2025年3月12日(水)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核データ部会[「シグマ」調査専門委員会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[1A_PL] 三体核力研究と核データ応用への期待

座長:深堀 智生(JAEA)

[1A_PL01]
三体核力
原子核物理の新しい物質観
*関口 仁子[1] (1. 東京科学大)

[1A_PL02]
密度汎関数理論を用いた核子多体系の記述
*中務 孝[1] (1. 筑波大)

[1A_PL03]
核子多体系の原子核構造・反応計算の確立
*肥山 詠美子[1] (1. 東北大)

[1A_PL04]
三体核力の医学応用への期待
*小川 美香子[1] (1. 北大)

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL01]
標準委員会活動の現状
*毎熊 成公[1] (1. 九州電力)

[1B_PL02]
標準委員会活動の課題
*山本 章夫[1] (1. 名大)

[1B_PL03]
総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）
富田 邦裕[1]、神谷 考司[2]、阿部 弘亨[3]、笠原 直人[3]、毎熊 成公[4] (1. 電事連、2. 規制庁、3. 東大、4. 九州電力)

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[1C_PL] 倫理的安全行動を支える心とは何か？ ―安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る―

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL01]
日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

*鳥居塚 崇[1] (1. 日大)

[1C_PL02]
総合討論

講演者および参加者

企画セッション | 委員会セッション：理事会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL01]
大型軽水炉に関する海外の情勢

*新井 史朗[1] (1. 原産協会)

[1D_PL02]
SMRをとりまく海外情勢

*木藤 和明[1] (1. 日立GE)

[1D_PL03]
幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスク：欧州グリーンディールに学ぶ

*渡辺 凜[1] (1. キヤノングローバル戦略研)

[1D_PL04]
総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[1F_PL] 持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

座長:北田 孝典(阪大)

[1F_PL01]
近年の原子力発電をめぐる世論の動向

*藤田 智博[1] (1. INSS)

[1F_PL02]
女川原子力発電所の再稼働に向けた安全性向上の取り組み

*諸井 睦[1] (1. 東北電力)

[1F_PL03]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
a) 革新軽水炉SRZ-1200の開発状況

*西尾 浩紀[1] (1. MHI)

[1F_PL04]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b) Highly Innovative ABWR及びBWRX-300の導入に向けた取り組み

*近藤 貴夫[1] (1. 日立GE)

[1F_PL05]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
c) 革新軽水炉iBRの主要な特徴

*青木 保高[1] (1. 東芝ESS)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL01]
金属積層造形研究開発の現状

*千葉 晶彦[1] (1. 東北大)

[1G_PL02]
金属積層造形による耐熱合金の開発

*渡邊 誠[1] (1. 物材機構)

[1G_PL03]
金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組

*藤谷 泰之[1] (1. MHI)

[1G_PL04]
総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：福島特別プロジェクト[保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL01]

福島の環境放射線計測の最新技術とその活用

地域住民の安全確保のための取組

*佐々木 美雪[1] (1. JAEA)

[1H_PL02]

福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展

廃炉現場の安全確保のための取組

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

[1H_PL03]

総合討論

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL01]

JT-60SAの運転状況と研究計画

*芝間 祐介[1] (1. QST)

[1I_PL02]

JT-60SAの構造・装置内環境条件

*林 孝夫[1] (1. QST)

[1I_PL03]

JT-60SAと原型炉研究開発のつながり

*宇藤 裕康[1] (1. QST)

[1I_PL04]

プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究

*増崎 貴[1] (1. 核融合研)

[1I_PL05]

総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

2025年3月13日(木)

企画セッション | 委員会セッション：ダイバーシティ推進委員会[原子力人材育成ネットワーク共催]

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

[2A_PL] 男子学生の声も聞いてみよう ―学生・社会人公開座談会―

座長:吉橋 幸子(名大)

[2A_PL01]
ダイバーシティ&インクルージョン推進のためのアクションプラン

*小林 容子[1] (1. アドバンスソフト)

[2A_PL02]
原子力関連学科・専攻の学生動向ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について

*藤原 尊徳[1] (1. 原産協会)

[2A_PL03]
学生・教員・社会人公開座談会

大谷 雄哉[1]、塚田 東城[2]、山下 芳輝[3] (1. 京大、2. 立命館アジア太平洋大、3. 名大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：放射線工学部会

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

[2B_PL] 線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器

座長:富田 英生(名大)

[2B_PL01]
放射線源推定のためのロボティクス

*田村 雄介[1] (1. 東北大)

[2B_PL02]
福島第一原子力発電所における放射能汚染可視化技術の実証

*佐藤 優樹[1] (1. JAEA)

[2B_PL03]
福島環境放射線計測における無人機活用の現状と原子力防災への適用

*眞田 幸尚[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

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

[2C_PL] 炉物理部会の役割検討WG活動報告

座長:小玉 泰寛(原燃工)

[2C_PL01]
炉物理部会の現状分析

*須山 賢也[1] (1. JAEA)

[2C_PL02]
炉物理部会の「ありたい姿」、担うべき役割、アクションプラン

*牛尾 直史[1] (1. 原燃工)

[2C_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：新型炉部会

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

[2D_PL] 次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

座長:堺 公明(東海大)

[2D_PL01]
高速炉開発の役割

*安藤 将人[1] (1. JAEA)

[2D_PL02]
次世代高速炉の安全方針類の作成アプローチ

*守田 幸路[1] (1. 九大)

[2D_PL03]
次世代高速炉の安全設計の考え方

*久保 重信[1] (1. JAEA)

[2D_PL04]
次世代高速炉の主要な安全設計

*日暮 浩一[1] (1. MFBR)

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力安全部会

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

[2F_PL] 次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

座長:山本 章夫(名大)

[2F_PL01]
リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けたPRA手法の高度化に関する研究

*成川 隆文[1] (1. 東大)

[2F_PL02]
安全研究のフロンティア拡大を目指して

*山路 哲史[1] (1. 早稲田大)

[2F_PL03]
原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み

*山下 啓[1]、*内田 淳一[1] (1. 規制庁)

企画セッション | 総合講演・報告：「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

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

[2G_PL] 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

座長:高木 純一(東芝ESS)

[2G_PL01]
本委員会の目的と活動方針

*勝村 庸介[1] (1. 東大名誉)

[2G_PL02]
WG1「FPの量・物質収支と化学形態」

*和田 陽一[1] (1. 日立)

[2G_PL03]
WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

*宮原 直哉[1] (1. MHI)

[2G_PL04]
WG3「環境への移行経路の特定」

*唐澤 英年[1] (1. 八戸工大)

[2G_PL05]
成果のまとめと今後の課題

*三輪 周平[1] (1. JAEA)

[2G_PL06]
総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：バックエンド部会

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

[2H_PL] 原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

座長:森下 喜嗣(TAS)

[2H_PL01]
クリアランス金属の再利用に係る取組みについて

*上山 裕[1] (1. 電事連)

[2H_PL02]
嶺南Eコースト計画における原子力リサイクルビジネスについて

*前田 耕作[1] (1. 福井県)

[2H_PL03]
福島第一原子力発電所における金属がれき等の減容及び再利用について

*高木 昌和[1] (1. 東電HD)

[2H_PL04]
パネルディスカッション

講演者全員、松田 貴光[1]、奈良 篤人[2]、井口 哲夫[3] (1. 福井県、2. 経産省、3. 名大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：海外情報連絡会

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

[2I_PL] 米国新政権の原子力政策について

座長:木藤 和明(日立GE)

[2I_PL01]
米国新政権の原子力政策について

*中塚 亨[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

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 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

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)

©日本原子力学会

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)

©日本原子力学会

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)

©日本原子力学会

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)

©日本原子力学会

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 I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 Erickson[1] (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)

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核データ部会[「シグマ」調査専門委員会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[1A_PL] 三体核力研究と核データ応用への期待

座長:深堀 智生(JAEA)

[1A_PL01]
三体核力
原子核物理の新しい物質観
*関口 仁子[1] (1. 東京科学大)

