に示す。代表的な設計基準事故である原子炉冷却材喪失(LOCA)では，配管破断時に一次系冷却水が二相流のジェット（臨界流）として放出されるが，その流量は一次系の減圧，インベントリの減少，ECCSの作動タイミング及び炉心のヒートアップの挙動等に関わるため，重要なパラメータである。PWRのLOCAの安全評価では，破断時の臨界流の放出係数 C_D 値に複数の値を設定し，その感度を確認している。臨界流の解析に関わる入力やモデルの不確かさパラメータとして C_D 値に関する放出係数，摩擦損失係数，二相増倍率等を選定し，Marviken-CFT, Super Moby-Dick, Sozzi-Sutherland等の過去の臨界流試験を対象に原子炉システム解析コードRELAP5による多数の不確かさ解析を行い，その結果を訓練データとしてDNNを用いてサロゲートモデルを構築した。また，そのサロゲートモデルとモンテカルロ法によりIUQを行い，不確かさを定量化し，それらのパラメータを適正化することで，解析による実験の再現性が高まることを確認した[5]。なお，ATRIUMプロジェクトでは，臨界流に続いて，炉心のヒートアップ挙動，及びROSA/LSTF施設における中破断LOCAの総合試験を対象にIUQの実証に取り組んでいく。また，IUQで重要となる実験データベースは，CSNI Code Validation Matrix (CCVM)として再整理し拡充する活動が今春からOECD/NEAのWGAMA（事故の分析・管理WG）において開始される予定である。

4. 結言

安全設計や安全評価の解析に関わる不確かさの定量化と低減に関わる取組みと，AI関連技術を活用してサロゲートモデルを構築する事例を紹介した。これらのアプローチは，計算値と実測値の比較を系統的に行うことで入力やモデルパラメータの不確かさの事後分布を導出する。即ち入力の不確かさを定量化し低減させることにより，結果の不確かさを低減できる。また，サロゲートモデルから直接結果を得るのでは無く，最終的には本来の解析コードを用いて結果を導出するため，そのコードの計算能力を引き出す使い方となっており，許認可等に関わる解析などにもそのアプローチは受け入れやすいものと思料する。

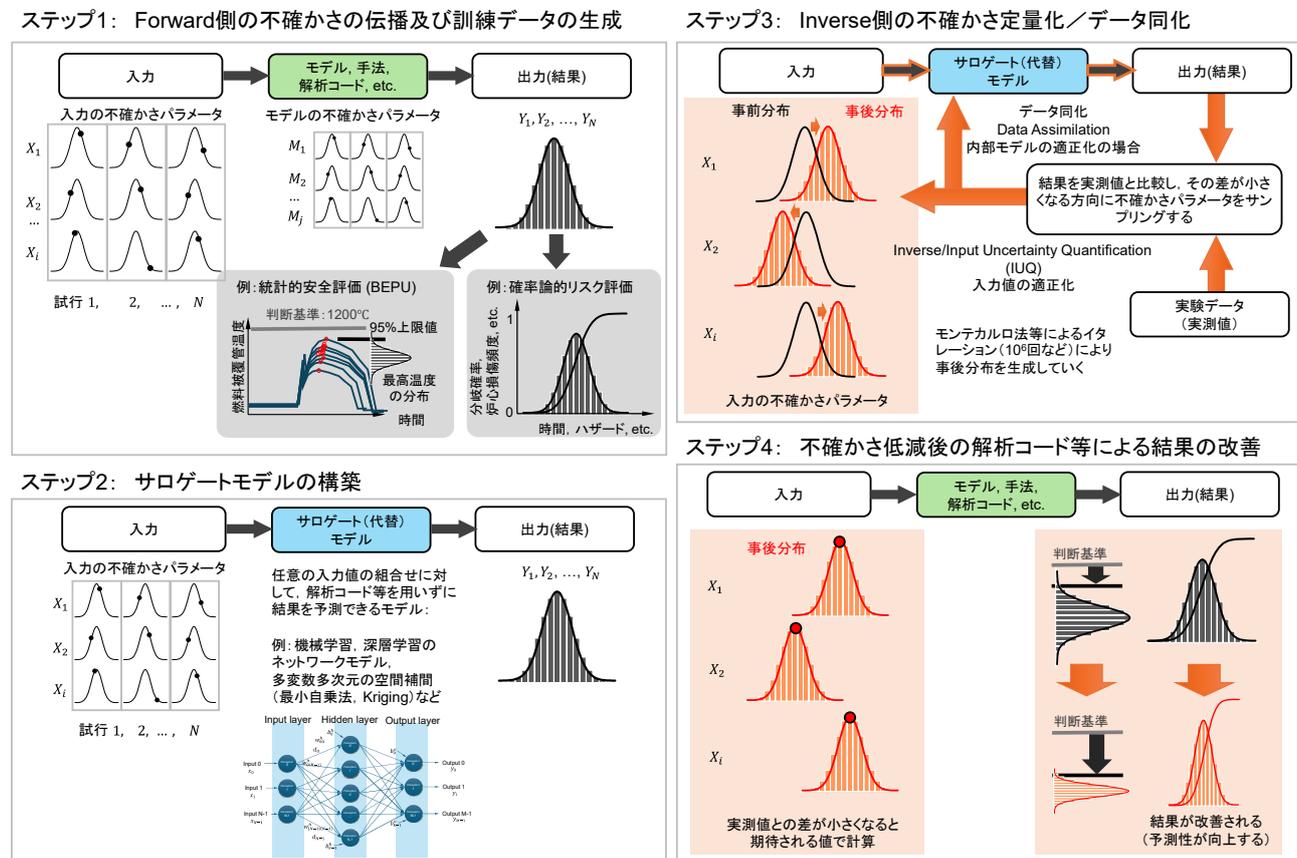


図1 SAPIUM手法やデータ同化における逆不確かさ定量化・低減(IUQ)の手順の概要

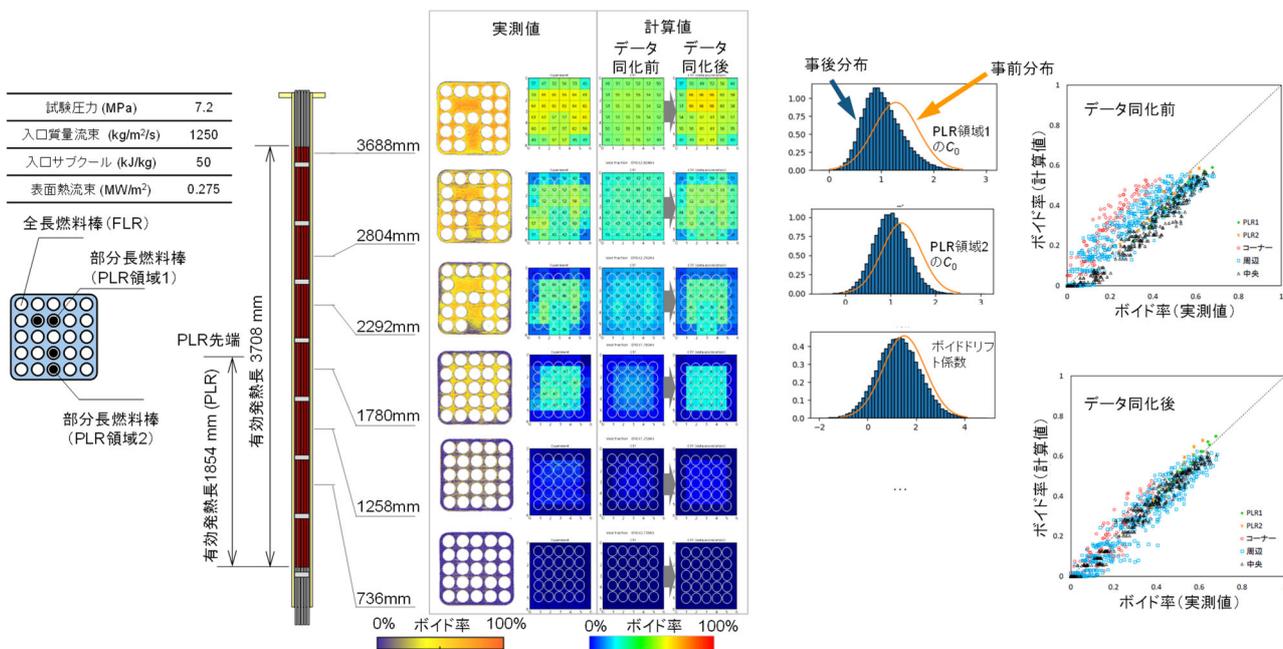


図2 データ同化によるサブチャンネル解析のボイド分布の予測性の向上

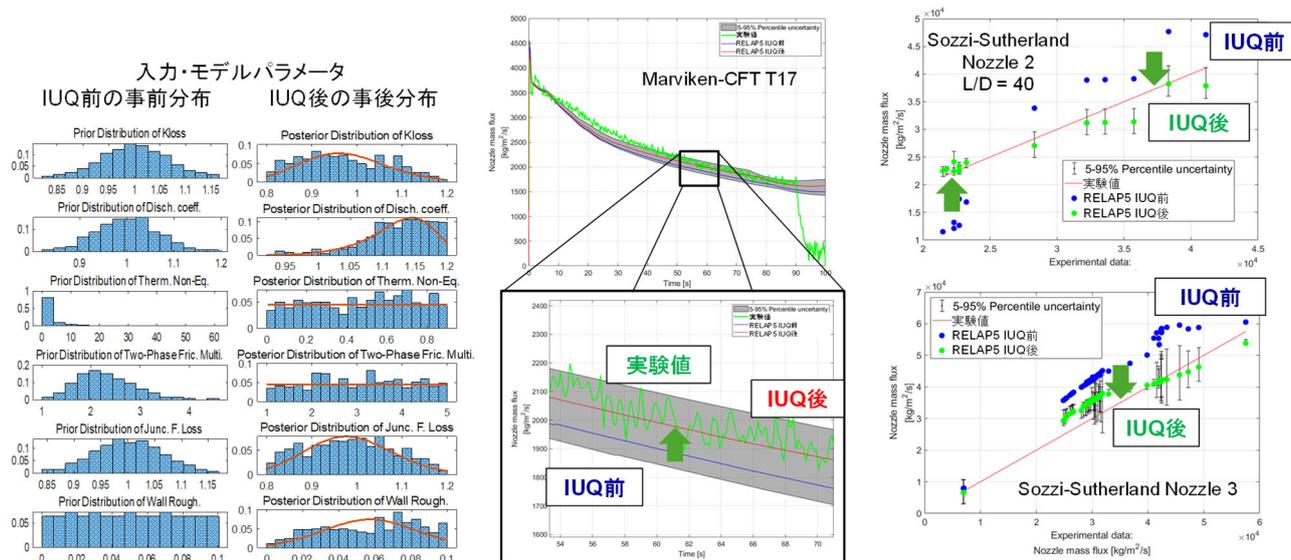


図3 IUQによるLOCA時の臨界流試験解析の再現性の向上

参考文献

- [1] U.S.NRC, Regulatory Guide 1.203 (2005)
- [2] 原子力エネルギー協議会, “10×10 燃料導入に向けた対応” (2022)
- [3] OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2020)16 (2020)
- [4] A. Ui, T. Ozaki, *et al.*, Multiphase Sci. Technol. **34**(2), 1-23 (2022)
- [5] M. Saito, A. Ui, BEPU2024, 352, Lucca (2024)

*Atsushi Ui¹

¹CRIEPI

(4) 深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

(4) Feature Extraction Using Deep Learning and Its Applications in Nuclear Thermal-hydraulics

*三輪 修一郎¹¹東京大学 原子力専攻

1. 序 論

原子力熱水力学のモデリングとシミュレーションにおける AI 駆動型フレームワークの評価と開発に関する研究成果を報告する。従来の数値シミュレーションや実験手法は、混相流や CHF 等の極限環境下での熱水力学解析において、高コスト、長期に及ぶ開発期間、構築されたモデルの適用範囲の限定性等の課題を依然として有する。これらの課題を解決する一つの手法として、本研究では深層学習による特徴量抽出をベースとしたデータ駆動型 AI (Data-Driven AI)、Physics-informed Neural Networks (PINNs)、および生成 AI (Generative AI) の 3 つの技術を統合した「AI 駆動型フレームワーク」(図 1) を提案した。

2. 原子力熱流動における AI フレームワークの検討

深層学習を軸としたデータ駆動型 AI の適用として、転移学習を用いた限界熱流束 (CHF) 予測モデル、改良型 YOLOv5 を用いた空気巻き込み現象のリアルタイム解析、および YOLOv8 を活用した凝縮気泡の検出・追跡モデルを構築し、既存の相関式との比較を行った。また、従来のデータ駆動型モデルが持つ物理的説明性の欠如という課題解決のため、単相流と二相流における PINNs の適用についても検討し、数値流体力学 (CFD) ベンチマークと比較し、限定的ではあるが高精度のシミュレーションを実現した。一方で、PINNs 特有の課題も明らかになり、多次元の流れ場への展開には更なる改良が必要であることが分かった。また、AI 駆動型フレームワークに必要な不可欠であるデータについては、既存の実験およびシミュレーションによるデータに加え、生成 AI 技術の導入を検討し、二相流画像の生成モデル (BF-GAN) を新たに構築した (図 2)。

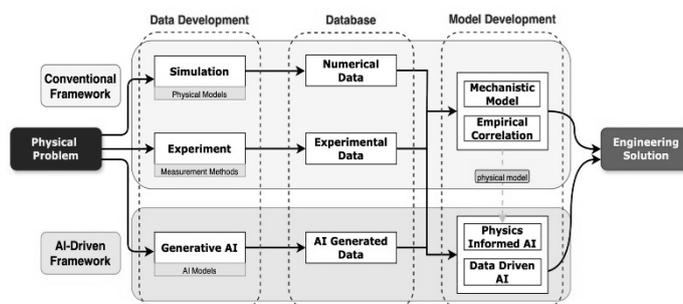


図 1 熱流動における AI 駆動型フレームワークの一例

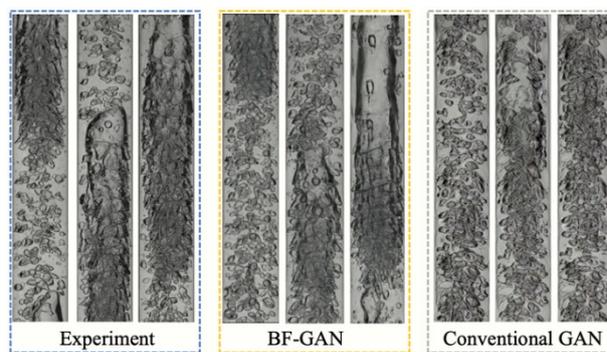


図 2 生成 AI による二相流画像と高速度カメラによる撮影画像との比較

3. 結 言

AI 技術を活用した統合的なフレームワークを熱流動諸問題へ適用するにあたり、従来手法と比較し、計算および人的コストの削減、解析の迅速化、適用範囲拡張等の可能性を有することが示された。特に、データ駆動型 AI、PINNs、生成 AI の相互補完的な活用により、混相流および熱水力学に関する問題をより効率的に解決できる可能性が示唆された。

*Shuichiro Miwa¹¹The University of Tokyo.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[3F_PL] PSAM17/ASRAM2024で得られた知見

座長:丸山 結(JAEA)

[3F_PL01]

PSAMとASRAMの歴史と概要

*白井 孝治¹ (1. 電中研)

[3F_PL02]

Plenary, Keynoteの概要

*高田 孝¹ (1. 東大)

[3F_PL03]

関西電力のRIDMの紹介

*生野 健一郎¹ (1. 関電)

[3F_PL04]

HRA Data ワークショップの概要

*桐本 順広¹ (1. 電中研)

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

(1) PSAM と ASRAM の歴史と概要

(1) A History, and Overview of PSAM and ASRAM

*白井 孝治¹¹電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会は、“原子力の科学と技術に価値をおき、原子力の利用は社会や人々にとって有用な活動である”の理念に基づき、“その活動からもたらされるリスクを理解し、管理し、共有するための研究活動を維持・発展させる”ことを目的として、2017年9月に同学会19番目の部会としてリスク部会を発足させた。当部会の活動の目的として、リスク評価、リスク管理、リスクコミュニケーション及びそれに関連するデータ類に関する研究活動の推進・発展への貢献を掲げている。

リスク部会では、定量的リスク評価に関する学際的な組織として、「PRA手法の技術基盤」、「人材育成」、「PRAの活用」に係わる3つの活動を中心に活動している。今般、「PRAの活用」に係る活動の一つとして、わが国の定量的リスク評価に関する諸機関の研究者や技術者の交流の場を提供する国際的な活動に焦点をあて、加えて福島第一原子力発電所事故（以下、1F事故）以降の我が国のPRAの研究開発、規制機関や産業界におけるリスク情報活用の実務展開に係る情報発信の活性化を促すため、当部会はIAPSAM（International Association for PSAM：国際PSA協会）と共催によるPSAM17&ASRAM2024国際会議を日本に誘致することに成功し、2024年10月に宮城県仙台市で5日間にわたり開催した。