[1A_PL02]
密度汎関数理論を用いた核子多体系の記述
*中務 孝[1] (1. 筑波大)

[1A_PL03]
核子多体系の原子核構造・反応計算の確立
*肥山 詠美子[1] (1. 東北大)

[1A_PL04]
三体核力の医学応用への期待
*小川 美香子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待

Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(1) 三体核力 ～原子核物理の新しい物質観～

(1) Three-body Nuclear Force ～A New Vision of Matter in Nuclear Physics～

関口　仁子

東京科学大学

物質のもととなる原子の中心には原子核が存在し、強い力である核力が働く。核力の成り立ちを理解し、核力から出発して原子核という量子多体系を理解する、これは原子核物理学の長年の重要課題となっている。この課題への挑戦がここ 20 年で大きく展開され、「三体核力」と呼ばれる核力が原子核の様々な現象を理解するためには不可欠である、という新しい視点が生まれた。三体核力とは、三つの核子が同時に作用することで引き起こされる核力の事を言う。

三体核力の存在そのものは長らく予想されていたが、実験的な検証が難しく、なかなか研究が進まなかった。我々は、三体核力の効果を探索し、その性質を調べるため、重陽子と陽子との散乱（重陽子-陽子散乱）実験を理化学研究所の加速器施設で行ってきた。三つの核子からなるこの散乱系では、実験値と厳密理論計算との比較から、直接定量的に三体核力の大きさ、運動量依存性、スピン量子数依存性といった諸性質を引き出すことができる。これまでに微分断面積の高精度測定によって三体核力の明らかな証拠を見つけ、重陽子-陽子散乱が三体核力研究に有効なプローブである事を示した。

我々の一連の実験をきっかけに、核力は二体核力だけではなく三体核力をも含めた理論の記述が進みつつある。さらに、核力をインプットとして原子核の様々な性質を記述する研究も進み、例えば原子核の結合エネルギーや、中性子星などに見られる高密度の核物質などにおいて三体核力は欠かすことの出来ない重要な力である事が指摘されている。

その様な中「三体核力を精緻に決定し、極めて精度の高い核力をインプットとする原子核の精密計算が実現すれば、それは原子核の物性（半減期、質量、励起エネルギー、半径、変形など）や核反応に対し、予言力の高いシミュレーションツールとなるのでないか」というねらいのもと、我々は ERATO 関口三体核力プロジェクトを開始した。

本講演では、我々が切り拓いてきた三体核力の実験的研究とその背景、また本プロジェクトを核データへつなげたいという思いも含め、今後の展望について言及したい。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

Kimiko Sekiguchi

Tokyo Science

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待
Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(2) 密度汎関数理論を用いた核子多体系の記述
(2) Description of Nucleon Many-body Systems using Density Functional Theory

中務　孝
筑波大学　計算科学研究センター

1. 緒言
密度汎関数理論は、原子・分子や固体などの多電子系の第一原理計算として有名であるが、原子核物理においては、Brueckner Hartree-Fock (BHF) theory に対して局所密度近似と密度行列展開を実行し導出される Density-Dependent Hartree-Fock (DDHF) theory として知られる理論と同一視されている。BHF では、原子核の最も基本的な性質である飽和性を定量的に再現することが困難であり（cf, Coester band)、三体力の必要性に絡めて様々な議論がなされてきた[1]。一方 DDHF では、密度行列展開から導出されるエネルギー密度に対して、飽和性を再現するように密度依存性を調整することで、原子核の定量的な記述が可能となり、DDHF と実質的に同等な現象論的エネルギー密度汎関数である Skyrme エネルギー密度汎関数計算、密度依存 Gogny 相互作用を用いた計算、相対論的平均場理論から発展した共変型エネルギー密度汎関数計算が幅広く用いられている。現在、これらはどれも原子核密度汎関数理論として知られている。

2. エネルギー密度汎関数による原子核の記述
2-1. 基底状態
原子核基底状態の性質については、実験的には質量や荷電半径、反応断面積などの測定が行われる。これらの物理量に対して、密度汎関数理論は定量的な記述を与え、例えば質量に関しては平均誤差で 3 MeV を切るエネルギー汎関数も開発されている。荷電密度分布などに対しても実験データの再現性は高い。開殻配位の原子核を含めた計算を実施するためには、エネルギー密度汎関数として通常密度のρ_n、ρ_pに加えて対密度κ_n、κ_pを加えた密度汎関数を用意する必要があり、また変形を取り入れて自己無撞着に決定する必要がある。これらを有限核に対して実行できるオープンソースウェアが複数存在する。一方で、うまくいかない点も分かってきている。例えば質量に関しては、陽子・中性子数が魔法数に対応する閉殻配位の原子核の質量を再現させると、開殻配位の核種の質量を過大評価してしまうことが知られている。また、現在の汎関数は核力とのリンクが切れてしまっているため、核力から核構造を理解するという観点では不満足な点が残されている。

2-2. 励起状態
励起状態の記述には、主に二つの方法が採用される。一つは、配位混合を考慮することで基底状態に対して相関エネルギーを導入するとともに、励起状態を計算する方法である。生成座標法 (GCM) などが良く知られている。この方法は量子力学的な手法で分かりやすい一方、エネルギー密度汎関数のコンセプトとの整合性に問題がある。また、密度依存性からくる数値的な不安定性も大きな問題である。

もう一つの手法は時間依存密度汎関数理論に基づく手法である。基底状態の周りでの線形応答を考えることで、励起状態の情報を得ることができる。魔法数周辺の球形の原子核に対する計算が系統的に実施され、最近では変形核を含めた開殻配位の核種に対する計算も行われるようになってきた。これに対しては、有限振幅法[2,3]と呼ばれる方法が現在世界的に広く使われ、系統的な計算も行われている。巨大共鳴状態の実験データを高精度で再現することが知られている。低エネルギー状態に対しては、集団ハミルトニアンの導出からアプローチする手法が取られている[3]。

核反応に対しても時間依存密度汎関数計算が広く行われている。平均的な振る舞いをうまく説明することが知られる一方で、レアイベントの記述はできない。また、量子力学的なトンネル効果をフルに取り入れた記述ができないため、自発的核分裂などの計算を直接行うことができない。これに対して、時間依存密度汎関数理論に基づき、低エネルギー核反応の模型ハミルトニアンを微視的に導出するアプローチが取られている[4]。また、直接反応に対しては、上記の線形応答計算から遷移密度を計算し、反応模型に導入する形で計算が行われている[5]。

2-3. 核反応

核反応に対しても時間依存密度汎関数計算が広く行われている。この手法は古くは 1970 年代から用いられ重イオン反応の平均的な振る舞いをうまく説明することが知られる一方、レアイベントの記述はできないとされてきた。また、量子力学的なトンネル効果をフルに取り入れた記述ができないため、自発的核分裂の時間発展を直接追うことができない。虚時間発展法[1]といった手法が提唱されているが、現実的な計算例はまだ存在しない。これに対して我々は、時間依存密度汎関数理論に基づき、低エネルギー核反応の模型ハミルトニアンを微視的に導出するアプローチが取ることで一定の成功を収めた[4,5]。また、直接反応に対しては、定量的に必ずしも成功しているとは言い難いが、上記の線形応答計算から遷移密度を計算し、反応模型に導入する形で計算が行われている[6]。

3. 結語

本講演では、原子核密度汎関数理論の最近の発展を簡単にレビューし、上記の内容に関する原子核構造・反応に対するアプローチ、計算結果を紹介する。成功した点に加えて、うまくいかない点や問題点についても議論したい。また、時間が許せば中性子星物質を対象にした研究についても紹介する。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] J. Negele, Rev. Mod. Phys. 54, 913 (1982).
[2] T. Nakatsukasa, T. Inakura, and K. Yabana, Phys. Rev. C 76, 024318 (2007).
[3] T. Nakatsukasa, K. Matsuyanagi, M. Matsuo and K. Yabana, Rev. Mod. Phys. 88, 045004 (2016).
[4] K. Wen and T. Nakatsukasa, Phys. Rev. C 94, 054618 (2016); ibid 96, 014610 (2017); ibid. 105, 034603 (2022).
[5] K. Washiyama, N. Hinohara, and T. Nakatsukasa, Phys. Rev. C 103, 014306 (2021).
[6] Y. Chazono, K. Yoshida, K. Yoshida, and K. Ogata, Phys. Rev. C 103, 024609 (2021).

Takashi Nakatsukasa
Tsukuba Univ.

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待

Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(3) 核子多体系の原子核構造・反応計算の確立

(3) Establishment of Nuclear Structure and Reaction Calculations for Nucleon Many-body Systems

肥山　詠美子
東北大学

1. 緒言

物理学の興味のある課題の中には、少数粒子系（３体以上）のシュレディンガー方程式を「精密に」解くことに帰着する課題が多い。「精密に」解くことによって、新しい知見を得たり、新しい予言や発見に至ることがしばしばある。従って、少数粒子系のシュレディンガー方程式を、精密に解くことができる、容易に解くことができる、適用範囲が広い、大学院修士レベルでも容易に習得できるような計算法が存在すれば、心強い。しかし、そのような計算の開発は難しい。

原子分子の世界では、電子と原子核で構成されるが、ここでは、電子の質量が原子核よりも非常に軽いこと、相互作用であるクーロン力が比較的弱いだけ、よい近似が存在し、原子核物理分野よりも比較的、容易に解くことができる。一方、原子核物理の分野では、陽子や中性子で構成される核子の質量は同じ、相互作用は核力であり、強い相互作用であるために、近似法をできるだけ排除した計算法が必要である。

2. 無限小変位ガウス・ローブ関数展開法の提唱とその応用

そこで、「無限小変位ガウス・ローブ関数展開法」をいう３体、４体系のシュレディンガー方式を厳密に計算する計算法を提唱した[1]。一般的に、少数系におけるシュレディンガー方程式を解くために、未知関数をできるだけ完全系に近い基底関数で展開し、ハミルトニアンの行列要素を計算することで、一般化固有値問題に帰着させ、エネルギー固有値と波動関数を求める。この際、重要なことは展開する基底関数が「信頼できる」ものであることである。そこで、講演者は、次のような基底関数を提唱した。この基底関数を「無限小変位ガウス・ローブ基底関数」と呼ぶ。この基底関数によって、すべての粒子間の相関を取り入れることができる、波動関数の遠方の漸近形をよく記述できる。行列要素の計算が容易にできるだけ、解析的に実施することができる、という利点が生まれた。この基底関数の提唱のおかげで、４体問題だけでなく、５体問題以上の精密計算が可能になりつつある。実際、この計算法が厳密に数値解を与えるかを証明するために、世界中の少数多体系を計算する７つの研究グループと共に、^{4}He という４体問題について複雑な現実的核子間相互作用を使用して、その４体問題計算をし、その答えを比較するというベンチマークテストを実施した。その計算結果は、数 10keV の精度で一致した[2]。

$$\lim_{\varepsilon\to 0}\ \frac{1}{\varepsilon^{l}}\sum_{k=1}^{k_{\max}} C_{lm,k}\ e^{-\nu(\mathbf{r}-\varepsilon\mathbf{D}_{lm,k})^2}$$

3. まとめ

本講演では、この計算法とその適用例として、４He 原子系の３体～５体問題の計算について、説明し、本計算法が如何に有力な方法であるかを示したい。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] E.Hiyama, Y. Kino,and M. Kamimura,　Prog. Part. Nucl. Phys. 51, 233 (2003).

[2] H. Kamada et al., Phys. Rev. C64, 044001 (2001).

Emiko Hiyama

Tohoku Univ.

2025年春の年会

核データ部会セッション

三体核力研究と核データ応用への期待
Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(4) 三体核力の医学応用への期待

(4) Expectations for Medical Applications of Three-Body Nuclear Force

小川　美香子
北海道大学　大学院薬学研究院

1. はじめに

放射性同位元素（RI）を導入した化合物による病気の診断・治療を、それぞれ核医学診断・核医学治療と呼ぶ。たとえば、がん細胞に取り込まれる化合物に放射標識を施した薬剤をヒトに投与することで、がんの診断や治療が可能となる。この際、目的に応じた崩壊形式の RI を選択することが重要である。放射線のエネルギーや核種の半減期にも注意を払う必要がある。また、病気の進行を待つことが出来ない場合が多く、必要時に薬剤を入手できることが求められるため、安定供給が可能な RI である必要がある。一方、核医学に用いる薬剤の投与量（物質量）は非常に少ないため、元素の種類には大きな制限はない。

現在、種々の診断用、治療用 RI が核医学に利用されているが、製造方法まで含め医療応用に適した「完全な」性質を持っている RI はそれほど多くなく、より良い性質を持つ RI があればさらに望ましい。

2. RI の医学利用について

2-1. 核医学診断

診断には生体透過性の高いエネルギーのγ線・X 線を放出する RI が利用される。消滅 X 線を放出するポジトロン放出核種も含まれる。ポジトロン放出核種は PET に、その他はガンマカメラや SPECT での画像化に用いられる。診断用の RI の半減期は、被ばくを低減するため長すぎないことが重要である。一方、短すぎても薬剤が体の中を廻る時間が確保できないため適さない。RI を結合する分子の体内動態に併せた半減期を選択することも必要である。一般に、数分から数日の半減期を持つ RI が利用されている。例えば、ガンマカメラ・SPECT での画像化に利用されている Tc-99m は、Mo-99 からジェネレータにより病院内で製造することができるため、薬剤の入手が容易であり汎用されている。一方、Mo-99 は原子炉で製造されており、本邦では輸入に頼っているため状況によっては入手が不能となるなど、「完全」とは言えない。

2-2. 核医学治療

治療では、細胞を殺傷する力がある、ある程度以上のエネルギーを持った粒子線を放出する RI が用いられる。従来よりβ線放出核種が主に用いられているが、近年、α線放出核種にも注目が集まっている。治療用 RI の半減期は、十分な治療効果を発揮するためにある程度以上必要であるが、長すぎると非特異的に集積した薬剤による正常組織への被ばく量が多くなり、副作用につながる。そのため、一般に数日程度の半減期を持つ核種が利用される。例えば、近年注目されているα線放出核種である At-211 は、その製造に原子炉を必要とせず、安定核種である Bi-209 から加速器で製造することが可能である。子孫核種による非特異的な被ばくも無い。ただし、半減期が 7.2 時間でありやや短い。

3. まとめ

実際に臨床で使える薬剤とするには、RI の物理的な性質に加え、標識合成の容易性も重要である。金属 RI ではキレート反応により比較的容易に標識することができるが、ハロゲン原子等では共有結合を作るための化学が必要である。三体核力研究により、簡易に利用可能な新しい核データが創出されれば、物理・化学的性質を含め「完全」な RI が供給される未来が来ると期待する。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

Mikako Ogawa
Hokkaido Univ.