本報では、PSAM（確率論的安全評価と管理に関する国際会議）とASRAM（リスク評価とリスクマネジメントに関するアジアシンポジウム）の歴史について概説する。また、最後に、PSAM17&ASRAM2024国際会議の開催実績に若干触れる。

2. PSAM の歴史

PSAMは、原子力安全とリスク管理を議論する国際会議であり、欧州、米国、アジアから多くの専門家や技術者が数百名単位での参加実績を有し、原子力分野に限らず、化学、建築、航空宇宙、船舶、海洋、金融、医療の分野の発表も含まれる。表1と図1に、PSAMの開催実績と開催地を示す。PSAMは実に30年以上の歴史を有し、欧州地区・米国・アジア地区において隔年開催されている。第18回のPSAMは、米国東海岸での開催が予定されている。

第1回PSAMは、George Apostolakis氏（当時：カリフォルニア大学ロサンゼルス校教授、現在：電力中央研究所 原子力リスク研究センター所長）の尽力により、1991年2月に米国カリフォルニア州ビバリーヒルズで開催され、2024年までに17回を数える。PSAM国際会議の運営は、IAPSAM（国際PSA協会と呼ばれるカリフォルニア州の非営利団体）が行っており、欧州・米国・南米・アジアから理事が参画し、現在の日本代表理事は理事会委員長を兼任して筆者がつとめている。

アジア地域では、2000年に大阪でPSAM5が開催されて以降、8年毎に開催されており、2008年に中国（香港）でPSAM9、2016年に韓国（ソウル）でPSAM13が開催された。また、2013年に1F事故の教訓をトピックスに東京でPSAM2013 Topicalが開催され、PSAM史上、初めてテーマを絞った国際会議となった。

Apostolakis氏はPSAMの設立において、“*The objective of these conferences is to promote rational decision making to assure safety and reliability and to optimize the use of resources for complex systems. This is to be achieved through the use of risk assessment and management methods*”と述べており、30年以上前から現在我が国の原子力産業界で実装が進められているRIDM（リスク情報を活用した意思決定）への取組みの重要性を予見していたこと

は極めて注目に値する。また、Apostolakis氏は、ペロポネソス戦争の戦記より、アテネの高名な政治家ペリクレスの葬送の辞（紀元前430年頃）”Athenians are capable at the same time of taking risks and of estimating them beforehand.”を引用し、古代から国レベルでリスクの重要性が認識されていることを指摘し、現代の原子力産業界がリスク活用の活動に注力することは必然的と述べている。

表1 PSAM 開催実績（網掛け：アジア地区開催）

| 開催名称と開催年 | 開催地 | |
|-------------------|-------------------|-----------------|
| 第1回 PSAM1 | 1991年2月4～7日 | ビバリーヒルズ（米国） |
| 第2回 PSAM2 | 1994年3月20～25日 | サンディエゴ（米国） |
| 第3回 PSAM3 | 1996年6月24～28日 | クレタ（ギリシャ） |
| 第4回 PSAM4 | 1998年9月13～18日 | ニューヨーク（米国） |
| 第5回 PSAM5 | 2000年11月27日～12月1日 | 大阪（日本） |
| 第6回 PSAM6 | 2002年6月23～28日 | プエルトリコ（米国） |
| 第7回 PSAM7 | 2004年6月14～18日 | ベルリン（ドイツ） |
| 第8回 PSAM8 | 2006年5月14～18日 | ニューオーリンズ（米国） |
| 第9回 PSAM9 | 2008年5月18～23日 | 香港（中国） |
| 第10回 PSAM10 | 2010年6月7～11日 | シアトル（米国） |
| 第11回 PSAM11 | 2012年6月25～29日 | ヘルシンキ（フィンランド） |
| PSAM 2013 Topical | 2013年4月15～17日 | 東京（日本） |
| 第12回 PSAM12 | 2014年6月22～27日 | ホノルル（米国） |
| 第13回 PSAM13 | 2016年10月2～7日 | ソウル（韓国） |
| PSAM 2017 Topical | 2017年6月7～9日 | ミュンヘン（ドイツ） |
| 第14回 PSAM14 | 2018年9月16～21日 | ロスアンゼルス（米国） |
| PSAM 2019 Topical | 2019年12月2～3日 | ストックホルム（スウェーデン） |
| 第15回 PSAM15 | 2020年11月21～26日 | WEB（イタリア） |
| 第16回 PSAM16 | 2022年6月26～7月1日 | ホノルル（米国） |
| PSAM 2023 Topical | 2023年10月23～25日 | WEB（米国） |
| 第17回 PSAM17 | 2024年10月7～11日 | 仙台（日本） |



(開催地の分布)



(第1回米国開催の様子：アポストラキス氏の挨拶とユニバーサルスタジオでの夕食会)

図1 PSAMの開催地

3. ASRSAMの歴史

ASRAMは、1992年に韓国（ソウル）で開催された日韓PSAワークショップを母体として始まり、2016年に日本・中国・韓国の3か国がASRAM運営委員会を組織し、活動が開始された。PSAMと同様に、PRAに

2025年春の年会

係る研究者や利用者、規制担当者等が参加し、PRAの研究開発やリスクマネジメントに関する経験の発表を通じて、意見交換、研究交流、及び情報発信を行い、国際的な現状の認識及び合意形成を図ることを目的としたものである。

表2に、ASRAMの開催実績を示す。開催数は2024年度までに10回を数え、PRA手法、リスク情報活用、HRA、PRAの規格等のトピックスを中心に、東南アジア、米国、欧州も含め、100名程度の参加実績がある。次回のASRAM2025は、東南アジア地区（図2参照、開催地：タイ、2025年8月）で初めての開催が予定されており、アジアにおいて今後PRAがさらに発展し、その応用が図られていくための良い契機とするためにも、多数の参加者の出席が期待されているところである。

表2 ASRAM開催実績

| 開催名称と開催年 | | 開催地 |
|-----------------------------|--------------------------|----------------|
| ASRAM 2016 | 2016年10月7日 | ソウル（韓国） |
| ASRAM2017 | 2017年11月13～15日 | 横浜（日本） |
| ASRAM2018 | 2018年10月10～12日 | 厦門（中国） |
| ASRAM 2019 | 2019年9月30日～10月2日 | 慶州（韓国） |
| ASRAM 2020 | 2020年11月30日～12月2日 | WEB（日本） |
| ASRAM 2021 | 2021年10月24～27日 | WEB（中国） |
| ASRAM 2022 | 2022年11月30日～12月2日 | ソウル（韓国） |
| ASRAM2023 | 2023年12月4～6日 | 香港（中国） |
| PSAM17&ARSAM2024 | 2024年10月7～11日 | 仙台（日本） |
| ASRAM2025 | 2025年8月27日～29日（予定） | パタヤ（タイ） |



図2 ASRAM2025の開催地

4. PSAM17&ASRAM2024の概要

PSAM17&ASRAM2024は、仙台国際センター（仙台市青葉区青葉山）展示棟において、2024年10月7日（月）～10月11日（金）に開催された。主催はIAPSAMとPSAM17&ASRAM2024組織委員会（組織委員長：山口NUMO理事長）であり、共催は一般社団法人日本原子力学会、中国原子力学会、韓国原子力学会である。登録参加者数：385名（国内：166名、海外：219名）であり登録参加国は29か国であった。応募論文数約240件のうち、アジア地区から約60%、欧州地区から約25%、米国やカナダ等から約15%であり、日本開催ということもあり、アジア地区から多数の論文投稿と発表があった。

また、IAPSAMからアポストラキス賞1件、PSAM17&ASRAM2024技術プログラム委員会（TPC）より学生ポスターセッション優秀発表賞3件が選考の上、表彰された。なお、本会議のトピックスについては、本企画セッションの予稿第2報（Plenary, Keynoteの概要）やリスク部会のホームページ²⁾を参照されたい。

5. おわりに

PSAM と ASRAM の歴史に加え、2024 年 10 月に日本で開催された PSAM17&ASRAM2024 の会議開催の概要を紹介した。リスク部会で活躍されている専門家の範囲としては、リスク研究者や実務者、それを志す若い世代の方々、更には異なる専門分野の研究者や人文・社会系の専門家であり、リスクの視点の重要性を認識する広範な方々であろう。これら専門家の方々のたゆまぬリスク部会への貢献のおかげで、リスク情報の活用が原子力の安全文化に多くの価値をもたらし、社会実装に向けた流れを着実に後押ししている状況にあると思われる。一方、リスクには不確かさという特性があり、“ゼロリスク”を実現し保証することは困難であり、社会や人々の有用な活動にあたっては、“なお残るリスク”を理解し、それに適切かつ適時に対処していく必要がある。

リスク部会の皆様には、リスク部会の活動方針である国際会議への参画を通じ、“リスク”という言語に基づくコミュニケーションの更なる醸成に向けた当部会としての活動を活性化する役割をお願いしたい。

謝辞

PSAM17&ASRAM2024 現地実行委員会 (LOC) や技術プログラム委員会 (TPC) ならびに関係者の方々におかれましては、IAPSAM との共催において多大なご協力を頂きました。謹んでここに謝意を表します。

参考文献

- 1) 牟田 仁, “リスク部会の設立とその意義について”, 日本原子力学会誌, Vol.61, No.4 (2019)
- 2) 日本原子力学会リスク部会ホームページ (<https://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/index.html>), ニュースレター第 7 号 (PSAM17&ASRAM2024 特集), 2025 年 2 月

*SHIRAI Koji¹

¹Nuclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

(2) Plenary, Keynote の概要

(2) Overview of Plenaries and Keynotes

*高田 孝¹¹ 東京大学

1. はじめに

2024年10月7日から11日に、仙台国際会議場で開かれたPSAM17&ASRAM2024国際会議では、2件のPlenary lecture および、8件のKeynote lecture が行われた。本報では、それらの概要[1]について示す。

2. Plenary lecture

2-1. The Evolution of the Use of PRA and Risk-informed Decision-making in Japan

(George Apostolakis 氏, 電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)所長)

講演では、日本では確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA) が十分に活用されてこなかったことを指摘し、規制当局及び産業界が長年にわたりリスク情報を活用した意思決定 (Risk-Informed Decision-Making: RIDM) と対照的な決定論的な規制遵守 (regulatory-compliance) に依存してきた背景が説明された。

2018年に産業界がリスク情報活用の実現に向けた戦略・行動計画を策定し、2020年に原子力規制委員会が原子炉監視プロセス (Reactor Oversight Process: ROP) を採用したことは、RIDM への移行に向けた重要な一歩である。また、安全目標は”How safe is safe enough?” という問いへの答えに貢献するものであり、RIDM に不可欠な要素である。さらに、日本のPRAの品質向上に向けて、米国機械学会/米国原子力学会 (ASME/ANS) 標準や米国原子力エネルギー協会 (NEI) のPRAレビュープロセスに基づく国際的な専門家によるレビューが行われたこと、そして、NRRCの火災PRAの結果として1E-5/炉年の炉心損傷頻度が公表されたことは、日本における1E-6/炉年に固執する「文化」に対して挑戦するものであり、RIDMの進展における成果であることが強調された。

2-2. Risk and Reliability Research at Idaho National Laboratory

(Svetlana Lawrence 氏, 米国アイダホ国立研究所(INL))

米国エネルギー省 (DOE) の支援を受けた軽水炉持続可能性プログラム (Light Water Reactor Sustainability Program: LWRS) の一環として、INLが実施しているリスク情報を活用したシステム解析 (Risk-Informed System Analysis: RISA) について紹介がなされた。RISAの主な目的は、安全裕度の最適化と不確かさの低減により、高い安全性を維持しつつ原子力発電所の経済性とパフォーマンスの向上を図ることである。

特に、出力向上には事故耐性燃料 (Accident Tolerant Fuel: ATF) が重要な役割を果たすことが強調された。さらに、革新炉に対するリスク評価の取り組みとして、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの規制への支援や、原子力発電所に併設される水素製造施設などの産業プロセスのリスク評価の取り組みが紹介された。質疑応答では、ATFの導入が原子力プラントのリスクプロファイルに与える影響について議論され、ATFによってプラントの事故耐性が向上すると期待されており、それを定量的に評価するためにINLでは大規模な実験が開始されたことが説明された。

3. Keynote lecture

3-1. On Becoming Risk-Informed: Lessons Learned from the Past, Present, and (Hopeful) Future of Risk-Informed Applications (Fernando Ferrante 氏, 米国電力研究所(EPRI))

RIDMにおいて確率論的リスク/安全評価 (PRA/PSA) が本質的な要素の一つであること、またこれまで

*Takashi Takata¹¹The Univ. of Tokyo

の意思決定事例からの教訓、成功／阻害要因や人材育成、組織文化的側面などのソフト面に関する考察について紹介があった。また EPRI で実施した火災リスク評価に関する公開議論について例示するとともに、その有効性や課題について会場からの質問も含め議論された。

3-2. The role of risk communication in risk governance

(竹田 宜人氏, 北海道大学)

リスクコミュニケーションの定義や必要な理由、リスク評価やリスク認知の考え方について紹介したのち、実際のリスクコミュニケーションの例に北海道における放射性廃棄物最終処分施設に関する対話例が紹介された。リスクコミュニケーションは、関係者が健康、安全、環境に関するリスクについて、情報に基づく独立した判断 (informed judgement) をするために必要な情報を提供することを意図したコミュニケーションであり、人々を説得することは含まれていないことが強調された。

3-3. AI in Nuclear Safety: Lessons from the Past, Insights for the Future

(Joon-Eon YANG 氏, 韓国原子力研究所(KAERI))

現在加速度的に研究が行われている、AI や大規模言語モデル (ChatGPT 等の生成 AI) の原子力分野への適用や、1980 年代の AI ブームとその終焉について紹介があった。特に過去の AI ブームに関し、その特徴や問題点、そこから得られる教訓の現在行われている AI 関連研究への反映についての考察が紹介され、想定される課題や AI 技術利用に関するセキュリティに対する留意点について意見交換が行われた。

3-4. Engaging Communities in Measuring and Assessing Individual Radiation Exposure: Insights from Post-Fukushima Daiichi Nuclear Disaster (内藤 航氏, 産業技術総合研究所(AIST)安全科学研究部門)

東日本大震災による福島第一原子力発電所事故に関連して実施した住民被ばくに関する調査研究について報告があった。研究内容としては大きく 3 つのテーマがあり、除染オプションの費用便益分析、住民の外部被ばく量の測定、評価とコミュニケーション、放射線リスクに対する住民の理解に向けた研究である。その中で個人被ばく量の評価については、産総研という研究組織を活かして D-shuttle と呼ばれる個人線量計を開発し、GPS データと航空機モニタリング結果と比較することで時間ごとの被ばく量を推定することができた。この結果、多くの住民に対してモニタリングによる空間線量よりも実際の外部被ばく量が低いことが示され、住民の安心や被ばくに対する理解に結びついた。一方で、被ばく量が予想よりも大きかった場合などは、不安に結びつくという負の一面もあったことも紹介された。

3-5. Overview of Onagawa Nuclear Power Station's Response to the Great East Japan Earthquake and Implementation of Safety Improvement Measures (松永 哲哉氏, 東北電力)

東北電力の女川原子力発電所 2 号機は、日本の新規制基準に合格した BWR プラントであり、11 月に再稼働することを目指していることが報告された (追記: 10 月 30 日に再稼働)。この発電所は、日本三景のひとつである松島近くの牡鹿半島に位置する。この太平洋に突き出た半島は、2011 年に発生した大地震と巨大津波を経験したが、女川発電所では、津波の痕跡に基づく敷地の高さの決定や基準地震動の見直しに基づく耐震補強工事など、事前にリスクに基づいた対策を実施しており、危機的な状況に陥ることを回避することができた。

講演では、女川 2 号機におけるリスク情報を活用した対策の実例や、2011 年の巨大地震と津波の痕跡、さらに日本の新規制基準に基づく安全対策が紹介された。震災以前の安全対策では、想定津波高さを 14.9m と設定し、PRA の知見に基づいて RSW ポンプ及びバルブの冗長化を図るとともに、海水熱交換器建屋のプロワアの点検頻度を 1 年に一度から 1 ヶ月に一度に変更していた。震災後には新規制基準への対応が行われ、現在は再稼働に向けた準備が進められている。また、冗長性の向上と深層防護の観点から整理された対策設備が紹介されると同時に、事故後の対応操作のトレーニングについても説明があった。

3-6. Current Status of Fukushima Daiichi Decommissioning: Issues and Perspectives

(阿部 守康氏, 東京電力ホールディングス)

本講演は FDR2024 (International Topical Workshop on Fukushima-Daiichi Decommissioning Research 2024, 10 月 10 日～13 日福島県檜葉町 J-Village にて開催) との連携として執り行われた。

福島第一原子力発電所の事故から 13 年が経過し、廃炉に向けた取り組みにおいて重要なマイルストーンが

達成された。これまでに、3号機と4号機の使用済み燃料の取り出しが完了し、汚染水の管理も大きく進展した。さらに昨年、ALPS処理水の排出が開始された。使用済み燃料プール（SFP）からの使用済み燃料の引き上げは現在進行中であり、2026年までに完了する計画である。現在の焦点はサイトにおける最も困難な課題である燃料デブリの回収に移っており、今年、この困難な取り組みが開始される。建屋を覆う大きなカバーの取り付けがSTEP1として進められており、STEP5にあたる燃料デブリの取り出しを2028年までに開始する予定である。現在、1号機のカバー取り付けが進行中で、2号機では燃料取り出し機器の取り付けが行われている。燃料デブリの所在については、1号機はほとんどがP/D内に、2号機ではRPVおよびP/D内に、3号機ではほとんどP/D内に存在すると見込んでおり、そのため、各種の燃料デブリ取り出し機器の検討及び設置が進められている。