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL01]
標準委員会活動の現状

*毎熊 成公[1] (1. 九州電力)

[1B_PL02]
標準委員会活動の課題

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[1B_PL03]
総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

富田 邦裕[1]、神谷 考司[2]、阿部 弘亨[3]、笠原 直人[3]、毎熊 成公[4] (1. 電事連、2. 規制庁、3. 東大、4. 九州電力)

©日本原子力学会

2025年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類策定に係る課題と今後の展望
Challenges and Future Prospects for the Development of Codes and Standards

（1）標準委員会活動の現状

(1) Current Status of Standards Committee Activities

*毎熊 成公[1]
[1]九州電力

1. 標準委員会の活動目的

近年原子力発電所の再稼動や廃止措置が進んできていること，新しい検査制度の本格開始，及び CAP やリスク情報活用等による事業者の継続的安全性向上の取り組みが進み実績を積みつつあること等，標準委員会（以下,「委員会」という）の活動を取り巻く環境も変遷してきていることに加え，国際状況の変化や，原子力規制委員会による標準の技術評価、ATENA ガイドラインの整備等、外部との関係においても新たな環境の変化が進んでいる。

このような状況を踏まえ，委員会の活動が原子力施設及びその運用に関して原子力安全が達成されていくこと，及び福島第一原子力発電所の円滑な廃炉に貢献できるように，委員会として目指す姿を改めて検討し，標準委員会運営規約（1101-01）第 2 条に定められた委員会の任務を的確に遂行するための活動の基本方針を昨年 9 月に改定した。

その中で委員会の新たな活動の目的の見直しを行い,「基準・指針（以下,「標準」という。）を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定，普及し活用を促すことによって，原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保すること」とした。

上記目的に則り，委員会は原子力施設の安全性向上に資するため，関連する学協会等関係機関（国（推進，規制），産業界（電力，メーカ），学会（学術団体，大学，研究機関））と連携を図り，最新の知見を取り込み，公平，公正，公開の原則の下に，原子力施設の計画段階から，設計，製作，建設，運転そして廃止措置に関わるライフサイクルに応じた標準の整備を行うこと，さらに標準の広範な普及と定着を促進する活動を行っている。

2. 制定する標準の性格と目指す標準の姿

委員会は標準が以下の性格を備えるように行動することとしている。

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

*Narimasa Maikuma[1]
[1]Kyushu Electric Power Co., Inc.

規模の大小や機能に関わらず原子力施設の安全性や信頼性は社会に大きな影響を与えることから，委員会で制定する標準は，原子力発電所はもとより原子燃料サイクル施設及び研究開発活動に係る施設全般を対象とし，これらの原子力施設の計画段階から，設計，製作，建設，運転そして廃止措置に関わるライフサイクル全体にかかる一連の活動に対して体系的に整備することを目指している。

また，標準には安全性・信頼性の確保に関する基本理念を提示するものに始まり，遵守すべき最低限の要求を規定するもの，さらに，関係者の具体的行動目標や参考手引きに類するものまで様々なものがある。これらの標準を原子力安全の目的を頂点とする統一的な安全哲学に基づいた階層構造を念頭に，他学協会規格との関連を考慮して整備し，分野横断の課題を解決することを目指している。

3.傘下の組織

2024 年 12 月 5 日現在の標準委員会の組織図を図 1 に示す。以下では，傘下の組織について概要を説明する。

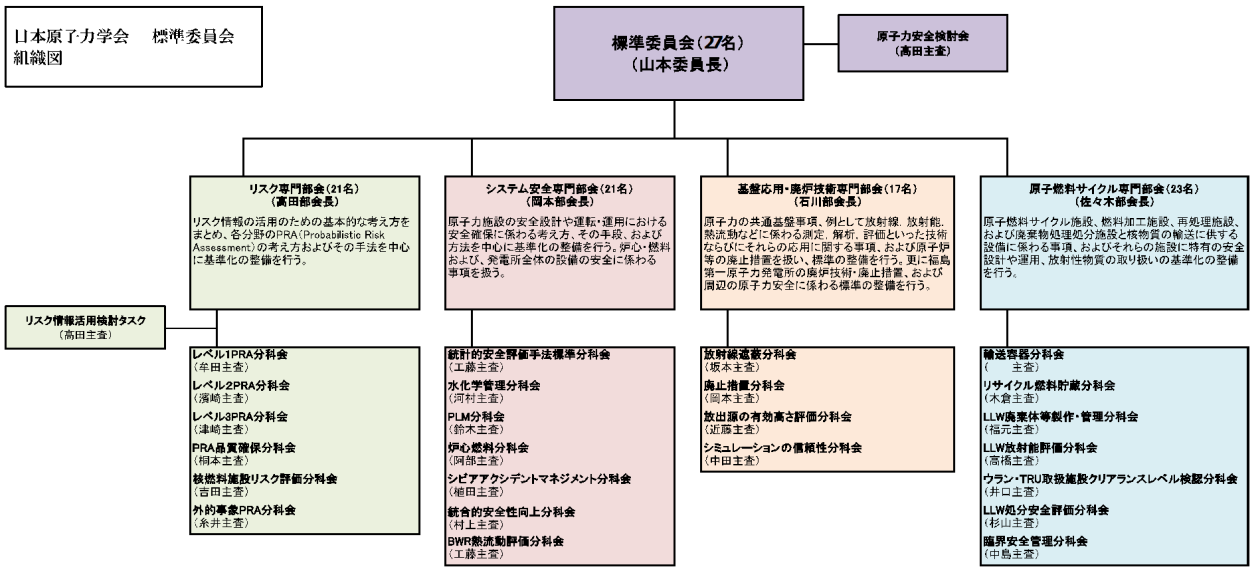


図 1　標準委員会組織図(2024 年 12 月 5 日現在)

3.1 原子力安全検討会

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

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

3.2 専門部会

指定された技術の専門分野の標準制定に関わる以下の役割を担っている。

１）標準制定に関わる任務

(1) 標準の策定方針案を策定する。

(2) 委員会にて策定された基本方針及び策定方針に従い，標準の制定，改定，廃止の原案の策定に責任を持つ。

(3) 原案策定のための諸活動の運営及び監督を行う。

(4) 海外，及び国内の当該分野における標準との整合性を検討する。

２）対外に関わる任務

(1) 委員会からの要請により，委員会に関係する標準の技術的な内容を，関係官庁等の組織に対して説明する役割を持つ。

(2) 一般公衆に対して制定した標準の技術的内容を説明する。

３）組織に関わる任務

(1) 標準の制定，改定，廃止の原案策定のため，分科会又は相当する組織を設置，改組，廃止する。

(2) 分科会等の提案の人事, 組織案及びそれに関する規約の提案及び必要と判断された事項について審議を行い，その採否を判断し，承認する。また必要により，分科会への指導，助言を行う。

(3) 専門部会の運営を円滑に行うために幹事会, 及び必要に応じてタスクグループを設置することができる。

４）その他

上記のほか，専門部会が必要と判断した事項について審議する。

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

3.2.1 リスク専門部会

リスク情報活用のための考え方，各原子力施設における PRA（Probabilistic Risk Assessment）の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法を中心に標準の整備を行う。

3.2.2 システム安全専門部会

原子力施設の安全設計，運転・運用における安全確保に関わる考え方，その手段及び方法を中心に標準の整備を行う。炉心・燃料及び発電所全体の設備の安全に関わる事項を扱う。

3.2.3 基盤応用・廃炉技術専門部会

原子力の共通基盤事項，例として放射線・放射能，熱流動などに関わる測定，解析，評価といった技術並びにそれらの応用に関する事項を扱い，標準の整備を行う。また運用後の原子炉等の廃止措置，更に，福島第一原子力発電所の廃炉技術，廃止措置及び周辺の原子力安全に関わる標準の整備を行う。

3.2.4 原子燃料サイクル専門部会

原子燃料サイクル施設，燃料加工施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，及び廃棄物処理処分施設と核物質の輸送に供する設備などに関わる事項及びそれらの施設に特有の安全設計，運用，放射性物質の取り扱いの標準の整備を行う。

4.至近に発行した標準・技術レポート

委員会の第 1 回会合が開かれたのは，1999 年 11 月 1 日であり，25 年以上にわたって活動を続けている。また，至近（2021 年～2024 年）において制定・発行した標準・技術レポートは以下の通り。

・リスク評価・リスク情報活用関連　7
・高経年化対策関連　6
・廃止措置関連　3
・放射性廃棄物関連　5
・その他　10

5.標準の活用

標準の主な活用方法としては，以下の通りである。

1）リスク評価・リスク情報活用関連標準

・原子力発電所の安全性向上評価に活用している。　その評価において最新の状態を反映した PRA を実施し，その結果から更なる安全性向上対策の抽出を行っている。
・原子力発電所において，リスクモニタによる PRA を行い，定期検査期間中の CDF 変動に関する情報の周知やリスク上重要な機器に対して注意喚起表示を行うなど、リスク情報を活用している。
・原子力規制検査において検査指摘事項の定量的な重要度評価に PRA を活用するが，事業者の PRA モデルの適正確認に PRA 標準を参照して行っている。
・オンラインメンテナンスの計画を進めるにあたり、電中研のガイドラインを参考にしているが、このガイドラインは IRIDM 標準を参照した機械学会のガイダンスを参照している。