3-7. Challenges for Risk-informed Regulation in Japan

(古金谷 敏之氏, 原子力規制庁(NRA))

NRAの発足から今日までの規制体系の整備について包括的な説明が行われ、その中で福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ制定された新規制基準の基本的な考え方が紹介された。続いてリスク情報を活用した規制活動の一例として、2020年4月より開始した新検査制度の概要が示され、電気盤火災に関する具体的な活用事例も紹介された。最後にステークホルダー間でリスク情報を効果的に活用するための提言として以下の3点が示された。

- ・ 良好なリスクコミュニケーションの醸成
- ・ ステップバイステップアプローチによるPRA（OLM、LCO、AOT等）の導入
- ・ 強いリーダーシップによるトップダウン的なリスク情報管理の強化

3-8. Exploring Appropriate Risk Metrics for Advanced Nuclear Energy System

(Jiejuan Tong 氏, 中国 Tsinghua University)

中国におけるリスク情報活用の変遷や現状認識が紹介され、さらに軽水炉以外の革新的な原子力エネルギーシステム（以下、新型炉）の開発計画も示された。特に、2022年以降、新型炉のPRA技術開発は急速に進展しており、事故データや機器故障率のデータベースの拡充やピアレビューの推進、全てのハザード・運転モード・PRAレベルを含む統合的PRAのパイロットスタディが進められている。その結果、新型炉のPRAにおいては最適化が進み、従来のリスク指標（CDFやLRF）はかなり低いレベルに達している。しかし、これらリスク指標の変動に基づく意思決定に実効性がなくなることが懸念されている。こうした背景から、中国では新型炉に適した新しいリスク指標の策定活動に注力しており、例えば「100万年で50mSvを超えない」といったリスク指標とその許容レベルの検討状況が紹介された。

4. おわりに

2024年10月に日本（宮城県仙台市）で開催されたPSAM17&ASRAM2024でのPlenary/Keynote lectureの概要を紹介した。原子力施設の安全性向上において、確率論的リスク評価（PRA）を代表とするリスク評価手法の高度化、評価結果から得られる定性的、定量的情報の活用が果たす役割は重要である。今後も国際的な最新知見や動向も踏まえ、本分野の更なる発展と安全性への貢献を期待したい。

謝辞

各講演の概要のとりまとめにあたり、PSAM17&ASRAM2024現地実行委員会（LOC）、技術プログラム委員会（TPC）ならびに関係者の方々に多大なご協力を頂いた。謹んでここに謝意を表す。

参考文献

- [1] 日本原子力学会リスク部会ホームページ (<https://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/index.html>) , ニュースレター第7号 (PSAM17&ASRAM2024特集) , 2025年2月

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

(3) 関西電力の RIDM の紹介

(3) Introduction of RIDM initiatives in KEPCO

*生野 健一郎¹, 沼田 健¹, 乾 智彦¹¹関西電力株式会社

1. 要旨

原子力事業者は、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故後の教訓や海外の知見を踏まえ、大幅に強化された新規規制基準への適合はもとより、規制の枠組みにとどまらない安全性向上の取組みを推進している。

安全性向上の取組みを効果的に推進するためには、各原子力発電所の特性に応じた確率論的リスク評価（PRA）が有効であり、これにより定量化された安全対策の効果等のリスク情報を活用した意思決定（Risk-Informed Decision-Making: RIDM）を発電所のリスクマネジメントに取り入れてきた¹⁾。

さらに当社では、リスク情報活用が場当たりの対応にならないよう、体系的な仕組みに基づき、組織全体として推進していく方針としており、自主的に定めた性能目標という“共通のものさし”をベースとして、保守や運転等、現場第一線での業務に活用できるマニュアルやチェックシートを整備するとともに、規制に関わらない範囲から、リスク情報活用の実績を蓄積しているところである。

ここでは、当社の RIDM の過去事例として、2020 年に大飯発電所 3 号機で実施した海水ポンプ（予備機）の定期検査に先立つ先行隔離工事について紹介する。

2. 原子力発電所における PRA の活用について

現在の発電所の運営の課題の 1 つに、検査対象機器の増大による、定期検査期間中の現場での作業輻輳に伴う工事の品質低下の懸念がある。この解決策として、オンラインメンテナンスによる作業の平準化が挙げられるが、オンラインメンテナンス実施可能な機器は限定的である。これは保安規定の運転上の制限の対象である安全上重要な機器の状態を計画的に運転上の制限外に移行することが、予防保全を目的とした場合を除き、現在の規制上認められていないためである。

この規制は日本の事業者が、今後、米国のように RIDM の適用範囲を拡大して安全性を能動的に高めていく上でも課題となっている。保安規定対象機器のオンラインメンテナンスを実現するためには、事業者がリスク情報を活用して保安規定対象機器以外でのオンラインメンテナンスの実績を積み、安全を担保しつつオンラインメンテナンスを実施できることを継続的に示していくことが必要である。

その事例として大飯発電所 3 号機で実施した予備の海水ポンプの定期検査前先行隔離を伴う工事において、リスク情報を活用し補償措置の選択や工事の実施可否の判断を行った事例を示す。

3. 原子力発電所におけるリスク情報活用の事例

3.1. 大飯発電所の海水系統および海水ポンプの運用および工事の概要について

大飯発電所 3 号機の海水ポンプ（以下 SWP）は A、B、C の 3 台を設置している。プラント運転中は、1 台が運転し、2 台は待機状態にある。通常の運用では A-SWP または B-SWP により海水系統（以下 SWS）の A トレンに、B-SWP または C-SWP により SWS の B トレンに海水を供給している。通常運転時に使用していない側のトレンは、止め弁が閉止されており、事故等により、通常運転時に使用している側のトレンが機能喪失した場合、止め弁を手動で開き、使用していない側のトレンに海水を供給する必要がある。

2020 年に大飯発電所 3 号機の海水ポンプ室に設置しているロータリースクリーンとレーキ付きバースクリーンを一体化（単機化）する工事を計画した。本工事の改造概要を図 1 に示す。本工事では下流にある海

水ポンプの隔離が必要であるが、定検時に実施した場合、作業輻輳による工事の品質低下が懸念されたため、B-SWP を定検前に隔離して作業を実施することを計画した。工事中の海水系統の状態概要について図 2 に示す。

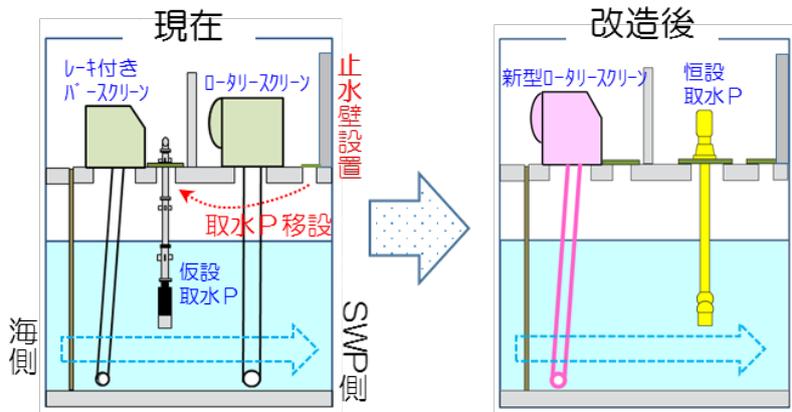


図1 工事概要

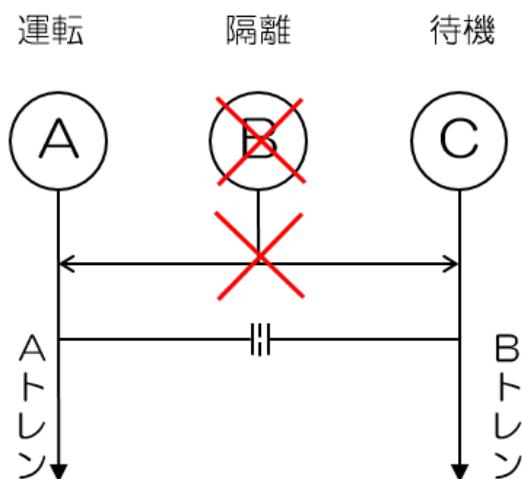


図2 工事实施中の海水系統

3. 2. SWP 先行隔離時のリスク評価結果

SWPは安全系補機の重要なサポート系機器であり、1台を隔離することにより、待機中のSWPが1台のみとなるためプラントリスクに与える影響があると判断し、工事期間中のリスク評価を実施した。

大飯3号機のB-SWPの隔離なし（ベースケース）と隔離ありの場合でPRAを実施した結果を表 1 に示す。工事日数を50日と想定し、リスクの増分を算出した。表1に示す通り、起因事象「原子炉補機冷却海水系の全喪失」の発生頻度が増加することの影響が支配的であった。

表1 SWP隔離中のリスク評価結果

| | | ① ベース /炉年 | ② SWP隔離時 /炉年 | ②-① 増分 /50 day |
|-------------|----------------|-----------------|--------------------|----------------------|
| 起因事象別炉心損傷頻度 | 全炉心損傷頻度 | 2.09E-06 | 3.72E-06 | 2.22E-07 |
| | 原子炉補機冷却海水系の全喪失 | 3.49E-07 | 1.92E-06 | 2.15E-07 |
| 起因事象発生頻度 | 原子炉補機冷却海水系の全喪失 | 1.18E-05 | 6.22E-05 | 6.90E-06 |

3.3. 補償措置の検討

3.3.1. 補償措置の検討対象の抽出

B-SWP 隔離時の FV 重要度上位には起因事象「原子炉補機冷却海水系の全喪失」発生頻度に関連するものが多く上がっていることから、起因事象の発生頻度を低減させる補償措置が効果的と判断して検討した。補償措置の検討対象とした基事象は、表 2 に示すとおり、Fussell-Vesely (以下 FV) 重要度上位の「機器故障」と「人的過誤」のうち、海水ポンプ切替操作に係る人的過誤 (FV の 2,8,10 位) に係る基事象である。これらの操作は、海水系統の A トレンもしくは原子炉補機冷却水系統の A トレンの故障時に、海水系統および原子炉補機冷却水系統を B トレンに切り替えるための C-SWP の起動操作および B トレンの止め弁の開操作に失敗する人的過誤である。この人的過誤確率で支配的な要素は認知失敗確率であり、補償措置としてこの認知失敗確率の低減方法を検討した。

表2 海水ポンプ切替操作に係る人的過誤

| FV 順位 | 基事象 | 認知失敗確率 | 操作失敗確率 | 人的過誤確率 |
|-------|--|---------|---------|---------|
| 2 | C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗 (A,B海水ポンプ故障時) | 6.1E-03 | 1.7E-03 | 7.9E-03 |
| 8 | C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開操作失敗 (A,B-CCWP故障・C,D-CCWP自動起動成功時) | 6.1E-03 | 1.2E-03 | 7.3E-03 |
| 10 | C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗 (CCW A トレン閉塞時) | 6.1E-03 | 1.7E-03 | 7.9E-03 |

3.3.2. 補償措置の検討

認知失敗確率は、CBDTM を用いて算出している。CBTBM は表 3 に示すように運転員が情報の利用に失敗することと運転員が手順書の利用に失敗することをそれぞれ細分化し、Pca~Pch の要素毎に Decision tree に従い、認知失敗確率を算出する手法である【2】。

補償措置の検討対象とした海水ポンプ切替操作の人的過誤 (FV の 2,8,10 位) 確率評価に係る CBDTM の特徴は、Pcf の評価結果である。Pcf の Decision tree を図 3 に示す。本操作のインタビュー項目「手順書の指示の記載が明瞭で、必要な情報がすべて含まれている」の回答が「No」であったため、Decision tree は青線を進み、認知失敗確率は(f)6.0E-3 となった。インタビューの項目の回答が「No」となった原因は海水系統の切替操作に着手するタイミングや切替手順が手順書で明確にされていないためである。したがって、補償措置としては、原子炉が出力運転中の B-海水ポンプの隔離期間中に、運転している A トレンの海水系および原子炉補機冷却系の機能が喪失する事象 (例：ポンプの継続運転失敗) が発生した場合に待機側の B トレンへの切替操作 (B トレン側海水ポンプ起動及び、B トレン側原子炉補機冷却器海水止め弁開、B トレン側原子炉補機冷却水ポンプの起動等) を実施する運転操作指示書を作成することとした。これにより、Pcf の対象である「手順書の指示の記載が明瞭で、必要な情報がすべて含まれている」が「Yes」になり、認知失敗確率が(a)neg.となる。

表3 CDBTM failure mechanisms 【2】

| High-Level Failure Mode | Designator | Description |
|--|------------------|-----------------------------------|
| Failures in the operator-information interface | p _c a | Data not available |
| | p _c b | Data not attended to |
| | p _c c | Data misread or miscommunicated |
| | p _c d | Information misleading |
| Failures in the operator-procedure interface | p _c e | Relevant step in procedure missed |
| | p _c f | Misinterpret instruction |
| | p _c g | Error in interpreting logic |
| | p _c h | Deliberate violation |

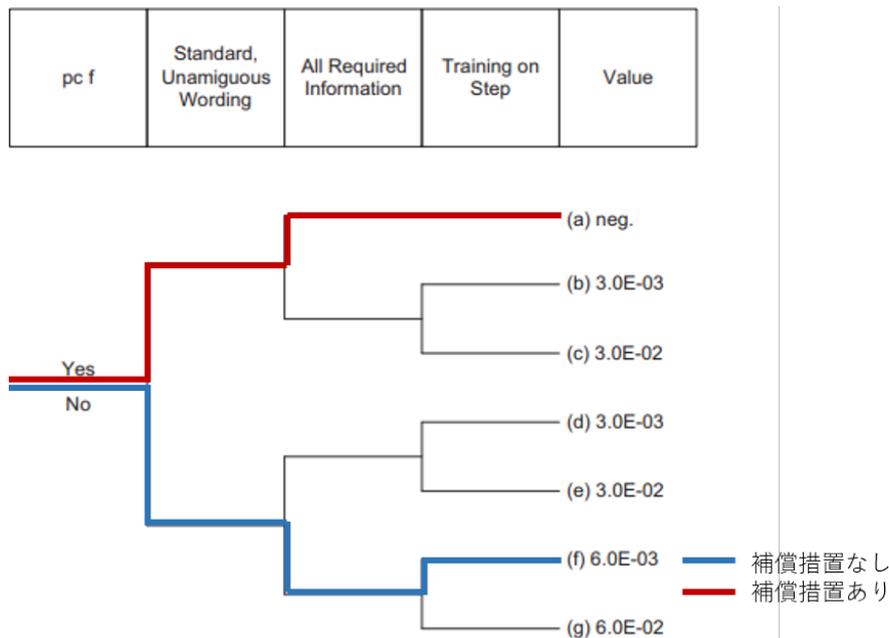


図3 Decision tree for p_cf: misinterpret instruction 【2】

3.3.3. 補償措置の効果の確認

2.3.2項で検討した補償措置の効果を確認した。補償措置を適用した場合、3つの操作の認知失敗確率が表4のとおり改善することを踏まえ、感度解析を実施した。感度解析の結果、海水ポンプの隔離期間50日では、炉心損傷頻度の増加分は3.6E-08となり、補償措置がない場合と比較すると約1/6程度となった。補償措置の採用により、炉心損傷頻度の増分が十分に低く抑えられており、補償措置の内容に問題がないことがないことを確認し、工事を実施した。

表4 補償措置適用後の人的過誤確率

| FV 順位 | 基事象 | 認知失敗 確率 | 操作失敗 確率 | 人的過誤確 率※ |
|----------|---|------------|------------|-------------|
| 2 | C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗 (A,B海水ポンプ故障時) | 1.4E-04 | 1.7E-03 | 2.0E-03 |
| 8 | C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開操作失敗 (A,B-CCWP故障・C,D-CCWP自動起動成功時) | 1.4E-04 | 1.2E-03 | 1.5E-03 |
| 10 | C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗 (CCW Aトレン閉塞時) | 1.4E-04 | 1.7E-03 | 2.0E-03 |

※保守的な値を採用

表5 補償措置実施後の感度解析結果

| 海水ポンプ隔離期間 | Δ CDF (補償措置実施後) | Δ CDF (補償措置なし) |
|-----------|------------------------|-----------------------|
| 50日 | 3.55E-08 | 2.22E-07 |

4. まとめ

当社の原子力発電所におけるリスク情報活用事例として、大飯発電所において、安全上重要な機器である海水ポンプの隔離を伴う工事が運転中に必要になった際に、PRA を活用して適切な補償措置を選定し、リスクを低く管理しながら工事を実施した事例を紹介した。

リスク情報活用の好循環の概念を図4に示す。今回紹介した事例のようなリスク情報の活用実績の蓄積により、PRA モデルに反映すべき気付きを得て、PRA を更に高度化させていくとともに、一人ひとりがRIDM の効果の実感を得て、更なる活用へつながるという好循環を形成しながら、引き続き安全性を効果的に向上させていく。

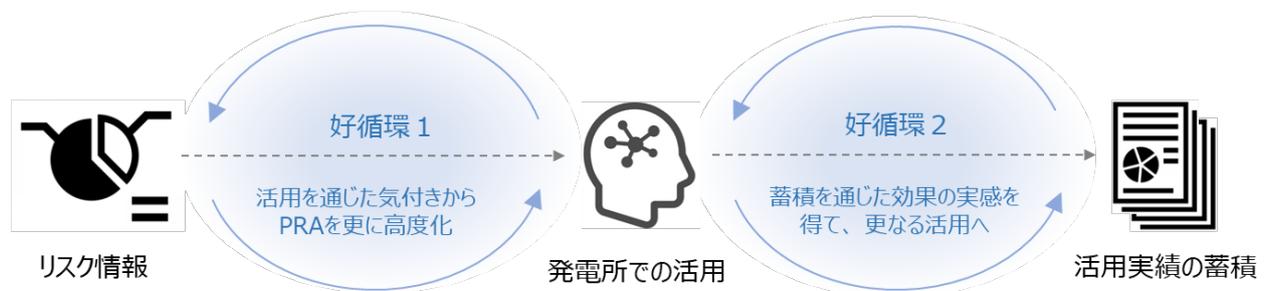


図4 リスク情報活用の好循環の概念図

5. 引用文献

- [1] 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプランの取り組み状況について」電気事業連合会,2023年12月)
- [2] EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines, Final Report, EPRI ,NRC

*Kenichiro Ikuno¹, Takeshi Numata¹ and Tomohiko Inui¹

¹ The Kansai Electric Power CO., INC.

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

(4) HRA Data ワークショップの概要

(4) Overview of HRA Data workshop

* 桐本 順広¹¹ 電中研

1. はじめに

2024年に仙台国際センターで開催されたPSAM17/ASRAM2024の前日の2024/10/6に、人間信頼性解析(HRA)に用いるデータ収集に関する知識共有の場として、米国原子力規制委員会(NRC)と韓国原子力研究所(KAERI)の共催でHRA Data Workshopが開催された。本ワークショップではHRAにおける人的過誤確率(HEP)を現実的なものとするために、訓練時の失敗データなどを集積して活用することで、HRAの高度化を目指す取り組みや国際的なHRAデータ収集の枠組みなどを議論するもので、NRCの主催で過去には2018、2019、2020の3回の開催があった。

今回のワークショップでは、12カ国25機関、36名の参加者があった。参加機関は各国の、発電会社、規制当局、研究機関、大学、コンサルティング会社等である。今回の参加機関を表1に示す。

なお、ワークショップのアーカイブ情報は、現在NRCの電子ライブラリ(ADAMS)においてaccession番号ML24302A079としてすでに公開されているので、以下のURLからご参照いただきたい。

<https://www.nrc.gov/reading-rm/adams.html>

本稿では、2024年のHRA Data Workshopの概要を述べる。



図1 HRA Data Workshop 参加者

表1 HRA Data Workshop 参加機関

| | |
|--|--|
| ARS (USA) | Kyung Hee University (Republic of Korea) |
| Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (Japan) | Massachusetts Institute of Technology (USA) |
| Chung-Ang University (Republic of Korea) | Massachusetts Institute of Technology (USA) |
| Engineering Department, CSA of Japan Co., Ltd. (Japan) | Nagaoka University of Technology (Japan) |
| European Commission, Joint Research Centre (Italy) | Nuclear Power Plant Leibstadt, AG (Switzerland) |
| FNC Technology Co., Ltd (Republic of Korea) | Nuclear Regulatory Commission (USA) |
| Future and Challenge (Republic of Korea) | Office for Nuclear Regulation (UK) |
| Harbin Engineering University (Morocco) | RiskSpectrum AB (Sweden) |
| Idaho National Laboratory (USA) | Singapore Nuclear Research and Safety Institute, National University of Singapore (Singapore) |
| IFE, Halden HTO Project (Norway) | Sofia University St Kliment Ohridski, Kozloduy NPP (Bulgaria) |
| INET, Tsinghua University (China) | TEPCO SYSTEMS (Japan) |
| Jensen Hughes (USA) | University of Maryland (USA) |
| Korea Atomic Energy Research Institute (Republic of Korea) | |

2. 背景：HRA データ収集に関する議論について

2010年のPSAM11において、Jensen HughesのJeffrey Julius氏を会長として、ヒューマンファクターとPRAの人間信頼性解析関わる技術の研究や評価手法、データ等を議論するためのHRA Societyが発足された。HRA Societyの目的は、意思決定に関わるPRAの一部としての人間信頼性解析や、ヒューマンファクター・ヒューマンエラー削減プログラムを改善していくために、以下の3つの要素に係る研究、モデリング及びアプリケーションに関する国際的な情報共有や連携を議論していくことにある。

1. 人間とプラントまたは施設との相互作用を理解した上でのエラーの識別
2. エラー評価（定性的および定量的）
3. エラーの削減

HRA データの収集に関しては、2017年のPSAM2017 Topicalでトピック会議の中で重点的に取り扱われてから継続した議題となった。この中でHRAデータの収集の現状について“Elephant in the room”（慣用句で、目に見える問題や難しい状況を見て見ぬふりしていることを示す）という指摘がなされ、国際協力も視野に取り組んでいく重要性が認識された。先述のNRCのData Workshopは2018年にこれらの議論を受けて、NRCのシミュレータ訓練のデータ記録システムであるSACADA (Scenario Authoring, Characterization, and Debriefing Application)を中心に、このシステムのデータのHRAへの活用などについて議論を開始したものであった。

一方で我が国では、電中研のNRRCでのHRA研究において、現在米国でも主流となっているHRAの定量化手法における人的過誤確率のノミナル値が40年以上更新されていないことから、訓練データの収集の取り組みによって、これらの値を国内経験データで更新する取り組みを行っている。この取り組みに関しては今回のワークショップでも報告を行った。

3. HRA Data Workshop の概要

3-1. “OECD NEA Halden Human-Technology Organisation (HTO) Project”, Andreas Bye, IFE, Halden HTO Project

ノルウェーにあるハルデン炉研究プロジェクトで実施されている人間行動に関する研究を行っているHTOにおけるデータ収集に関する報告が行われた。HTOはHAMMLABというデジタル運転シミュレータ（図2）で訓練実験などを実施することで、人間特性やヒューマンインタフェースの研究をおこなっている。2002-2020年の間にはスウェーデン人の64名以上の運転員と17名の米国人運転員の共同で35以上のシナリオを対象に250回以上の訓練試験を行っており、2021-2024の期間では、7の運転チームにより15のシナリオで50回のシミュレータ訓練を実施している。

図2 HAMMLAB SMR シミュレータ 2024 9月

HRAについては、NRCのIDHEAS-ECA (NUREG-2256)手法と観察データを連動させる取り組みを行っており、訓練観察時のタスク分析やエラー識別の検討などを中心に、以下のHTOのレポートをまとめている。

- ・HWR-1120 人間信頼性分析のためのシナリオ分析の改善
- ・HWR-1145 HRAのためのシナリオ分析の改善：優良事例ハンドブック
- ・HWR-1178 HRA実践の改善：パイロットケーススタディの結果

また、データはNRCのSACADAにも提供しており、現在は主にデジタル制御室へのHRA手法の適用をすすめるため、人間行動への影響を表すパフォーマンス形成要因 (PSF: Performance Shaping Factor) またはパフォーマンス影響要因 (PIF: Performance Influence Factor)を把握するための実験等を実施することで、PSF乗数の更新やガイダンスの更新を行っている。

3-2. “Using Computer Based Procedures for Human Reliability Analysis (HRA) Data Collection”, Ronald Boring, LWRS, INL

HRAでは経験データではなく殆どが専門家の推定に基づいているため、データ収集の取り組みが始まっているが、その一方で人間のパフォーマンスデータを収集する体系自体も手作業が多く、低頻度事象のサンプルサイズが小さいことが問題である。また、デジタルヒューマンマシンインタフェース (HMI)の進歩にほとんど追いついていないことが課題とされた。

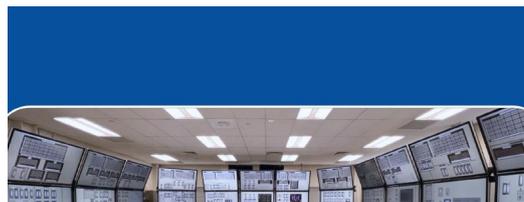


図3 ヒューマンシステムシミュレーションラボ (HSSL)

INLはフルスコープのヒューマンシステムシミュレーションラボ (HSSL) (図3)を有しているが、このため、簡略化シミュレータであるRancor Microworld Simulator (図4)を用いて、シナリオの簡略化と大学の学

生を使った運転員のパフォーマンスデータ収集を行うことで、サンプルサイズの拡大を図っている。Rancor は特徴としてコンピュータベースの手順を使うことで、運転員の実行時の行動データを自動的に記録することが出来、成功/失敗の記録も行うことができる。また学生とライセンス運転員とのパフォーマンスの関係性については、朝鮮大学との協力によって複数回の試行により学生のパフォーマンスが収束することを把握した。



図 4 Rancor Microworld Simulator

INL は新しい手順のテストをするために、仮想デジタル運転員モデルの HUNTER を開発しており、このモデルにもこれらのパフォーマンスデータを活用している。

3-3. “Collection of human performance data in a multi-module operation environment”, Jinkyun Park, KAERI

KAERI では SMR を対象としたヒューマンファクタ研究として、業務実施体制や自動化のレベルの設定、ヒューマンマシンインターフェース (HMI) 設計のあり方などを検討している。ただし、現在は NuScale 社のシミュレータのみで、専用のフルスコープシミュレータは無い状況での検討となっている。

ただし、SMR には既存の HRA 手法を活用することとしており、影響の大きい PSF による HEP への乗数について SMR のための更新を行う計画 (図 5) としている。この PSF にはモジュール数/運転員、回復操作のための監視、複数モジュールを扱うことによるメンタルモデル、受動安全システムや自動システムのインジケータへの認知等が挙げられている。

KAERI がデジタル制御などに対応するために開発した、人間パフォーマンスデータ収集システムの HuREX を用いることで、2024 年 8 月から 2025 年 10 月にかけて、SMR の人間パフォーマンスデータ収集実験を行う予定である。

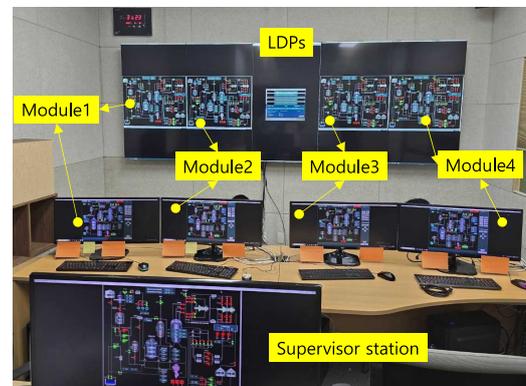


図 5 4 つのモジュールを統合した実験シミュレータ

3-4. “HRA Data R&D in the NRC”, Yung Hsien James Chang, USNRC

NRC は、近年の HRA 関連技術の開発動向と短期的に重点をおく HRA データ収集及び、国際連携に関する説明を行った。HRA 技術として IDHEAS Suite (表 2 に示す 5 つの機能で構成される) が構成されており、今後の 5 か年計画で、時間の不確実性、デジタル情報のシミュレータデータ分析、Expert Elicitation ガイダンス (NUREG-2255) などが計画されている。

表 2 IDHEAS Suite

| 機能 | プロダクト |
|-----------------|--|
| 高レベルの HRA ガイダンス | IDHEAS-General Methodology (NUREG-2198) |
| HEP 定量化 | HEP quantification IDHEAS-ECA (NUREG-2256); IDHEAS-AT Power (NUREG-2199); IDHEAS-Dependency (RIL 2021-14); Error Recovery (TBD); Time Uncertainty (TBD); and HEP Uncertainty (TBD); Expert elicitation (NUREG-2255, draft) |
| データ基盤 | IDHEAS-DATA (in process) and SACADA, Guidance on data generalization and integration. |
| ソフトウェアツール | IDHEAS-ECA tool (present status: rev. 1.2) |
| 品質管理 | IDHEAS-ECA desktop guide (in development); independent reviews IDHEAS-ECA Evaluation of SPAR HFEs (in process) |

IDHEAS-DATA は複数のデータソースの情報を、タスクの情報とエラーに至る文脈をそれぞれ分析して一般化し、統合することで HEP の評価を行った結果が集約されており、収集可能なデータがある場合は SACADA を活用して評価が行われている。

NRC は、IDHEAS の技術について国際的に広くコラボレーションすることを期待しており、IDHEAS-ECA

と SACADA について、覚書 (Memorandum of Understanding (MOU)) を締結することでアプリケーションの無償提供、ソースコード及び技術情報の提供が可能であることを示した。また、SACADA を使った今後のデータ収集のニーズとして、複数サイトのデータ、BWR のデータ、現場作業、屋外作業等のパフォーマンスデータ、時間の不確実性と要因を評価するタイミングデータ等を挙げたうえで、HRA のデータ収集についての国際協力による連携の重要性を訴えた。

3-5. “NRRC Efforts on Human Reliability Data Collection”, TAKEDA Daisuke, NRRC, CRIEPI

電中研 NRRC は、HRA の定量化手法のうち、実行失敗を評価する THERP と認知失敗を評価する CBDTM のノミナル HEP 値を国内データで更新するための HRA データ収集の取り組みについての説明が行われた。

人間信頼性データベースシステム (図 6) が開発された。このシステムでのデータ収集では、シミュレータ訓練時のエラーデータの収集の際の訓練部門の負担を低減させるため、評価対象のタスクをあらかじめ想定

訓練シナリオの HRA 分析を行うことで、タスクや関わる PSF を整理した HRA ステップ表を自動で作成し、観察時にはエラーが発生した際のチェックだけすればよい仕組みを作っている。収集したデータを観察エラー数とし、これを HRA 分析で想定した PSF 情報を元に係数変換することで変換エラー数とする。これをエビデンスデータとし、元のノミナル HEP 値を事前情報とするベイズ推定により更新作業を行う。

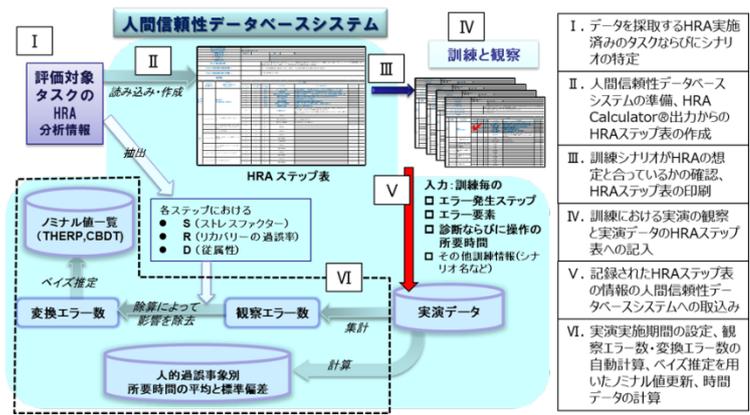


図 6 人間信頼性データ収集システムの流れ

3-6. 座談会

後半では、発表者と会場出席者を交え、プレゼンテーションへの質疑応答や HRA データのニーズ、データ収集や HRA 関連の活動、国際協力の機会についてなど、幅広い意見交換が行われた。また、HRA Society についての今後の運営などについての意見交換も行われた。

4. まとめ

人間のエラーの取り扱いに対する複雑さなどから、HRA の HEP 値は主に専門家判断による設定に頼ってきた経緯があり、またそのデータの少なさからも経験データによる統計的な更新をする機会が無いまま 40 年以上も同じようなデータを使ってきたことで、いつしか“Elephant in the room”となってしまう。

しかし、ここ数年の努力によって実際の訓練データを活用することで、より現実的な評価に HRA が改善する枠組みが見えてきた。国際的な連携に今後我が国も参加して協調していくことで、全世界での人間信頼性の向上により、原子力のみならず全てのシステムの安全性が向上していくために、今後も人間信頼性のためデータ収集や技術研究をさらに進めていくことが重要であることが改めて認識される Workshop であった。

* KIRIMOTO Yukihiro¹

¹Nuclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI.

企画セッション | 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

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[3G_PL] 廃棄物検討分科会における検討概要

座長:宮野 廣(廃炉委)

[3G_PL01]

発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

*柳原 敏¹ (1. 福井大)

[3G_PL02]

燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

*川崎 大介¹ (1. 福井大)

[3G_PL03]

汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

*浅野 隆¹ (1. 日立GE)

[3G_PL04]

廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

*渡辺 直子¹ (1. 北大)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要

Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(1) 発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

(1) How should we manage radioactive waste generated?