2）高経年化対策関連標準

・NRA の「長期施設管理計画の記載要領」でも引用されているため，長期施設管理計画策定にあたり，機器の使用条件に応じた評価対象部位の選定，経年劣化事象の特定及び劣化評価に活用している。

3）廃止措置関連標準

・廃止措置計画申請書の作成，作業計画の立案等の際の参考資料として活用している。

4）放射性廃棄物関連標準

・放射性廃棄物の処理・処分に関しては，規制によるガイドライン等の整備には期間を要するため，標準を技術評価し活用することとしている。

6.まとめ

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

参考文献

[1]「標準委員会の活動にかかる基本方針」日本原子力学会標準委員会　2024 年 9 月 10 日
[2]「標準策定 5 か年計画（2024 年度版）」日本原子力学会標準委員会

2025年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類策定に係わる課題と今後の展望
Challenges and Future Prospects for the Development of Codes and Standards

（2）標準委員会活動の課題

(2) Challenges of Standards Committee Activities

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. 標準委員会を取り巻く環境

標準委員会の活動目的は、「標準委員会の活動の目的は，基準・指針を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定，普及し活用を促すことによって，原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保することである。」である。原子力安全の確保のために良い規格基準類が必要であることは論を待たないが、私自身は prescriptive な規格基準類のみで原子力安全が十分確保されるとは考えていない。福島第一原子力発電所事故からの学びとして、「安全確保に必要な直接情報に加え、その背後にある概念や考え方を自らのものにすること」「概念や考え方は、安全性向上の羅針盤として重要」というものがあると考えており、これが標準委員会の名称に規格や基準でなく「標準」が用いられている理由であると認識している。つまり、標準委員会としては prescriptive な規格基準のみならず、基本的な概念や考え方も含めて標準を策定していくことが重要だと考えている。

標準委員会の活動は 1999 年の 11 月にスタートしているため、すでに四半世紀が経過している。また、2011 年の福島第一原子力発電所事故により、標準委員会の発足当時と現在の状況は全く異なっていると言って良い。ここ数年の環境の変化として、新検査制度の本格開始、規制庁のガイドラインの整備進展、ATENA ガイドラインの整備の開始、カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の観点からの原子力の捉え方の変化、IAEA 標準類の整備進展、BWR を含む再稼働の進展、革新軽水炉に関連する議論の進展、リスク情報活用への取り組みなどがある。大きな流れとしては、「リスクインフォームド・パフォーマンスベースト」で原子力安全を確保する方向となっているといえる。

標準委員会は、多くの方の活動に支えられている大規模な組織である。それなりに慣性も大きい。しかしながら、環境の変化を的確に捉え、変えるべきところは変える、変えるべきでないところは変えない、ということが重要であろう。

2. 論点と課題

2021 年 11 月に行われた日本原子力学会秋の大会の標準委員会企画セッションにおいて、課題と検討事項を議論した。その際の課題を以下に再掲する。

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

---

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

・標準委員会が目標としている位置づけの標準が策定できているか
・原子力関連学協会による規格策定活動の方向性は適切か。規格の位置づけや活動のあり方、規格策定の優先順位、安全研究ロードマップなど
・事業者(ATENA)が策定するガイドラインとの関係

議論が進展した項目もあるし、議論が進んでいない項目もある。例えば、ATENA ガイドラインとの関係については、電気協会の原子力規格委員会シンポジウムなどにおいても議論がなされ、一定の整理がなされた状態である。一方、エンドースのあり方を含めた議論は現在も進行中である。

さて、基本的に標準類の数は増加傾向にあり、また、最新知見取り込みのため、定期的な改訂などのメインテナンスも必要である。一方、ご多分に漏れず、標準委員会も少子高齢化の影響を受け、標準活動に関わる人材の減少に直面している。つまり、明らかに持続可能性がない状況に直面しつつあると言って良い。そのため、標準のメインテナンスの効率化、品質やデュープロセスを劣化させない形での審議や資料作成の効率化などが求められていると考える。

標準委員会の活動にかかる基本方針には、標準のあるべき姿として、以下の項目が示されている。

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

現在の標準委員会で作成している標準類は、あるべき姿に則っているであろうか。公平性・公正性・公開性・専門性といった観点については、これまでに確立された実践などにより、概ね実現できているのではないかと感じている。一方、迅速性・合理性については、最新知見の迅速な取り込み、あるいは現場の適用という観点でまだ改善の余地があると思われる。特に現場適用については、標準委員会のみで閉じた形ではなく、規制との兼ね合いがあるため、難しい問題ではある。しかしながら、新検査制度では、いわゆるエンドースがなされていない規格基準類を活用しやすい仕組みとなっているため、学協会内で議論を閉じるのではなく、規制も含めて様々なステークホルダーとフラットに意見交換し、効率的な規格基準類の活用について議論していくことが必要であろう。

3. まとめ

標準委員会活動の課題について取りまとめた。総合討論では、上記の論点をもとに、ステークホルダーからご意見をいただき、今後の方向性について議論したい。

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL03] 総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

富田 邦裕[1]、神谷 考司[2]、阿部 弘亨[3]、笠原 直人[3]、毎熊 成公[4] (1. 電事連、2. 規制庁、3. 東大、4. 九州電力)

原子力を取り巻く環境が急速に変化する中、約25年前にスタートした標準委員会も変化していく必要があります。そのため、 標準委員会の基本方針に照らして現在の活動をレビューし、 基本方針の見直しも含めて 今後の活動を改善するための議論を行います。
講演では、まず標準委員会の現在の活動、規格の策定状況や活用状況をレビューし、その後、標準委員会の活動に係る課題を可視化します。総合討論では、標準委員会のステークホルダーにパネリストとして登壇いただき、第三者から見た課題あるいは今後の方向性に関して包括的な議論を行います。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[1C_PL] 倫理的安全行動を支える心とは何か？ ―安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る―

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL01]
日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

*鳥居塚 崇[1] (1. 日大)

[1C_PL02]
総合討論
講演者および参加者

©日本原子力学会

2025年春の年会

倫理委員会セッション

倫理的安全行動を支える心とは何か？—安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る—

What is the Mind that supports Ethical Safety Actions ?

- Exploring the Mind Readiness that may form the Foundation of Safety Culture -

日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

Underlying Commonality Between Everyday Ethical Behavior and Hazard Response

*鳥居塚　崇[1]

[1]日本大学

1. レジリエントな行動

原子力分野では，必要な事項は基本的にほぼすべてが手順書に記載されており，手順書を遵守していれば大きなトラブルに発展することはないという考えに支配されていたが，東日本大震災時に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故を契機に，事態が手順書を超える場合や破局的な事態が想定される場合には柔軟で弾力的な対処も必要であろうという，レジリエンス・エンジニアリングの考え方が普及してきた．

柔軟で弾力的（レジリエント）な行動は，そのような状況下でなにをすべきか明確な目標を持つとともに，事態の変化を的確に予測し，その変化を的確に捉え，それに対処する能力によって支えられる．いざというときには臨機応変に対処することが重要と言われることもあるが，前述のように，目標を明確に持ち，然るべき能力を備えた場合にのみ可能となる．

2. ハザード対処と日常の行動とに通底するもの

ここでカギとなるのが，明確な目標を持つということと，状況を認識し対処する能力が備わっていることであるが，これらは特別な能力というわけではなく，意識してそれらを行なっているかが重要となる．そしてこれらは，緊急時の臨機応変な対応だけでなく通常業務においても重要な役割を果たすことが多い．手順書に従って行われる通常の業務は作業者による差異があまり見られないはずであるが，実際には，スムーズに作業を行うことができる作業者とそうでない作業者がいることは周知の事実であろう．その作業に関する慣れや技量の問題もあるが，先述したような「作業に対する意識」が大きく影響を与えていることは言うまでもない．例えば，現場にて汚れが生じそうなときには予めウェスを準備しておいたり，右利きの作業員が計測を行う際には左傍に位置してともにメータを読み取るなどの行為がそれに相当する．また現場のみならず管理業務においても，許可や届出，あるいは資材調達などで予め問題が生じそうな場面が想定された際には解決策をいくつか準備しておくといったことが相当する．