*柳原 敏¹, 川崎大介¹, 浅野 隆², 渡辺直子³¹福井大, ²日立 GE, ³北大

1. はじめに

昨年10月に福島第一原子力発電所(1F)2号機で数グラムの燃料デブリが取り出され、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(中長期ロードマップ)における第3期の作業に移行した。第3期の作業では、燃料デブリだけでなく炉内構造物を始め様々な放射化・汚染物を取り出される。また、建屋解体などを視野に入れると汚染したコンクリート構造物など金属とは異なる材質の廃棄物も発生する。廃棄物の発生量を低減し循環型社会を創生することは世界各国が目指す重要な取り組みである。廃炉作業で発生する放射性廃棄物を安全かつ合理的に管理することは必須の課題であるが、出来る限り放射性廃棄物の発生量を少なくし、目標とするエンドステートを計画通りに達成することが求められている。1F廃炉でも放射線リスクの低減に加えて循環型社会の創生に向けた具体的な取り組みを示す必要がある。本講演では中長期ロードマップ第3期の作業が開始されたことを背景に、廃棄物検討分科会のメンバーが所属組織に捕われずに技術的観点から検討した廃棄物管理に係るケーススタディなどを紹介する。

2. 廃棄物ヒエラルキー

1Fサイトには放射性核種で汚染された機器・構造物・土地などが多量に存在する。1F廃炉はサイトに存在する放射線リスクを出来る限り小さくしてサイトを有効利用出来るようにすることが目的である。このためには、発生する放射性廃棄物を安全で合理的に管理し、最終的な処分を実現することが重要な課題になる。廃棄物発生量の低減は原子力界のみならずあらゆる分野において重要課題であり、廃棄物ヒエラルキーの考え方が構築されている(図1)。1F廃炉においてもこの考え方に沿った廃棄物管理計画が必要になる。例えば、放射性物質を全て廃棄物にするのではなく、管理しながら放射能レベルの低減を待つ、あるいは、クリアランス制度を適用して様々な形で有効利用するなどの検討が求められ、その結果を廃棄物管理計画に組み込む必要がある¹⁾。また、放射性廃棄物として管理が必要なものは最終処分を念頭に入れて合理的な管理方法及び工程を構築することも重要となる。



図1 廃棄物ヒエラルキー

3. 放射性廃棄物の管理と発生量の低減

廃棄物発生量の低減策などを講じなければ1F廃炉からは約780万トンの放射性廃棄物が発生することが推定されている²⁾。1F廃炉に係る作業対象(原子炉施設(1-6号機)、水処理施設、廃棄物管理・貯蔵施設、その他施設、サイト修復)に応じて放射性廃棄物の発生量を分類すると、原子炉施設(1-6号機)全てが放射性廃棄物になると想定した場合、この解体・除染では約150万トンの廃棄物の管理が必要になる(図2)。但し、その多くは事

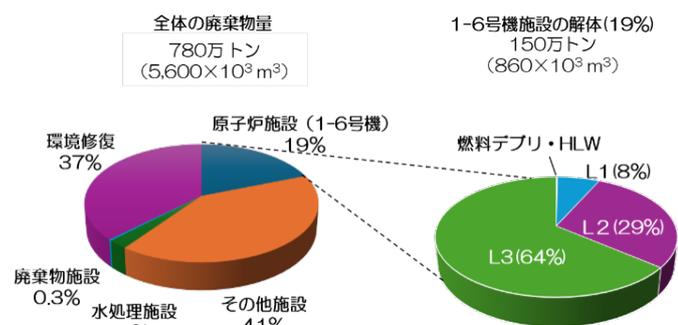


図2 原子炉施設(1-6号機)の放射能レベルに応じた物量割合の推定

故で放出された核分裂生成物による汚染を起因としており Cs-137 である。炉心部の放射化機器を除けば、放射能汚染を分離することにより機器・構造物は有価物として利用できる可能性がある。他方、水処理施設の解体に関しては、処理水の海洋放出で空になったタンクは内面の除染により有効利用の可能性がある。図2に示す推定量は大部分が放射能レベルの低い廃棄物であり、汚染核種を除去することによりクリアランス又はサイト内での有効利用が可能となる。このような検討を進め、廃棄物低減のための具体的な実施計画を策定することが求められる。

4. 放射能レベルの高い廃棄物の管理

中長期ロードマップ第3期の作業の主要な領域は原子炉施設（1-6号機）であり、燃料デブリの取り出し及び施設の除染・解体に係るものである。燃料デブリの量は IRID の予測では約 880 トンと評価されており、機器・構造物の全物量と比較すれば僅かではあるが、核燃料を取り扱うことからきめ細かな作業工程の分析が必要になる。他方、機器・構造物の除染・解体では、除染により廃棄物量を低減すること及びエンドステートに向けた多量の放射性廃棄物の管理に係る検討が重要になる（図3）。作業工程には燃料物質と機器との仕分け、燃料デブリに含まれる核物質の計量管理、廃棄物の減容、安定化、廃棄物管理、記録の作成・保管、水処理2次廃棄物管理のなどが含まれる。主要な課題としては、a) 廃棄物の処理・保管施設の在り方、b) 核燃料物質と機器との仕分けと核物質管理に必要な核燃料の計量、c) 廃棄物の安定化処理と保管、最終処分に向けた工程、d) 燃料デブリを含む廃棄物処分体系の構築、e) 除染による放射性廃棄物の低減、などがある。これらの課題を含むシナリオの検討には様々な選択肢があるが、廃棄物検討分科会では大まかな想定の下でのケーススタディにより具体的な問題点の抽出とその解決方法の選択肢の提案を目指している。



図3 1F 廃炉タイムラインの概略

5. まとめ

中長期ロードマップでは、廃炉のエンドステートは明らかではないものの 2011 年から 30 年～40 年で廃炉を終了する。この時期に廃炉終了を目指すためには段階的にでもエンドステートを設定して計画を具体的に立案することが求められる。他方、燃料デブリの取り出し及び廃炉作業は安全を前提とするが廃棄物ヒエラルキーの考えに基づいて最終処分する廃棄物量を出来る限り少なくする考慮が必要になり、このためには廃棄物管理シナリオの検討が必須である。実際の実施計画は実施事業者により決定されるものであるが、廃棄物管理に係る様々なシナリオとその特性を明らかにすることにより、シナリオ選択に係る意思決定が透明性を持って進められることを念頭に専門家集団として様々な方向から議論を進めている。

参考文献

- 1) 廃棄物検討分科会、国際標準から見た廃棄物管理、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、日本原子力学会、2020年7月
- 2) H. Kawamura, et al. (2017), "Decommissioning and Environmental Remediation Scenario Development for Fukushima Daiichi", International Journal for Nuclear Power (atw), 2017

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。

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

*Satoshi Yanagihara¹, Daisuke Kawasaki¹, Takashi Asano² and Naoko Watanabe³

¹University of Fukui, ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ³Hokkaido University

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要

Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(2) 燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

(2) Waste Management Issues Related to Fuel Debris Retrieval

*川崎大介¹, 柳原敏¹, 浅野隆², 渡辺直子³¹福井大, ²日立 GE, ³北大

1. はじめに

中長期ロードマップ第3期における主要な作業は燃料デブリ取り出しであるが、現在検討されている燃料デブリ取り出しの方法¹⁾、気中工法、冠水工法、気中工法オプションの何れを用いる場合にも炉内構造物等の撤去は必須である。従って、燃料デブリだけではなくこれらの機器・構造物を取り出した後に必要となる処理及び管理に係る検討が求められる。また、第3期の終了時期（廃炉の終了）は2011年から30～40年後とされている。この廃炉終了までに何が出来、先に延ばす可能性の作業は何かについても議論が必要である。このためには、燃料デブリの取り出し及び廃炉工程（原子炉施設の機器・構造物の解体撤去及び廃棄物・核燃料物質の管理）に係る様々な選択肢を分析して、最適なシナリオを分析することが必要と考える。さらに、我が国の放射性廃棄物の処分制度の再検討も必要になる。本講演では、廃棄物検討分科会において議論が進んでいる、取り出された燃料デブリや炉内構造物の処理、貯蔵、管理の在り方に関するシナリオの抽出と分析及び課題について紹介する。

2. 燃料デブリ取り出し対象物

燃料デブリ取り出し工程では様々な特徴をもった燃料デブリ、燃料破損片、汚染した機器・構造物が取り出される。これらは放射能汚染の程度が異なり、中には、炉心熔融の過程で本来の形状や設置場所から変形・移動しているものもある。これらの取り出し対象物を同じような工程で処理・保管することは合理的でなく、特性に応じた取り扱いが必要になる。表1はこれまでに想定されている原子炉压力容器及びペDESTAL領域における核燃料物質・機器・構造物の状態を分類した例である。取り出される対象物の大きさや核燃料物質の状態や含有量に応じて取り出した後の最適な処理・保管の形態の検討を進めている。

表1 燃料デブリ取り出し対象物の存在場所に対する特性の予想（例）

| 取り出し対象物の特性 存在場所 | 核燃料物質 (燃料破損片) | 核燃料物質を含む機 器・構造物 (燃料デブリ) | 放射性核種で汚染さ れた機器・構造物 (汚染大) | 放射性核種で汚染さ れた機器・構造物 (汚染小) |
|--------------------|------------------|-------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|
| RPV上中部 | □ | □ | △ | ○ |
| RPV底部 | ○ | ○ | ○ | □ |
| ペDESTAL部 | △ | △ | ○ | □ |
| ペDESTAL底部 | △ | ○ | ○ | □ |

○；可能性大 △；可能性有り □；可能性小

3. 廃棄物の管理工程

燃料デブリ取り出し工程のシナリオから想定される廃棄物の発生量や発生時期に基づき、廃棄物管理工程の分析を進めている。原子力施設の運転や解体作業で発生する放射性廃棄物の発生から処分までの工程を参考に²⁾、燃料デブリ取り出し工程で発生する廃棄物（核燃料物質は有価物とする）の発生から処分までの工程を俯瞰すると表2の様になる。なお、発生する廃棄物は前述の取り出し対象物のみならず、装置の設置準備、燃料デブリ・機器の取り出し、装置の保守、作業場所のクリーンアップなどで二次的に発生する物も考慮する必要がある。燃

表2 検討が必要な管理工程の要件

| 管理工程 | 要件 |
|-----------|-------------------------------|
| 前処理 | 容器収納に向けた粉碎・細断・分別 |
| 処理 | 仕分け、放射能測定、物理・化学特性データ取得、など |
| 安定化（廃棄体化） | 処分に向けた廃棄体作製（モルタル充填など） |
| 貯蔵 | 貯蔵施設の整備、貯蔵容器への詰め替え、監視工程の設定、など |
| 輸送 | 処分場への搬出（輸送条件の考慮） |
| 処分 | 処分場立地、建設など |

料デブリや機器・構造物などの廃棄物の最終処分まではかなりの期間を要すると考えられるが、中長期ロードマップに示される期間内に進める必要がある要件に関しては早急な検討が必要である。また、最終処分には処分場の立地や建設など技術的課題とは異なる困難な工程が含まれるが、その方向性に関する議論は、燃料デブリの管理にも影響する。

4. 取り出し対象物の仕分け

燃料デブリの取り出しにかかる工程は今後詳細な検討が進められることになるが、例えば、上アクセス工法を適用する場合、先ず格納容器上部の構造物（シールドプラグ、蒸気乾燥器、上部格子板など）を撤去することとなる。これらは核燃料物質の付着のない（或いは少ない）放射性廃棄物となる。炉心部や圧力容器底部の構造物は核燃料物質と混ざっており、核燃料物質の量に応じて仕分けた上で保管することが検討されている。仕分けの目的が当面の保管である場合は、核燃料物質の計量管理のために計測し、未臨界状態保持のための適切な容器に保管する。この際、容器の大きさによっては取り出された物の特性分析や細断・粉砕により容器に収納可能な寸法に成形する工程が必要になる。取り出された物の一時的な収納に必要な容器の大きさはその特性（寸法・放射能レベルなど）により異なる。他方、燃料物質の付着が少量であり、核物質の管理を必要としない機器に関しては、処分を念頭に置いて容器を設計することが求められる。また、レベル区分や安定化方法の検討のために、放射能濃度測定や物理的・化学的特性の分析が必要となるが、具体的にどのような情報をどのタイミングで取得するか、また、どれだけ細かく分類しておく必要があるかについては、廃棄物管理全体のシナリオを俯瞰しながら検討する必要がある。

5. 作業工程の時間軸の分析

中長期ロードマップには廃炉終了までの期間が記載されており、第3期の作業に関しては作業内容ばかりではなく時間軸を想定した工程の分析が課題である。燃料デブリ取り出しの対象となる1号機から3号機までの作業を順次進めるのか、並行作業を考えるのかにより作業の終了時期が異なる。また、燃料デブリ取り出しと、取り出した廃棄物の管理工程との連携の分析も必要になる。燃料デブリ取り出しから廃棄物管理の全工程を俯瞰した上で施設の設計、人員の配置、費用などを考慮して第3期の作業工程の詳細が検討できるものと思われる。

6. まとめ

中長期ロードマップにおける第3期の活動では核燃料物質を含む施設の除染・解体により多くの放射性廃棄物が発生する。具体的な計画の立案なくして廃炉終了に向けた作業は成り立たない。このためには、様々な条件を加味してシナリオの抽出とケーススタディが重要になる。廃棄物検討分科会では、想定出来る範囲で廃棄物管理の具体的な例を考案してシナリオ分析を進めている。但し、我が国の放射性廃棄物の処分体系には核燃料物質の処分は想定されていない。計画立案の前提であるこのような課題に対しても早急に検討を進める必要がある。

参考文献

- (1) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会 報告書 令和6年3月7日.
- (2) IAEA, Selection of Technical Solutions for the Management of Radioactive Waste, IAEA-TECDOC-1817, VIENNA, 2017.

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。

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

*Daisuke Kawasaki¹, Satoshi Yanagihara¹, Takashi Asano² and Naoko Watanabe³

¹University of Fukui, ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ³Hokkaido University

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要

Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(3) 汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

(3) Management of Radioactive Waste Generated by Contaminated Water Treatment

* 浅野 隆¹, 柳原 敏², 川崎大介², 渡辺直子³¹日立 GE, ²福井大, ³北大

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、地下水等の建屋への流入と燃料デブリ冷却のための原子炉建屋への注水により汚染水が発生している。これまでにサブドレンの運用開始や凍土壁の設置などにより建屋に流入する地下水等を減少でき、汚染水の発生量も抑制されている。今後の汚染水対策としては、汚染水発生量を最小限にとどめ、安定的に維持することが中長期ロードマップのなかで示されている。他方で、燃料デブリ取り出しの規模が拡大していくと、汚染水に含まれる燃料デブリ成分（本講演ではウランおよびプルトニウムなどの超ウラン元素を便宜的に α 核種と呼ぶことにする）が増加することも想定されるため、 α 核種を除去するための新たな設備が必要となることも想定される。このような状況下において汚染水処理で発生する放射性廃棄物についても、安全かつ合理的に管理すること、出来る限り放射性廃棄物の発生量を少なくすることが求められている。本講演では、今後発生する放射性廃棄物のケーススタディや現在計画されている廃棄物管理などを紹介する。

2. 汚染水処理設備

主な汚染水処理設備を図1に示す。汚染水に含まれている放射性のセシウムやストロンチウムを除去するためセシウム吸着装置が設けられている。次に、逆浸透膜装置（RO装置）により塩分が除去され、燃料デブリの冷却のため注水が行われている。一方、RO装置からは完全には除去されなかったセシウムやストロンチウムを含む様々な放射性核種を除去するため多核種除去設備が設けられている。多核種除去設備で除去できないトリチウムを含んだ処理済み水は、基準を満たすように希釈されたのち放出される。なお、現在は稼働していないが、汚染水の貯蔵量低減を目的にRO濃縮水をさらに濃縮するため、蒸発濃縮装置も設けられていた。また、サブドレンの運用開始に伴い、サブドレン浄化設備により汚染された土壌と接触した地下水からセシウムやストロンチウムを除去することが行われている。

今後については、東京電力ホールディングス(株)が策定している廃炉中長期実行プラン[1]によれば、 α 核種の汚染拡大リスクの最小化を図るために α 核種除去設備が設置される予定であり、 α 核種の分離・除去のための具体的な方法を検討することが課題とされている。

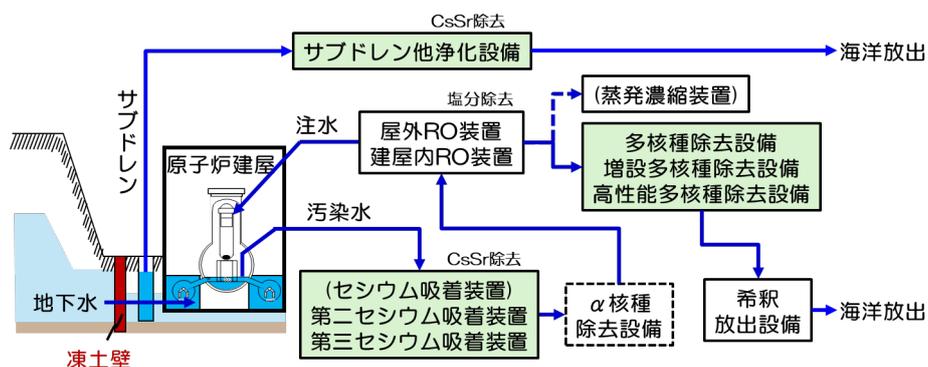


図1 主な汚染水処理設備（実施計画および廃炉中長期実行プラン[1]をもとに作図）

3. 汚染水処理で発生する放射性廃棄物

図1に示した設備のうち、色付けされた枠内の設備から発生する放射性廃棄物の例を表1に示す。セシウム吸着装置、高性能多核種除去設備およびサブドレン他浄化設備からは放射性核種を吸着した吸着材が充填されている使用済ベッセルが廃棄物として発生する。一方、多核種除去設備と増設多核種除去設備からは、吸着処理の前処理（沈殿処理）により沈殿物を含んだスラリーや使用済みの吸着材が廃棄物として発生する。これらは専用の保管容器に回収されている。その他、処理カラムと呼ばれる吸着材を充填した塔が発生する。

表1 汚染水処理で発生する廃棄物の例[3]

| No. | 処理設備 | 放射性廃棄物 | 発生量 | 処理量 |
|-----|----------------------|---------|--------|---------------------|
| 1 | セシウム吸着装置 | 使用済ベッセル | 779本 | 約40万m ³ |
| 2 | 第二セシウム吸着装置 | 〃 | 265本 | 約200万m ³ |
| 3 | 第三セシウム吸着装置 | 〃 | 22本 | 約30万m ³ |
| 4 | 多核種除去設備 増設多核種除去設備 | 保管容器 | 4,436基 | 約140万m ³ |
| | | 処理カラム | 17塔 | |
| 5 | 高性能多核種除去設備 | 使用済ベッセル | 90本 | 約10万m ³ |
| 6 | サブドレン他浄化設備 | 〃 | 54本 | 約170万m ³ |

これまでのところ、廃棄物の発生量はそれぞれの設備における汚染水の処理量に概ね比例して増加している。したがって、今後発生する廃棄物量は今後の処理量に比例して増加することが想定される。廃棄物ヒエラルキーの考えに従い廃棄物の発生を抑制することが重要な課題であり、そのためには汚染水発生量の低減を図ることが必要である。廃炉中長期実行プラン[1]のマイルストーンでは、①汚染水発生量を100m³/日以下に抑制(2025年内)、②汚染水発生量を50~70m³/日程度に抑制(2028年度末)とされているが、既に2023年度実績で約80m³/日を達成済みであり、さらなる低減の早期実現が期待される。

最後に廃棄物管理の計画について簡単に示す。表1に示した使用済ベッセル、保管容器などは屋外の施設に保管されているが、中長期の目標として大型廃棄物保管庫などを設置して屋内で保管すること、保管中の腐食・漏えいリスクを解消することを目的とした脱水・乾燥などの処理を施す保管管理方針を策定するとされている[1]。今後、燃料デブリ取り出しの規模拡大に伴い、従来とは異なる廃棄物が発生することがそうとされるため、最終処分を念頭に合理的な管理方法及び工程を構築して実行していくことが重要となる。

4. まとめ

本講演では冒頭に記したように、廃棄物管理シナリオの検討に役立てることを目的に、今後の汚染水処理で発生する放射性廃棄物のケーススタディや現在計画されている廃棄物管理などを紹介する。汚染水処理で発生する放射性廃棄物についても廃棄物ヒエラルキーの考えに基づいて最終処分する廃棄物量を出来る限り少なくする考慮が必要と考えて議論を進めている。

参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス(株)、廃炉中長期実行プラン2024、2024年3月
- [2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2024、2024年9月
- [3] 東京電力ホールディングス(株)、福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について(第685報)、2025年1月

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下URLに掲載予定。

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

*Takashi Asano¹, Satoshi Yanagihara², Daisuke Kawasaki² and Naoko Watanabe³

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ²University of Fukui, ³Hokkaido University

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要

Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(4) 廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

(4) Study on Scenarios to Reduce Waste Generation

*渡辺直子¹, 柳原 敏², 浅野 隆³, 川崎大介²¹北大, ²福井大, ³日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F)における廃炉作業は、昨年、試験的ではあるが燃料デブリの取り出しが始まり、廃炉終了に向けた第3期に移行した。中長期ロードマップにおいて第3期終了時点のエンドステートは明らかではないが、通常炉と同様に更地を目指す場合には、建屋構造物の解体作業を伴うことから大量の解体物が発生する。1F サイトでは、事故前に設定されていた管理区域の外まで放射能汚染が広がっており、基本的には解体物全量を放射性廃棄物として取り扱うことになる。また、解体のプロセスでは燃料デブリを含む核燃料物質が付着した廃棄物などが発生する。通常炉を対象とした放射性廃棄物管理では、事故炉の解体物に対し放射性廃棄物としての管理を除外する制度や、燃料デブリの付着した廃棄物の取り扱いに係る制度の課題は議論されていない。1F 廃炉の第3期で発生する大量・多様な廃棄物を円滑に管理(処理、保管、処分)するためには、廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づく取り扱いの選択肢、クリアランス制度の適用、サイト内での有効活用、スチュワードシップなど廃棄物量低減策について、技術や制度上の可能性などの検討が重要である。本講演では廃棄物発生量低減策の選択肢とその課題について議論する。

2. 廃棄物管理に係る考え方

廃棄物管理では、質(放射能レベル・材質等)と量(重さや容積)という二つの大きく異なる、しかし同じように重要な課題に対処する必要がある。1F 廃炉では、燃料デブリや使用済樹脂などは前者であり、使用済の処理水貯蔵タンクや建屋の解体に伴って発生するコンクリートなどは後者である。図1に1F1~6号機の廃炉に伴って発生する放射性廃棄物量の試算例¹⁾を、通常炉の廃止措置で発生する廃棄物量の内訳と比較して示す。1-6号機の解体に伴い発生する廃棄物は約150万トンであり、その全てが放射性廃棄物と推計されている。一方、通常炉の場合には、2~4%程度のみ低レベル放射性廃棄物であり、大部分はクリアランスまたは放射性廃棄物でない廃棄物として扱うための制度が確立している。

1F 廃炉を進める上で、廃棄物管理がボトルネックとならないようにするためには、“質”の課題解決(性状把握や適切な処理、保管、処分技術の開発など)に加えて、“量”の課題解決も重要である

3. 廃棄物発生量の低減シナリオ

廃棄物ヒエラルキーでは、廃棄物の発生抑制、発生の減量、再使用・再利用による有効利用・再資源化、廃棄物処理による減量・減容のそれぞれの段階での着実な実施により廃棄物の処分量を最小化する。廃棄物検討分科会の中間報告では、廃炉戦略(時間軸の考慮)とスチュワードシップの適用に係るシナリオの検討を進めた²⁾。解体物の有効利用・再資源化については、クリアランス制度の適用、放射能レベルの極めて低い材料などのサイト内での再利用などが考えられる。特に、第3期の主要な廃炉作業(燃料デブリ取り出し、原子炉施設の解体)からはコンクリート構造物の解体物が発生する。この際、例えば、4-6号機の解体物を、通常炉の廃止措置と同じように構造物の表面を除染した後に「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱うことが出来れば、放射性廃棄物の発生量を50%以下に低減できる可能性がある。また、1-3号機についてはコンクリート構造物の物量が約35.5万トンと推定されているが³⁾、建屋の地下部を残したり、除染した後の放射

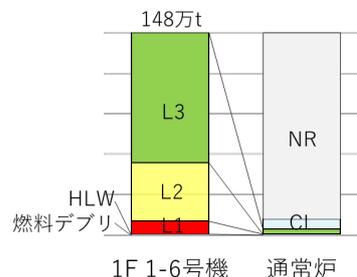


図1 1F1-6号機からの廃棄物発生推計量(通常炉との比較)

能レベルの極めて低い部分への対策をとったりすることにより廃棄物発生量の低減が可能となる。

図2はコンクリート構造物及び使用済みの処理水貯蔵タンクを有効利用するシナリオ例である。2023年8月から進められている処理水の海洋放出により空になったタンクの解体作業が始まろうとしているが、タンク内面の除染により鋼材をクリアランス物として利用できる可能性がある。将来的に、約130万トンの廃棄物を減量し、鋼材として有効活用するためには、クリアランス・製品化に向けて、技術、制度、社会認知などの課題を解決していく必要がある。

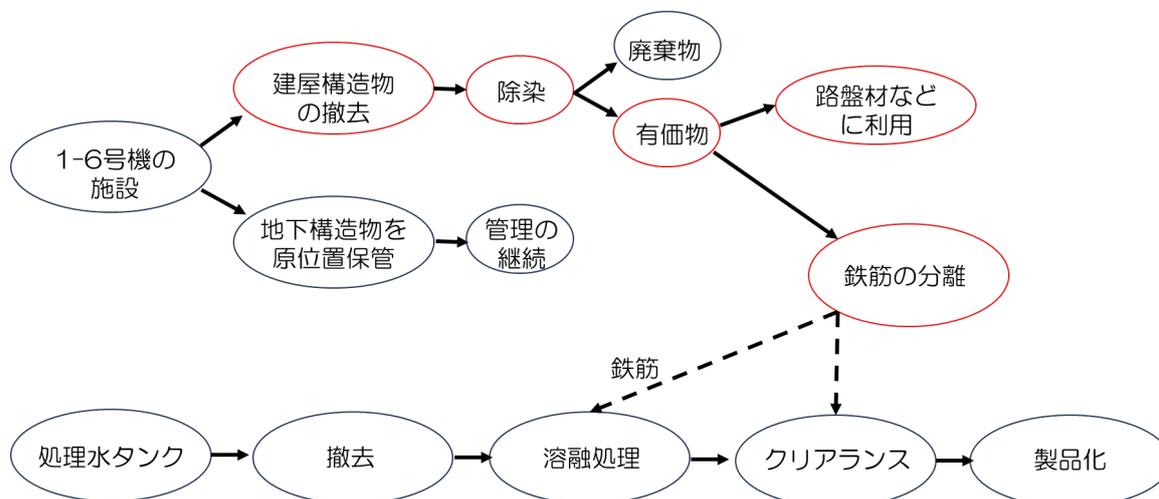


図2 コンクリート構造物及び使用済みの処理水タンクを有効利用するシナリオ例

4. まとめ

1F 廃炉では廃棄物管理は重要な課題であり、「廃炉のための技術戦略プラン」、「廃炉中長期実行プラン」等においても、廃棄物管理の重要性は指摘されている。しかし、これまでの廃棄物管理に係る具体的な検討は事故で汚染した1Fサイトの伐採木、瓦礫、作業衣など、主にクリーンアップのプロセスで発生する廃棄物の処理・保管に係るものであった。中長期ロードマップの第3期の活動では様々な特性を持つ廃棄物が発生することを考えると、廃棄物ヒエラルキーに則った具体的な対策の検討が求められ、技術及び制度上の課題の解決を急ぐ必要がある。廃棄物検討分科会においては廃棄物対策に係る様々なシナリオを抽出・分析し、その特徴を明らかにして、将来の計画決定に資するための議論を進めている。

参考文献

- 1) H. Kawamura, et al. (2017), “Decommissioning and Environmental Remediation Scenario Development for Fukushima Daiichi”, International Journal for Nuclear Power (atw), 2017
- 2) 廃棄物検討分科会、国際標準から見た廃棄物管理、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、日本原子力学会、2020年7月
- 3) 北海道大学、溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討、JAEA-Review 2023-027

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。

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

*Naoko Watanabe¹, Satoshi Yanagihara², Takashi Asano³, Daisuke Kawasaki²

¹Hokkaido Univ., ²Univ. of Fukui, ³HGNE

企画セッション | 総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 会場(Zoomルーム8)

[3H_PL] 研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告

座長:山本 章夫(名大)

[3H_PL01]

検討の背景と目的、技術的論点

*山本 章夫¹ (1. 名大)

[3H_PL02]

炉心の著しい損傷の排除に係る委員会での検討

*更田 豊志¹ (1. 東大)

[3H_PL03]

高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

*加内 雅之¹ (1. MHI)

[3H_PL04]

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

*佐藤 博之¹ (1. JAEA)

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告
FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

(1) 検討の背景と目的、技術的論点

(1) Background, Objective and Technical Considerations

*山本 章夫¹

¹名古屋大学

1. はじめに

本セッションでは、研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」の2024年度成果として、高温ガス炉の安全確保の考え方構築に向けた技術的論点に対する検討結果を報告する。

2. 研究専門委員会の概要

2-1. 背景

2050年カーボンニュートラルの実現に向けて、電力分野での脱炭素化に加えて、製鉄、運輸等の分野での脱炭素化が必要とされ、その実現に向けて、水素エネルギーの利活用が期待されており、世界各国で二酸化炭素を排出しないカーボンフリー水素技術の確立に向けた動きが加速している。高温ガス炉は優れた安全性を有し、二酸化炭素を排出することなく高温熱を供給可能であることから、安定的に大量のカーボンフリー水素を製造することが期待されている。このような背景を踏まえ、「GX実現に向けた基本方針」（2023年2月10日閣議決定）参考資料に2030年代の運転開始を目標とする高温ガス炉実証炉開発工程が示されるとともに、経済産業省の革新炉ワーキンググループは実証炉建設に向けた技術ロードマップを定めた。本技術ロードマップでは、高温ガス炉実証炉の2030年代の運転開始を目標に、基本設計を2027年度中に完了する計画が示されており、早急に高温ガス炉実証炉の設置許可に向けた準備に取り掛かる必要がある。

2-2. 目的

本研究専門委員会は、高温ガス炉実証炉への適用を念頭に、高温ガス炉が生来的に有する特長及び性能に基づく安全基準の考え方の構築に資することを目的として、2023年度から2年間の計画で、HTTRの建設、運転・試験や新規制基準適合性審査を通じて蓄積した経験⁽¹⁾に加え、既往の高温ガス炉安全基準案検討結果⁽²⁾を活用しつつ、原子炉安全確保のための考え方、技術要件や安全評価方針の検討を進めてきた（図1）。

2-3. 委員会の構成

本研究専門委員会は、以下のとおり、大学、研究機関、産業界（原子力プラントメーカー、石油化学プラントエンジニアリング会社、燃料メーカー、ゼネコン）の専門家で構成している。

- 主査：山本章夫（名古屋大）
- 幹事：野本恭信（原子力機構）
- ワーキンググループメンバー：山本章夫（名古屋大）、更田豊志（東京大学）、糸井達哉（東京大学）、加内雅之（三菱重工）、坂場成昭（原子力機構）、佐藤博之（原子力機構）、野本恭信（原子力機構）
- 委員：大学（6名）、研究機関（3名）、産業界（8名）

3. 技術的論点及び検討事項

本委員会では、委員から提示された候補に基づき整理した6つの技術的な論点（表1参照）のうち、2024年度までに4つの論点（①、②、③のうち「許認可対象事象（LBE）の選定」、⑥）を対象に検討を進めた。当該研究委員会の設置期間を1年間延長し、2025年度に残された3つの論点（③のうち、「consequence 評価」、④、⑤）に対し検討を進める予定である。また、委員会では、主たる論点に対するロジック（回答と根拠）をとりまとめた報告書の公開を目指す。

表1 技術的論点及び検討事項

| 技術的な論点 | 検討事項 |
|---|---|
| ① 著しい炉心損傷の実質排除は可能か | <ul style="list-style-type: none"> • 燃料破損限界の検討 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 燃料破損モード ➢ 燃料破損の評価手法及び試験データの分析 ➢ 燃料破損限界の閾値の検討 • 現実的に起こり得る最も影響の大きいシナリオの検討 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 最悪想定 of 検討 ➢ 最悪想定に至る事故シナリオの分析 |
| ② 著しい炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装は適切か | <ul style="list-style-type: none"> • 著しい炉心損傷の実質排除を前提とした場合の深層防護実装の考え方 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 防護レベル区分の考え方 ➢ 防護信頼性向上に対する有効性 ➢ 防護レベルの独立性 ➢ 定量的な有効性評価手法 • 深層防護実装の設計例 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 実証炉の防止対策及び影響緩和対策 ➢ 固有の安全性の考慮 ➢ 高温ガス炉特長の表現方法 |
| ③ 上記の深層防護に則った LBE の選定と consequence 評価は適切か | <ul style="list-style-type: none"> • LBE 選定の考え方 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 決定論的手法をベースに確率論的手法で補強する事象選定方針（実証炉の運転開始時期を鑑み、早期の許可を目指して現行の審査手法に対応した方針とする） ➢ 頻度の情報のみで低頻度高影響事象が除外されない事象選定方法 • 「consequence 評価」は2025年度に検討 |
| ④ 原子炉の固有の安全性による未臨界移行が停止系の一系統に相当し得るか | <ul style="list-style-type: none"> • 2025年度に検討 |
| ⑤ 熱利用システム擾乱のバウンディングと原子炉安全への影響の定量化は適切か | <ul style="list-style-type: none"> • 2025年度に検討 |
| ⑥ 上記の高温ガス炉の安全確保の考え方や機能要求の前提条件は適切か | <ul style="list-style-type: none"> • 本委員会で検討対象とする高温ガス炉の定義 • 本委員会で検討する安全確保の考え方の前提条件 |

4. 本セッションの概要

本セッションでは、本委員会の技術的論点である「著しい炉心損傷の実質排除は可能か」、「著しい炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装は適切か」及び「深層防護に則った LBE の選定は適切か」に対する委員会での議論及び検討結果を報告する。