以上のように，柔軟で弾力的な行動の成否は，作業の目標を認識したり状況を認識し適切に対処することができる，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に依存していると言える．そのように考えると，レジリエントな行動は緊急時の臨機応変な対応のためだけに許されるわけではなく，実は，手順書に支配されている通常業務においても必要なものであることがわかる．また，私たち人間は，人間を取り巻くさまざまな要因が常に一定ではないことも認識しており，その揺らぎに合わせて対処する能力も持ち合わせている．例えば，冬場の寒いときには始動に時間がかかりそうな機器を扱う際には少し早めに準備を始めたり，長尺物を運搬する際に相方が年配者や細身だったら自分が重そうな方を持つというように，揺らぎ＝状況に合わせて適切に対処している．このような捉え方をすると，作業の目標を認識したり，状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」が，緊急時の対応や通常の業務に通底するものであると考えられる．

3. 「ハザード対処と日常の行動とに通底するもの」を支えるもの

3-1. 心理的安全性

「作業に対する意識」や「それに基づく対処」は常に発揮できるかというと，必ずしもそうとは限らない．例えば，新幹線走行中に異音や臭気が認められたにもかかわらず輸送司令の判断で運行を継続し，その後，他の輸送司令の指示によって新幹線を停止させ確認したところ，台座に脱線につながるような大きな亀裂が発見された事例（2017 年 12 月のぞみ 34 号）では，車掌等の乗務員が異常を感じ司令に報告しながら，司令が停止の判断をしなかったことが問題であろう．通常とは異なる事態であることは判っていたにもかかわらず，恐らくさまざまな要因によって対処（停止の判断）ができなかったものと推察できる．例えば運行停止させることでのダイヤ（そして乗客）への影響，停止確認した結果とくに問題が生じていなかった場合の自身に降りかかる責任などを考慮し，適切な判断を行うことができなかったと考えることもできる．つまり，安心して停止を判断することが困難だったのではないか．このように，心理的安全性（組織などで自分の考えや意見を安心して発言できる状態）が確保されていない状態では，判断（対処）に歪みが生じることは否めない．あるいは，当該司令の主眼はダイヤの乱れを生じさせないスムーズな運航に置かれ，安全が霞んで見えたのかもしれない．この場合はすなわち，作業の目標を正しく認識していなかったことになる．またあるいは，新幹線を支える技術を考慮すると，異音が発生していたとしても致命的なものであるはずがないという安全性バイアスが働いていたのかもしれない．いずれにしても，当該司令は，心理的安全性を含め安全を優先に考えようとする雰囲気の組織下にあったとは言い難い．このように，組織的にコンプライアンスに問題がある場合，作業に対して正しい意識を向けたり，適切に対処したりすることは難しくなる．

3-2. トップマネジメントのコンプライアンス

近年，トップマネジメントのコンプライアンスに関わる問題が，組織全体を揺るがす大きな問題に発展するような事例も見られるようになってきた．ある大学の例では，経営層のトップがさまざまな不正を行なっていただけでなく経営に関して異論を唱える人々を冷遇してきたが，それらが公表されると，国からの補助金は打切られ，受験生数も激減した．ある自動車販売会社でも，経営層のトップが不正を行なっていただけでなく，社員を強制的に社に従わせたり，雑草を撲滅させるために植栽に除草剤を撒くことで地域の自然に影響を生じさせたりした結果，当該会社は継続が困難となった．さらにあるマスコミ会社では，経営層のトップがコンプライアンスに問題がある事項を隠蔽してきたことが明らかとなり多くの番組にスポンサーを得ることができない状態に陥ったが，それまでは多くの社員がその社風に従わざるを得ないような雰囲気だったという．これらの事例に共通することは，トップマネジメントにおいてコンプライアンス上の問題を生じさせていることと，そしてその組織に所属する人々がそれに対して異論を唱えにくい状態だったことである．すなわちそれらの人々の目指すところは，本来なにをすべきかに基づいて定められた目標ではなく組織に従うことこそが目標となり，その結果，作業に対して正しい（本来の）意識を向けることは困難となり，それに基づく適切な対処も困難となる．

以上より，心理的安全性が確保されているかどうかや，トップマネジメントのコンプライアンスが「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に大きく影響しているといえる．

3-3. メンタルヘルスとワークエンゲージメント

組織から個人に眼を向けると，人々のメンタルヘルスの問題も「作業に対する意識」や「それに基づく対処」に関わっている．建設業労働災害防止協会が行なってきた取り組みにおいて，メンタルヘルスはヒヤリハット発生に影響を与えていることを見出した．またメンタルヘルスは，レジリエントな行動の基となる，状況を認識し適切に対処する力にも影響を与えていることを見出している．さらに仮設工業会では，業務上において良い取り組みであることを示す「グッドジョブ」と状況を認識し適切に対処する力，およびメンタルヘルスとに関係に着目して調査を進めており，一部ではその仮説を支持する結果が得られているという．

また，前述の建設業労働災害防止協会や仮設工業会ではメンタルヘルスだけでなくワークエンゲージメントについても言及しており，ワークエンゲージメントとメンタルヘルスにも相関性があることを明らかにし，

その結果，ワークエンゲージメントがヒヤリハット発生や，状況を認識し適切に対処する力の大きさに影響を与えていることも明らかとしている．

このように，メンタルヘルスやワークエンゲージメントもまた，「通常の業務とハザード対処に通底するもの」に影響を与えていると考えられる．

4. 日常における行動を考える

通常の行動と言っても，業務における行動と日常における行動とでは大きく異なる．業務は行動指針や手順書など行動の枠になるものが存在するのに対し，日常ではそのようなものは存在しない．しかしあらゆる行動において，自身が置かれている状況を認識し，それに基づいて行動する必要がある点は，業務であろうと日常であろうと共通する．

4-1. 人間と他の要因を相対的に捉える

先述したように，このことはさらに，日常の行動と緊急時の臨機応変な対応等のようなハザード対処とで通底するものでもある．しかし，この成否は個々人で異なるように感じる．すなわち，自身が置かれている状況を認識できる人もいればできない人もおり，それによってその状況に対する対処が異なるということである．これは俗語的に言えば，空気が読めるか読めないかに相当し，空気が読める人は自身が置かれている状況を認識できる人（レジリエンとな人）に相当し，読めない人は状況を認識することが不得手な人に相当する．

人間はさまざまなものに囲まれて生活しており，私たちの周囲には，私たちの行動を形成するさまざまな要因が存在している．自分自身を常に一人称として捉えるか，私たちを囲むさまざまな要因との相対関係で捉えるかが，状況認識の得手不得手に関わってくる．人間と，人間を取り巻くさまざまな要因をシステムと捉え，そのシステムの中で人間と他の要因とを相対的に捉えることで，周囲に対して人間（自分自身）はどのような状況にあるかを認識することが可能となる．そしてこれは，最近の人間工学（Human Factors and Ergonomics）の考え方でもある．

4-2. 価値観の多様化の影響

今回のテーマである「日常の倫理的行動」を考える際に大きな問題となるのは，倫理的行動とはなにかを定義することであろう．以前の日本では，倫理的行動とはなにか，やっていいことといけないこと，常識的あるいは良識的なことそうでないこと等が，多くの人々の間で暗黙のうちに共有されていたように感じる．それだけでなく生活面でも，ほぼ全ての若者はスキーの経験があるであろうし，野球といえば巨人をイメージする人が多かったように感じる．ポジティブに捉えれば，社会を構成する人々はみんな同じ方向を向いており，多くの「暗黙の諒解」があった．ネガティブに捉えれば，多様性はほとんど認められず，「みんなと一緒」が美徳とされていた．しかし，ミレニアル世代に続き z 世代が社会の多くを占めるようになってからは，多様性が一般的なものとなり，個性が美徳とされるようになってきた．それに伴い，考え方や価値観の多様化も進み，常識や良識，あるいは倫理的なことの捉え方が個人の価値観に依存されるようになってきた．加えて，近年，さまざまな領域で外国人労働者が増加しているように，日本国内に住む外国人数も増加している．このような文化的背景が異なる外国人の増加も，価値観の多様化を助長している．

価値観の多様化は行動の目標の多様化につながり，状況を認識する基準の多様化につながり，どこまで対処するかといった対処の閾値の多様化にもつながる．したがって，このような価値観の多様化は「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」の存在自体に影響を及ぼす恐れがあろう．

4-3. 日常業務における多様化への対応

多様な価値観を尊重する海外では，さまざまな認識を共有するために文書化が進められてきた．すなわち，文書に記載されていることはすべきことであり，記載されていないものはそうではないという考え方である．日本もこのような方向に向かうと思われる一方，作業手順書は既にこの役割を果たすものになっている．先

述したように，手順書には記載されていないが，作業の目標を認識しつつ，その状況を認識し対処するような，いわば「作業に対する意識」が高い行動をとる作業者も多い一方で，例えば汚れるまでウェスを準備しなかったり，許可や届出などで問題が生じて初めて解決策を考えるような「作業に対する意識」が低い行動をとる作業者も少なくない．このような作業者には，効率性や安全性など，作業の目標を予め示すことで作業に対する意識も高まり，レジリエントな対応も可能になるのではないかと思われる．

4-4. 日常の倫理的行動を支えるもの

サッカーやラグビー等における日本代表が関係する国際試合では，試合終了後に，スタジアムで観戦した日本チームのサポーター有志が試合後にスタジアム内のゴミを拾い，片付けるのが通例となっている．このような行為は立つ鳥跡を濁さずという引き際の美学に加え，スタジアムの管理者が気持ちよくメインテナンスできるようにというおもてなしの心によるものであると言われている．価値観が多様化する昨今においても，引き際の美学やおもてなしの心といった，多くの人々に共通する価値観も未だ多く残っており，それらが倫理的な行動を支えていると思われる．またそのような価値観が人々の行動の目標となり，その目標に向けて意識が高まることで，自発的にそのような行動をとるのではないかと思われる．なお，自発的な行動は，手順書等に定められた行動ではないことから，レジリエントな行動として捉えることもできる．

震災からの復興も同様，みんなで幸せになりたいという多くの人々に共通する価値観が復興に対する強い目標となり，その意識が高まることで，自発的に共に助け合いながら前進しているのではないかと考える．

すなわち，価値観が多様化する昨今でもなお，多くの人々に共通する価値観が存在し，その価値観が行動の目標になることで人々の意識が高められ，その結果として自発的な行動が誘発されると考えられる．

5. まとめ

柔軟で弾力的（レジリエント）な行動の成否は，作業の目標を認識したり状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に依存していると言えることから，レジリエントな行動は緊急時のリスク対処のためだけのものではなく，手順書に支配されている通常業務においても必要なものである．したがって，通常業務とハザード対処には，作業の目標を認識したり，状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」が通底すると考えらる．

そしてそれらを支えるものとして，心理的安全性やトップマネジメントのコンプライアンス，メンタルヘルスやワークエンゲージメントなどが挙げられる．また，とくに状況を認識し適切に対処する力については，通常業務だけでなく，日常の倫理的行動とハザード対処にも通底すると考えられ，そしてその力を高めるには，人間と人間を取り巻く諸要因との関係を相対的に捉える必要があると考えられる．

「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」の存在自体に影響を及ぼす恐れがあるものとして，昨今の，価値観の多様化が挙げられる．その多様化に対応するために，欧米のようにさまざまなものを文書化する必要があるが，その文書の行間を読めるかどうかが「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」でもある．行間を読むことが困難な作業者には，例えば効率性や安全性など作業の目標を予め示すことが，作業に対する意識の向上につながり，レジリエントな対応にもつながると考えられる．

一方，多様化する中でも多くの人々に共通するコアとなる価値観もあり，それが日常の倫理的行動を支えていると考えられる．そしてそのような価値観が人々の行動の目標となり，その目標に向けて意識が高まることで，自発的な行動（すなわちレジリエンとな行動）が誘発されるのではないかと考える．

*Takashi TORIIZUKA[1]
[1]Nihon University

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[1C_PL] 倫理的安全行動を支える心とは何か？ ―安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る―

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL02] 総合討論

講演者および参加者

原子力には人への便益と大きなリスクが共存するため，その安全を図る行動は，技術倫理や組織（安全）文化を通じた原子力関係者の基本的目標である．日常の倫理的安全行動や災害時の対応をも支える心の背後要因は，社会に共通する常識や良識にも依存するところ，多様性が尊重される現在，価値観も多様化して一筋縄ではいかなくなってきた．そこで，そもそも安全の確保・向上にはどの様な考え方や心の持ち方が必要か，またそれらを備え醸成する最良の方法とは何か…常に志を携え倫理的行動をもって業務に向かわせる行動の源を掘り下げ，リスクに日々向き合う実務者の安全文化の基盤ともなる心構えとその拠り所を，会場との総合討論を含め探る．

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：理事会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL01]
大型軽水炉に関する海外の情勢

*新井 史朗[1] (1. 原産協会)

[1D_PL02]
SMRをとりまく海外情勢

*木藤 和明[1] (1. 日立GE)

[1D_PL03]
幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスク：欧州グリーンディールに学ぶ

*渡辺 凜[1] (1. キヤノングローバル戦略研)

[1D_PL04]
総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（1）大型軽水炉に関する海外の情勢

(1) World trend in large light water reactors

*新井 史朗[1]
[1]一社)日本原子力産業協会

1. はじめに

世界全体の運転中の原子力発電設備は、433 基、4 億 1244 万 kW(412.44GW)（2024 年 1 月時点,当協会集計）であり、1 基当たり平均で約 1GW=100 万 kW となる。原子力発電黎明期の出力の小さな原子炉はほとんど閉鎖されており、現在の発電炉は大型炉、その中でも大部分が大型軽水炉である。エネルギー安全保障・安定供給と脱炭素の両立を可能とする原子力への評価は、世界的に高まっており、IAEA や IEA は、2050 年に（高ケースの場合）9.5～10 億 kW（現在の設備容量の約 2.4 倍）になると予測している。ここでは、海外における原子力利用・導入の現状を、大型炉と SMR の区別を意識しつつ紹介する。尚、特に断りが無い限り数値は 2024 年 1 月 1 日時点（電力量割合は 2023 年分）とした。

2. 原子力既導入国＆原子炉国産可能国（9 ヵ国中、インド、日本を除き 7 ヵ国を紹介）

2-1. 米国

・運転中 94 基、建設中 0 基、閉鎖 35 基、電力量割合 18.6%。
・2024 年 8 月時点で運転中 94 基中 86 基が 60 年運転認可済み、1 基申請済み。更に 8 基が 80 年運転認可済み。
・政策方針：原子力発電設備容量を、現在の約 1 億 kW から、2050 年までに約 3 倍に。
　手段：既設炉は、運転期間延長、出力増強、設備利用率向上、閉鎖原子炉の再稼働。
　　新規建設は、大型炉や SMR、マイクロ原子炉等、いろいろなサイズ・型の原子炉。
　国の支援：州政府、連邦政府による既設炉、新規建設、先進炉開発への支援。
　プラント輸出：大型炉、SMR、共に売り込み中。
・関連事項：近い将来の政策方針は下記。
　2035 年までに 3,500 万 kW の新規設備容量を稼働または着工し、原子力導入を活発化。
　2040 年までに導入ペースを年 1,500 万 kW に加速、拡大し、国内外のプロジェクト展開を支援。