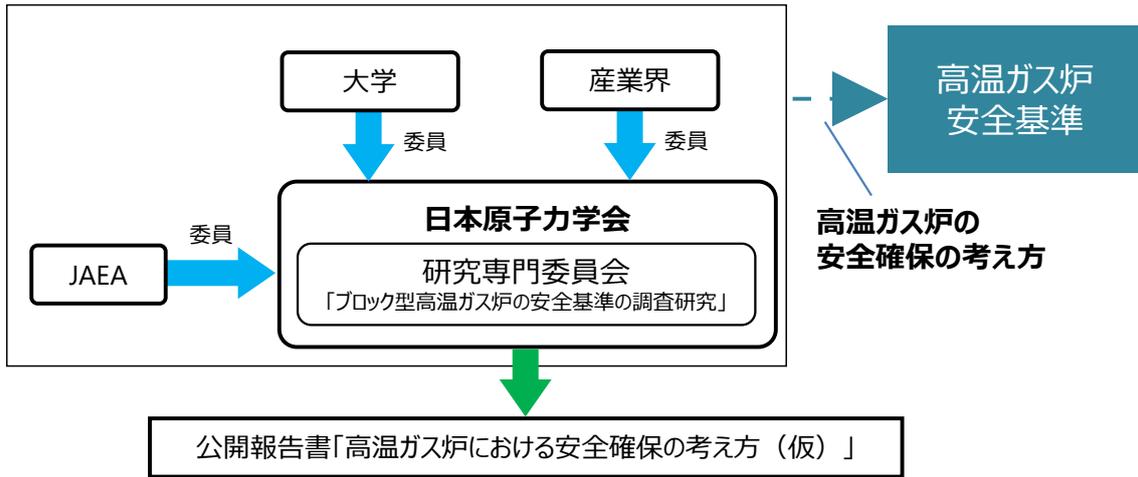


図1 専門委員会の概要

| 項目 | R5年度 (2023年度) | | | | | | | | | | | | R6年度 (2024年度) | | | | | | | | | | | | R7年度 (2025年度) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---------------------------------------|---------------|---|---|------------|---|---|-------------|----|----|------------|---|---|---------------|---|---|-------------|---|---|-----------|----|----|-----|---|---|---------------|---|---|----------------|---|---|------|----|----|------|---|---|--|--|--|--|--|--|----------------|--|--|
| | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 1 | 2 | 3 | | | | | | | | | |
| 研究専門委員会 | 第1回 (5.30) | | | 第2回 (9.14) | | | 第3回 (11.29) | | | 第4回 (2.20) | | | 第5回 (6.6) | | | 第6回 (10.15) | | | 第7回 (1.9) | | | 第8回 | | | 第9回 | | | 第10回 | | | 第11回 | | | 第12回 | | | | | | | | | | | |
| 運営方針、論点検討 | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ① 著しい炉心損傷の実質排除は可能か | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ② 深層防護の実装は適切か | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ③ 深層防護に則ったLBE選定とConsequence評価は適切か | | | | | | | | | | | | | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ④ 原子炉固有の安全性による未臨界移行が停止系の一系統に相当し得るか | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ⑤ 熱利用システム擾乱のバウンディングと原子炉安全への影響の定量化は適切か | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ⑥ 高温ガス炉安全確保の考え方の前提条件は適切か | ■ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 成果の公表 | | | | | | | | | | | | | 原子力学会 | | | | | | | | | | | | | | | 中間報告書 原子力学会 | | | | | | | | | | | | | | | 最終報告書 原子力学会 | | |

図2 検討スケジュール

参考文献

- (1) S. Hamamoto et al., Improving the safety of the high temperature gas-cooled reactor 'HTTR' based on Japan's new regulatory requirements, Nucl. Eng. Des., 388, 111642 (2022).
- (2) IAEA, Applicability of Design Safety Requirements to Small Modular Reactor Technologies Intended for Near Term Deployment, IAEA-TECDOC-1936 (2020).

*Akio Yamamoto¹
¹Nagoya University

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告
FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

(2) 炉心の著しい損傷の排除に係る検討

(2) Discussion on practical elimination of significant core degradation in HTGR

*更田 豊志¹

¹ 東京大学

1. はじめに

本報告では、研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」における技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質排除は可能か」に関する委員会での検討経過を述べる。

2. 検討方針

高温ガス炉は1次系配管破損や電源喪失等により冷却が失われるような事故が生じても炉心は著しく損傷せず、大規模な放射性物質放出に至らないと評価されていることから、高温ガス炉の事故想定において「炉心の著しい損傷なし」とすることが出来るかどうかについて検討した。既存の実用発電用原子炉（軽水炉）の事故想定とは大きく異なるため、これを前提とすることの妥当性については慎重な議論が必要である。委員会では、技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質排除は可能か」に対する具体的な検討を最悪想定（現実的に起こり得るもので最も影響の大きいシナリオ）及び燃料破損限界の評価を通じて行った。本委員会では現在想定している検討フローを図1に示す。

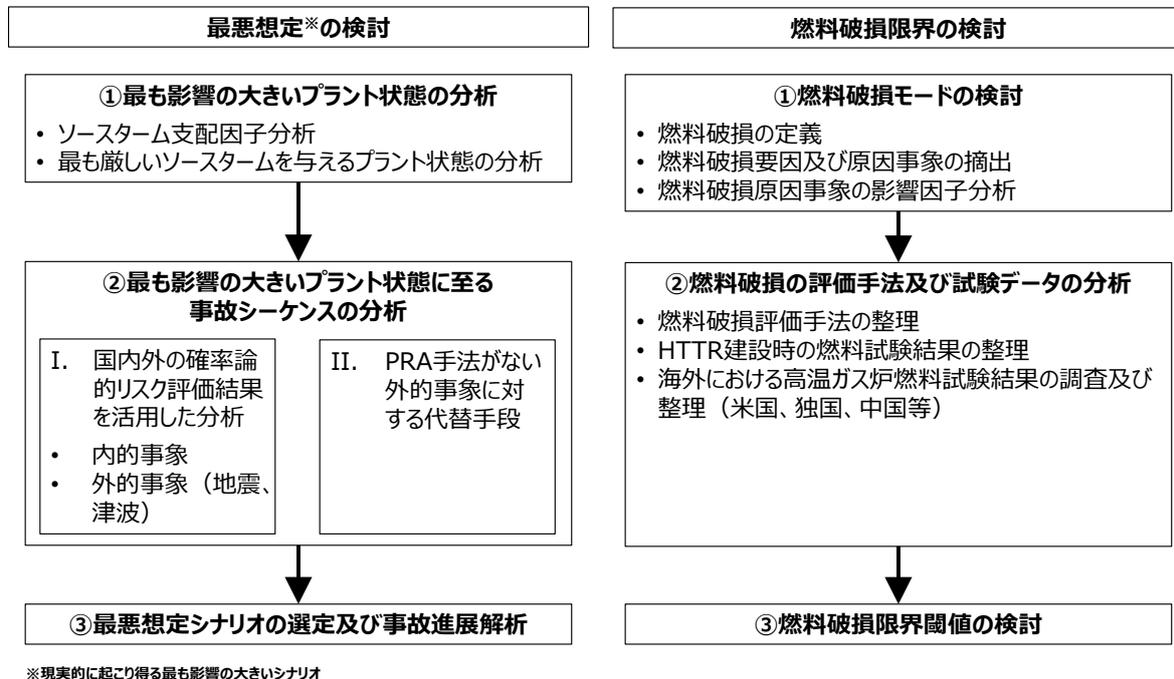


図1 論点「炉心の著しい損傷の排除は可能か」検討フロー

3. 検討結果

委員会での検討事項に対する議論の概要や議論を踏まえたとりまとめの方向性を表1に紹介する。

表1 検討事項、議論概要及びとりまとめの方向性

| 検討事項 | 議論概要 | とりまとめの方向性 |
|--------|---|--|
| 最悪想定 | <ul style="list-style-type: none"> • どういうシナリオで燃料の損傷が起こり、放射性物質が大量に放出されるのか、そのようなシナリオは実際あるのか確認が必要。 • ラージリリースになるような炉心状態は、被覆燃料が酸化で壊れて、それが大気に開放されている状態と理解した。そういう状態にはなりそうもないと総括できればよい。 | <ul style="list-style-type: none"> • 以下手順により最悪想定が同定できる見込み。 ➢ 確率論リスク評価及び定性的検討による内的及び外的事象分析により、最も影響の大きいプラント状態に至る事故シーケンスを特定。(地震起因による空気侵入+原子炉停止失敗+炉心除熱失敗+コンファインメント隔離失敗の事故シーケンスが候補) ➢ 既往安全解析手法より、特定した事故シナリオの進展解析を行い、燃料健全性や事故影響を評価。 |
| 燃料破損限界 | <ul style="list-style-type: none"> • 燃料破損モードが、照射影響を考慮して網羅的に同定されているかを示す必要がある。 • 照射済燃料の熱的破損や酸化破損に関する燃料破損限界は妥当か。 • 燃料破損モードや破損限界の根拠となるデータが十分か。 | <ul style="list-style-type: none"> • 以下手順により燃料破損限界が設定できる見込み ➢ 系統的手法により燃料破損モードとメカニズム、影響因子を同定(図2) ➢ 同定した燃料破損メカニズム(仮説)を燃料試験結果により検証 ➢ 燃料破損限界の閾値又は燃料破損評価手法を試験結果により設定 |

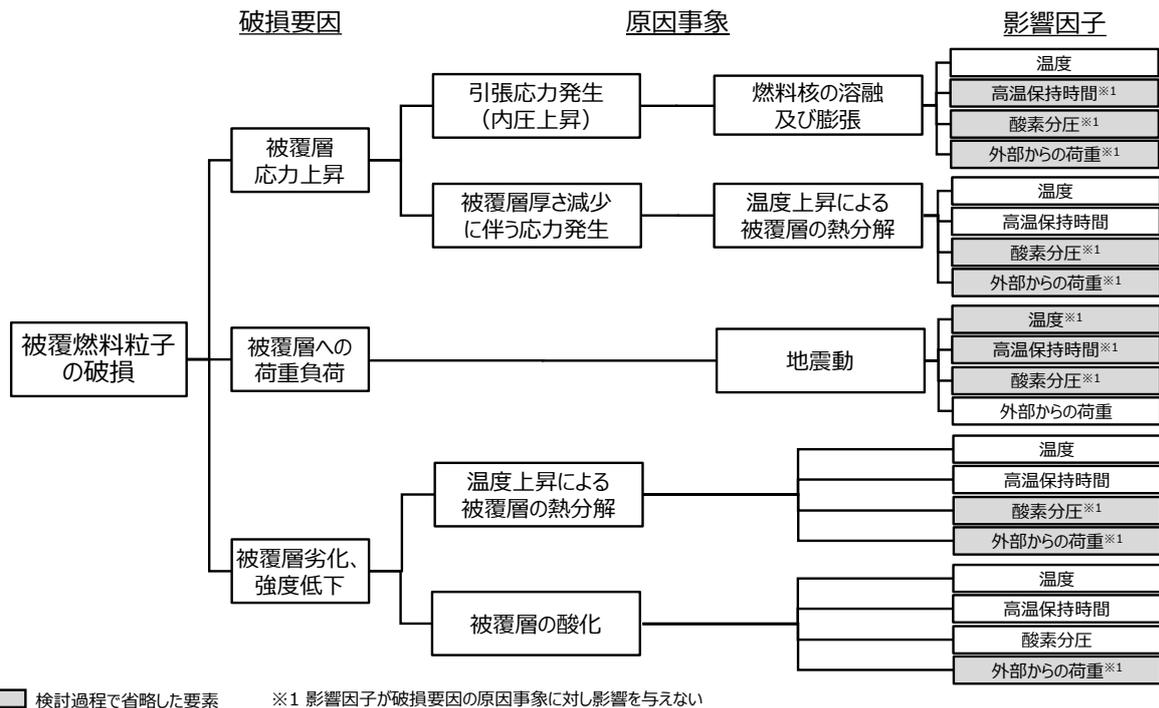


図2 緩和設備の多重故障時における燃料破損モードに関するマスターロジックダイアグラム

4. まとめ

技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質的な排除は可能か」に係る委員会での検討経過を報告した。今後は、最悪想定シナリオに至る事故シーケンスの発生頻度評価及び影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の炉心の著しい損傷排除の可否を具体的に確認する。

*Toyoshi Fuketa¹,

¹The University of Tokyo

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告
FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

(3) 高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

(3) Design Examples for Defense-in-Depth Implementation for HTGR

*加内 雅之¹, 佐久間 渉¹, 今野 眞樹¹, 葦澤 貴之¹, 佐藤 博之², 坂場 成昭²

¹三菱重工業 ²原子力機構

1. はじめに

本報では、高温ガス炉における深層防護の考え方に関する研究専門委員会での議論と、2030年代の運転開始を目指し設計検討を進めている高温ガス炉実証炉における深層防護実装に関する検討例を紹介する。

2. 深層防護の考え方

2-1. 深層防護とは

深層防護 (Defense-in-Depth) とは、不確かさへの備えとして「複数の防護策によって、防護の信頼性を向上させる考え方」である。深層防護の具体的な適用方法 (防護層の定義・数の設定など) は、設計対象の特性に応じて適切な実装方法を検討することが求められる^[1]。

2-2. 高温ガス炉における防護層の検討

研究専門委員会では、IAEA^[2]や WENRA^[3]等の考え方を参考に、高温ガス炉向けの深層防護の姿について議論が行われた。高温ガス炉の安全確保の最終目的は、軽水炉同様、周辺環境の放射線リスクを可能な限り低減することであり、防護層の構成としては、安全目的達成のための上位概念 (すなわち設計対応としての「放射性物質放出の恐れがある事故の発生防止」「同事故の影響緩和」、及びサイト外対応としての「放射線影響の緩和」) のうち、前者2段階を図1のように分解して考える案が提案された。

ここで、高温ガス炉における防護層は、軽水炉のように「炉心損傷防止」「格納容器損傷防止」を目的とした層 (IAEAの4a, 4bに相当する層) を独立して設定しておらず、事故進展の結果として「著しい炉心損傷」の状態を現時点で設定していない。この前提の妥当性については研究専門委員会にて継続して議論中であるが、図1は、高温ガス炉の「固有の安全性」が機能する設計によって、仮に防護レベル4において事故影響緩和策が機能しない場合でも「著しい炉心損傷」まで進展させない設計が可能という前提で整理されたものである。

2-3. 高温ガス炉実証炉の設計検討例

図1に示す防護層設定において、高温ガス炉実証炉での影響緩和対策及びその層間独立性確保の考え方を図2に示す。高温ガス炉実証炉においても、防護レベル1及び2における影響緩和対策は軽水炉と同様の考え方に基づくが、レベル3及び4に対しては、「固有の安全性」が機能する設計に基づき、信頼性の高い影響緩和対策の採用を検討している。そのため、レベル3, 4の防護層から次の層へ進展する頻度は軽水炉に比べて小さくなり、かつ被覆燃料粒子の高い閉じ込め性能により、被ばく影響も小さくなると期待できる(図3)。

3. まとめ

研究専門委員会における高温ガスの深層防護の考え方の議論、及び実証炉での検討例を示した。今後は、具体的な事故シーケンスの選定とその発生頻度評価、及び被ばく影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の安全設計の妥当性を確認する。

参考文献

[1] 日本原子力学会「原子力安全の基本的考え方について 第I編 別冊2」AESJ-SC-TR005 (ANX2):2015

[2] IAEA, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, 1996

[3] WENRA RHWG, Safety Objectives for New Power Reactors, 2009

謝辞 本報告には経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。

| 上位概念レベル | 目的 | 防護レベル | 目的 | 関連するプラント状態 |
|---------|----------------|-------|----------------|-------------------------|
| 1 段目 | 事故の発生防止 | 1 | 異常・事故の発生防止 | 通常運転 |
| | | 2 | 異常状態の制御 | 運転時の異常な過渡変化 |
| 2 段目 | 事故の影響緩和 | 3 | 事故の設計基準内への制御 | 設計基準事故（単一故障） |
| | | 4 | 事故進展防止、被ばく影響緩和 | 設計基準事故へのレベル3緩和策喪失の重ね合わせ |
| 3 段目 | 敷地外における放射線影響緩和 | 5 | 敷地外における放射線影響緩和 | — |

図1 高温ガス炉における深層防護レベルの設定案

| 防護レベル | レベルの目的 | 防止対策 | 影響緩和対策 | 前段否定の考え方 | 層間独立性の考え方 |
|--------|----------------------------------|----------------------------------|---------------------------|---------------------------------|-----------------------|
| 設計対応 | 1 | 異常の発生防止 保守的設計、高い品質 | MS-3設備*1による制御、運転員操作 | N/A | N/A |
| | 2 | 異常状態の制御 (レベル1の緩和対策と同じ) | MS-1/2設備*1による原子炉停止及び崩壊熱除去 | 機器の単一の故障、誤操作 | MS-3とMS-1/2の分離 |
| | 3 | 事故の制御 (レベル2の緩和対策と同じ) | 工学的安全施設（受動的機構を含む） | 安全系の単一故障 | MS-1/2(工学的安全施設含む)の多重化 |
| | 4 | 事故進展防止、被ばく影響緩和 (レベル3の緩和対策と同じ) | 固有の安全性が機能する設計、必要に応じた補完手段 | 安全系の多重故障 | 対策の多様化 |
| サイト外対応 | 敷地外における放射線影響緩和 (レベル4の緩和対策と同じ) | 敷地外における放射線影響緩和 | サイト外の緊急時対応 | 補完手段の喪失 注：固有の安全性(自然現象)は否定しない | サイト外での緊急時対応 |

*1 MS-1/2：異常影響緩和系のうち、合理的に達成し得る最高度の信頼性（又は高度の信頼性）を有する構築物、系統及び機器
MS-3：異常影響緩和系のうち、一般の産業施設と同等以上の信頼性を有する構築物、系統及び機器

※異常発生防止系(PS)は、各防護層に共通の「防止対策」となる(上表では省略)

図2 高温ガス炉実証炉での、各防護層の影響緩和策及びその層間独立性確保の考え方

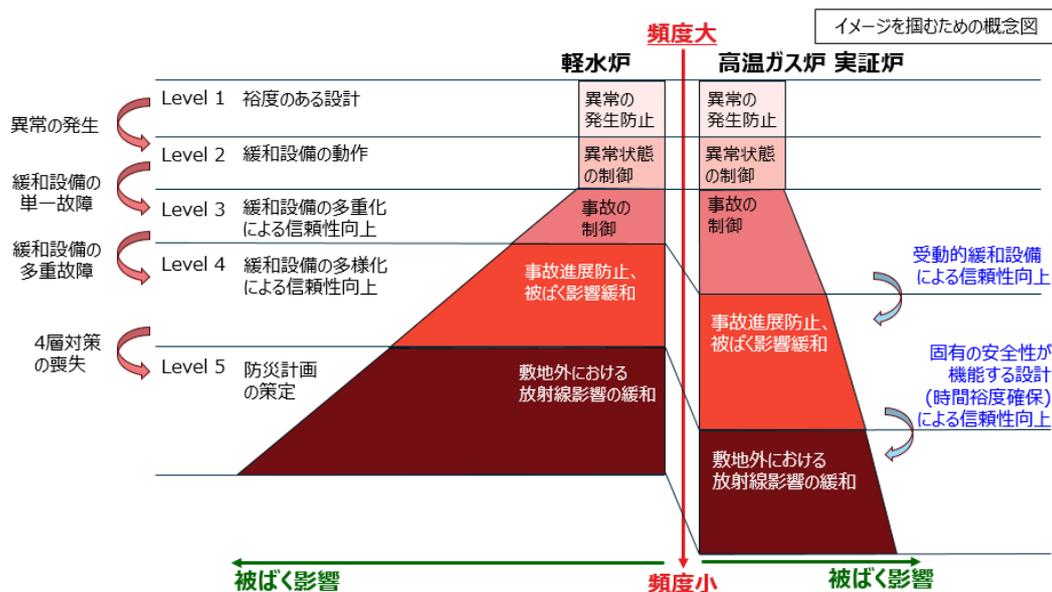


図3 高温ガス炉実証炉の深層防護案

*Masayuki Kauchi¹, Wataru Sakuma¹, Motoki Konno¹, Takayuki Nirasawa¹, Hiroyuki Sato², Nariaki Sakaba²

¹MHI – Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. ²JAEA – Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告
FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

(4) 高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

(4) Discussion on selection of licensing basis event for HTGR

*佐藤 博之¹、坂場 成昭¹

¹原子力機構

1. はじめに

本講演では、高温ガス炉における許認可対象事象（LBE：Licensing Basis Event）選定方針の検討結果を報告する。

2. LBE 選定方針

2-1. 基本的な考え方

本委員会では、LBE 選定方針の検討に先立ち、基本的な考え方を議論し、以下と定めた。

- 実証炉の運転開始時期を鑑み、早期の許可を目指して現行の審査手法に対応すること。
- 深層防護の実装方針⁽¹⁾と整合した選定すること。
- 頻度の情報のみで低頻度高影響事象が LBE から除外されないこと。
- 第三者が追跡可能であること

2-2. 選定方針

委員会では、基本的な考え方に基づき、以下に示す選定方針が提案された。

- ① 決定論的な手法により単一起因事象を選定
- ② 単一起因事象の発生頻度を評価し、「運転時の異常な過渡変化（AOO）と設計基準事故（DBA）」に分類
- ③ イベントツリー法により単一起因事象と緩和機能成否の組合せを考慮した「事故シーケンス」を抽出
- ④ DBA とひとつの緩和設備故障の重畳を考慮した事故シーケンス（DEC-I）を抽出
- ⑤ ③で抽出された全ての事故シーケンスの頻度及び影響を評価
- ⑥ 多重故障事故シーケンスのうち、DEC-I に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンス（DEC-II）を選定

ここで、DEC-I は、LBE として「必ず想定する事故シーケンスグループ」の位置付けであり、高温ガス炉の多重故障事象進展において特徴を有する事故シーケンスとして選定する。軽水炉では、「必ず想定する重大事故シーケンスグループ」に対応する。DEC-II は、「個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ」の位置付けであり、評価対象とするプラントの設計差異に起因する特徴がある場合に当該事故シーケンスを LBE として拾い上げることを目的として選定する。軽水炉では、「個別プラントの評価において、有意な炉心損傷頻度を与える重大事故シーケンスグループ」に対応する。DEC-II の選定に当たり、以下条件をいづれも満足する場合は、事故シーケンスグループが「有意な頻度又は影響をもたらさない」と判断することとした。

- 当緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンス合計頻度に対して、該事故シーケンスの寄与割合（当該事故シーケンスの頻度／緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンス頻度合計値）が小さい場合。
- 当該事故シーケンスが DEC-I と同等の影響である場合。

図 1 及び 2 に代表的な高温ガス炉の DEC-I 及び DEC-II 選定例を示す。DEC-I は、起因事象として、1 次系配管等の原子炉冷却材圧力バウンダリが破損して冷却材がコンファインメント外に放出され、空気が系内に侵入する事象（空気侵入）を想定した場合、緩和設備である、反応度制御する制御棒系、崩壊熱及び残留熱を原子炉外から間接的に除熱する炉容器冷却設備、コンファインメント内への空気侵入を防止する閉止扉の故

障を重畳させた事象を選定した。DEC-IIは、緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンスの寄与割合が小さく、かつ、事故影響がDEC-Iと同等であるため本例では選定されない。

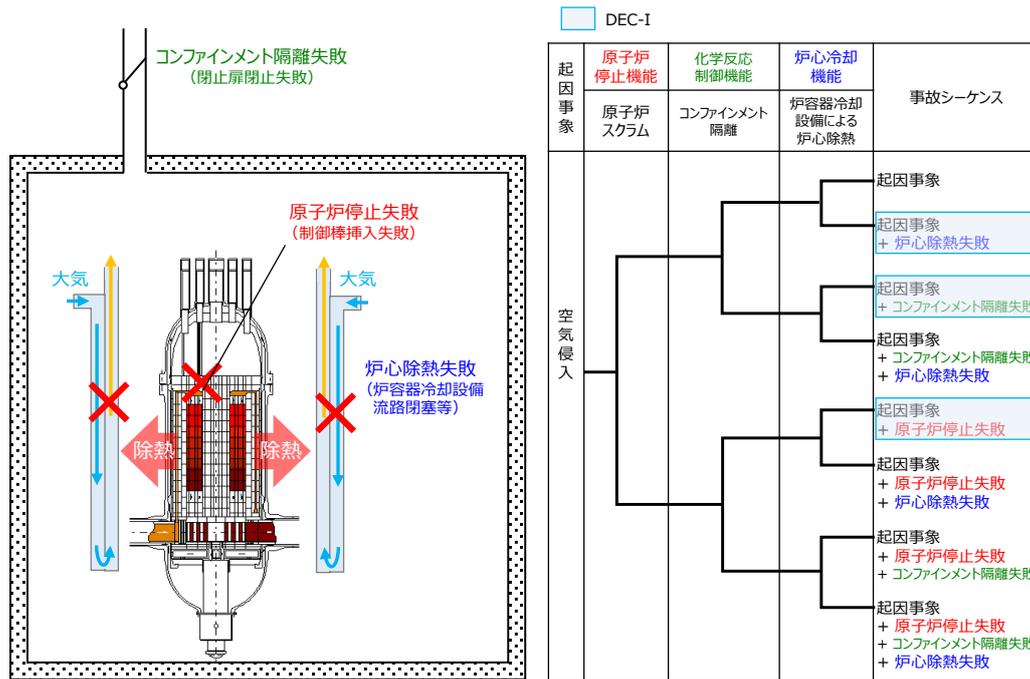


図1 DEC-Iの選定例

| 起回事象 | DEC-I | | | 事故シーケンス | 頻度* | 寄与度* | 影響* |
|---|---------|-------------|----------------|--------------------------------|--------------------|------|------|
| | 原子炉停止機能 | 化学反応制御機能 | 炉心冷却機能 | | | | |
| 空気侵入 | 原子炉スクラム | コンファインメント隔離 | 炉容器冷却設備による炉心除熱 | 起回事象 | 1x10 ⁻³ | 8.3% | 7mSv |
| | | | | 起回事象 + 炉心除熱失敗 | | | |
| | | | | 起回事象 + コンファインメント隔離失敗 | | | |
| | | | | 起回事象 + コンファインメント隔離失敗 + 炉心除熱失敗 | | | |
| | | | | 起回事象 + 原子炉停止失敗 | | | |
| | | | | 起回事象 + 原子炉停止失敗 + 炉心除熱失敗 | | | |
| | | | | 起回事象 + 原子炉停止失敗 + コンファインメント隔離失敗 | | | |
| 起回事象 + 原子炉停止失敗 + コンファインメント隔離失敗 + 炉心除熱失敗 | | | | | | | |

*イメージを示したもので計算結果ではない

以下理由からDEC-IIは選定されない

- DEC-II候補の事故シーケンスの寄与度は1%未満と小さい
- DEC-II候補とDEC-Iの事故シーケンスの影響が同等である

図2 DEC-IIの選定例(頻度・寄与度・影響については、説明のためのイメージ)

3. まとめ

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針を報告した。今後は、事故シーケンスの選定とその発生頻度評価、及び被ばく影響評価を進め、高温ガス炉実証炉のLBE選定方針の実行可能性を確認する。

参考文献

(1) 加内,ほか,「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会 2024年度成果報告 (3) 高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例, 原子力学会 2025年春の年会, オンライン, 2025年3月14日.

*Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹

¹Japan Atomic Energy Agency

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 会場(Zoomルーム9)

[3I_PL] 世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

座長:相楽 洋(東京科学大)

[3I_PL01]

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation
Research, Education, and Workforce

*Anna Erickson¹ (1. Georgia Tech.)

[3I_PL02]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

*河原 卓¹ (1. 文科省)

[3I_PL03]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

*田口 達也¹ (1. 規制庁)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来
Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly
Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation:
Research, Education, and Workforce

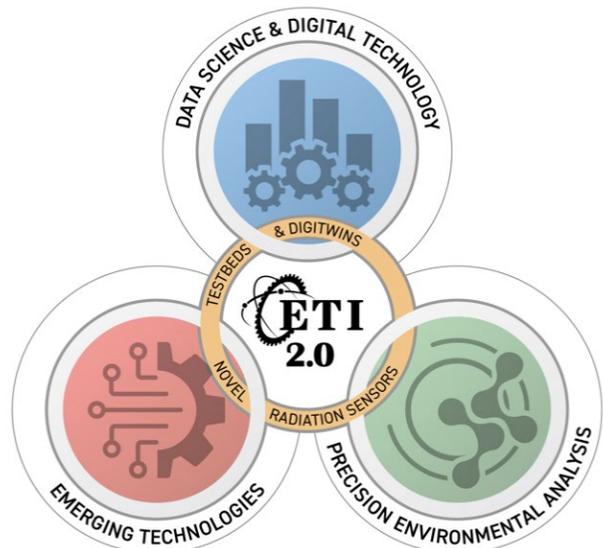
* Anna Erickson¹, Pavel Tsvetkov²

¹Georgia Tech, ²Texas A&M University

The promise of nuclear energy as a clean, reliable power source is tempered by the persistent threat of proliferation. To realize the full potential of nuclear power while safeguarding against its misuse requires innovative solutions. The Consortium for Enabling Technologies and Innovation (ETI) is at the forefront of developing these solutions by uniting academia, industry, and national laboratories while creating a dynamic ecosystem for research and development focused on nuclear nonproliferation. Consortium for Enabling Technologies and Innovation (ETI), representing a team of twelve universities and twelve national laboratories, committed to promoting the spirit of collaborative intelligence.



The unique mission of the ETI Consortium is to direct the multidisciplinary research and innovation that enable the technologies that support the NNSA DNN R&D, to train and educate the next generation of researchers, and to bridge the gap between university basic research and the national laboratories' mission-specific applications. The technical mission of the ETI team is to advance technologies across three core disciplines: (TA1) data science and digital technologies in nuclear security and nonproliferation; (TA2) precision environmental analysis for enhanced nuclear nonproliferation vigilance and emergency response; and (TA3) emerging technologies. The primary thrust areas will be advanced by cross-cutting research projects in (CC1) novel radiation detectors and algorithms and (CC2) testbeds and digital twins. Collaboration across a robust range of



disciplines ensures our capability to develop both professionals and enabling technologies for critical nuclear nonproliferation missions that will support NNSA, national laboratories, and the other NNSA Consortia efforts. Education and human capital development are an integral activity at the center of the ETI. Our programs are well-rounded in various disciplines of importance to NNSA's mission through research, internships and lab partnerships. Nuclear engineers with understanding of other cutting-edge technologies that are not typically part of the traditional curriculum are rare, and students from other disciplines are not normally exposed to nuclear security and nonproliferation. Our goal is to create a pipeline of professionals motivated and prepared to tackle evolving nuclear nonproliferation challenges.

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来
Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly
Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

(2) 核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

(2) Human resource development initiatives by the MEXT in the fields of nuclear non-proliferation and
nuclear security

*河原 卓
文部科学省

1. 見出し

文部科学省では、核不拡散及び核セキュリティの強化に向けた取組を積極的に展開している。これらの取組は、国際平和への貢献、原子力平和利用の推進、そして、国際的枠組みの遵守といった我が国としての基本方針に基づいており、本発表では、文部科学省が推進する核不拡散・核セキュリティ分野における最近の取組等を紹介する。

昨年開催された第68回国際原子力機関(IAEA)年次総会や核セキュリティに関する閣僚級会議(ICONS2024)といった国際会議において、核不拡散・核セキュリティを巡る厳しい環境変化に対応するための取組強化の重要性を日本政府として発信している。また、文部科学省と米国エネルギー省国家核安全保障庁(NNSA)との間で、「試験研究炉における核拡散抵抗性の向上に関する協力(Pro-X)」に関する意図表明文書を新たに締結し、同分野の協力について日米が連携して取り組むことに合意するなど、核不拡散・核セキュリティ分野に関する国際的な取組を一層強化している。

次に、長期的な核不拡散・核セキュリティの確保に向けた基盤構築のため、日本原子力機構(JAEA)核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)の活動を通じて、国内外の核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成や技術開発を推進している。昨年、ISCNは、IAEA核セキュリティ教育ネットワークに新規加盟し、核セキュリティ分野の教育プログラムやカリキュラム開発などに取り組むこととしている。これらの知見を活用して、今後の先進的原子力教育コンソーシアム(ANEC)との連携による、同分野の原子力人材育成に向けた取組の検討状況について紹介する。

以上のように、文部科学省の核不拡散・核セキュリティに関する最近の取組と今後の課題・展望について発表を行う。

*Taku Kawahara

Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来
Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly
Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

(3) 核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

(3) Human resource development initiatives by regulatory body in the fields of nuclear non-proliferation and nuclear security

*田口 達也
原子力規制委員会

原子力規制委員会では、中期目標における施策目標の1つとして、「核セキュリティ対策の推進と保障措置の着実な実施」を掲げている。今後、青森県上北郡六ヶ所村の再処理工場や MOX 燃料加工施設の稼働が想定されていることもあり、保障措置の体制を強化していく必要がある。また、核セキュリティについても、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における ID カード不正使用および核物質防護設備の機能の一部喪失への対応や、2024年8月の国際核物質防護諮問サービス (IPPAS) ミッションで示された課題への対応などを通じ、順次体制を強化しているところである。

原子力規制委員会では、査察官及び核物質防護対策官を「高度の専門的な知識及び経験が求められる職」と定め、所定の研修・訓練を修了した者にのみ、その職に任用されるための資格を付与する取組や、職員を一定年数 IAEA に派遣することなどにより、職員の力量向上に努めている。

また、将来的に保障措置及び核セキュリティを担う人材の裾野を拡大するための取組として、大学などにおける原子力規制に関する教育プログラムを対象に補助を行う原子力規制人材育成事業を実施している。保障措置・核セキュリティ分野の教育プログラムも対象としており、例えば、東京科学大学が実施する「フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成」の取組に対し、5年間にわたり、年度あたり 3,000 万円程度の補助を実施している。

* Tatsuya Taguchi

The Nuclear Regulation Authority of Japan