2-2. フランス

・運転中 56 基、建設中 1 基、計画中 2 基、閉鎖 14 基、電力量割合 64.8%。
・政策方針：2030 年に、現行の原子力発電量 279TWh を 360~400TWｈまで拡大。
　　2050 年までに 40GW 以上の原子力発電設備容量を確保。
　手段：１）既設炉運転延長（90 万 kw 級の閉鎖撤回し全て 50 年超運転）
　　２）EPR 2 を 6 基建設（2027 年に初号機着工、2035 年までに稼働）、さらに 8 基建設を検討
　　３）SMR プロジェクト（Nuward,17 万 kW2 モジュール）への強力な支援
　国の支援：EDF を 100%国有化。原子力新設手続き簡素化等を法制化。原子力由来電力の卸価格を、既設炉運転改修及び新規建設を考慮して設定。
　プラント輸出：大型炉（EPR）が、中国 2 基、フィンランド 1 基、運転中。英国で 2 基建設中、2 基計画中。大型炉が主だが、SMR（Nuward）も商材。

2-3. 英国

・運転中 9 基（AGR8 基、PWR1 基）、建設中 2 基、計画中 2 基、閉鎖 35 基、電力量割合 12.5%%。
・政策方針：2050 年までに原子力発電設備容量を最大 24GW（2022 年時点の約 3 倍）、発電量割合を

最大 25%に拡大。2030 年～2044 年まで 5 年毎に 3～7GW を供給する投資決定。

手段：既存炉の運転期間延長、大型炉の建設とともに、国内での SMR 導入にも取り組む。グレート・ブリティッシュ・ニュークリア（GBN）を設立、新たな原子力プロジェクトの実施を推進。

国の支援：建設中のヒンクリーポイントＣに差額決済型固定価格買取制度（FIT-CfD）の適用、計画中のサイズウェルＣに規制資産ベース（RAB）モデルの適用、により新規建設事業者に対し、資金調達・投資回収を支援。

プラント輸出：大型炉のベンダー不在。ロールスロイス SMR を売り込み中。

・関連事項：AMR 研究開発・実証プログラムでは、高温ガス炉に注目、2030 年代初頭までの建設を目指す。

2-4. カナダ

・運転中 19 基(全て CANDU 炉)、建設中 0 基、計画中 1 基(BWRX-300)、閉鎖 5 基、電力量割合 13.7%。

・政策方針：ネットゼロを目指す中で電力需要の大幅増を想定。その需要を満たすエネルギー源として原子力を利用し続ける。資源、経験、知識がある。

手段：既設炉を大規模改修し運転期間延長。また、州ごとに大型炉や SMR の建設計画。

オンタリオ州（人口最大州）：州営オンタリオ電力が SMR「BWRX-300」4 基の建設を計画（初号機は 2028 年末）。ブルース原子力発電所で大型炉(最大 480 万 kW分)建設の準備作業開始。

サスカチュワン州：州営サスクパワー社が、2030 年代半ばまでの BWRX-300 建設を計画。

ニューブランズウィック州：2035 年までにポイントルプロー原子力発電所内で合計 60 万 kW の SMR を建設。

国内の遠隔地域や工業地帯で SMR の関心は高まっている。

国の支援：連邦政府による税控除、資金援助の他、連邦政府、州政府、電気事業者、カナダ原子力研究所（CNL）、カナダ原子力安全委員会（CNSC）、SMR 開発者などがそれぞれの立場から積極的に活動。

プラント輸出：かつて CANDU を 6 ヵ国に輸出するも、現在は、SMR を含めプラントの輸出を目指す動きは無い。SMR 実装を通じた低炭素化や国際的なリーダーシップ獲得に取り組む。

・関連事項：電力企業（ブルースパワー社、オンタリオ電力）は、世界に先駆けて原子力発電を対象とするグリーンボンドを発行。

2-5. 韓国

・運転中 25 基、建設中 3 基、計画中 2 基、閉鎖 2 基、電力量割合 31.5%。

・政策方針：脱原子力政策から原子力推進政策に転換。エネルギーミックスの再構築、2030 年の原子力シェア 30%以上の確保（2021 年時点シェア 26.5%）、SMR 開発の促進。2030 年までにプラント 10 基の輸出。

手段：既設炉の運転期間延長、新ハヌル 3、4 号機建設計画の復活、2038 年までに大型炉 3 基、SMR 1 基を建設。

国の支援：全原子力発電所を所有・運転、建設 EPC も行う韓国水力原子力会社（KHNP）は、半官半民の韓国電力公社（KEPCO）の 100%子会社。官民合同のワンチーム「SMR アライアンス」を設置し、韓国製 SMR「i-SMR」を開発中。

プラント輸出：UAE へ大型炉（APR1400）4 基輸出の実績に続くべく、積極的に売り込み中。SMR も商材に。

・関連事項：2024 年 7 月チェコ・ドコバニ増設計画で、少なくとも 2 基の建設に関し優先交渉権を獲得。UAE 以来、15 年ぶり。

2-6. 中国

・運転中 55 基、建設中 27 基、計画中 24 基、閉鎖 2 基、電力量割合 4.9%。

・政策方針：2060 年 CN 実現を達成する手段の一つ。2025 年までに原子力発電設備容量を 7,000 万 kW（2024 年 1 月時点で 5700 万 kW）。

手段：米国、フランスの協力と国内開発によって PWR 技術の国産化を図り、海外展開にも注力。大型軽水炉の建設を継続。加えて、高速炉、高温ガス炉、SMR 等の開発も推進中。
国の支援：原子力発電事業者（4 社）、原子炉メーカ（5 社）は全て国有企業。
プラント輸出：大型炉をパキスタンに 2 基（華龍 1 号）輸出の実績に加え、中東やアジア、南米においても協力覚書の締結等。

・関連事項：大型炉でも発電以外の熱供給、蒸気生産、海水淡水化等に利用。

2-7. ロシア

・運転中 34 基、建設中 7 基、計画中 13 基、閉鎖 8 基、電力量割合 18.4%。
・政策方針：2060 年までに CN。2045 年までに原子力発電比率を 25%に高め、従来発電に用いていた国内の化石燃料資源を輸出に回す。
手段：既設炉の運転期間延長、VVER の改良版の建設継続。高速炉の実用化。
国の支援：国営企業のロスアトム 1 社が、民生・軍事両方の原子力利用を担当。
プラント輸出：最近でも VVER を、旧ソ連圏以外の中国、イラン、インドやエジプト、トルコ、バングラデシュへ輸出し、他国を圧倒。建設コストの融資や投資、建設（Build）・所有（Own）・運転（Operate）を担う BOO 方式での契約も行っており、初期投資費用の確保が大きな課題となっている輸出先国に対する強み。
・関連事項：運転中のうち 2 基は、SMR かつ世界初の浮体式原子力発電所であるアカデミック・ロモノソフ。高速炉も Na 冷却高速炉の原型炉 1 基、実証炉 1 基の計 2 基が稼働。建設中の原子炉のうち 1 基は、鉛冷却高速炉のパイロット実証炉。

2-8. 小括

原子力発電を既に導入し、自国で原子炉を生産する能力を持つ国は、概ね、国の規模（人口、経済）が大きく、保有する原子炉基数も多い。

・まずは、既設炉の運転期間延長、稼働率向上、出力増強、廃止措置プラントの再稼働など、既設炉を最大限活用。
・将来的には新規建設が必要だが、「大型炉が主」又は「大型炉、SMR の優先度をつけずそれぞれの特徴を踏まえて判断」。プラント輸出の観点から SMR も商材にできるかが重要。
・自由市場では、何らかの公的な支援、事業予見性確保の制度が設けられている。
・中国、ロシアの建設中/計画中基数は他を圧倒。

3. 原子力既導入で将来も利用する国&原子炉国産不可能国（18 ヵ国中 7 ヵ国を紹介）

3-1. スウェーデン

・運転中 6 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 6 基、電力量割合 28.6%。
・政策方針：非化石燃料による電力を競争力のある価格で安定的に確保し、社会の電化に伴い必要となる総発電量を 25 年以内に倍増。
手段：既設炉の運転期間延長。遅くとも 2035 年までに大型炉 2 基分に相当する原子力発電設備を完成させ、2045 年までに大型炉で最大 10 基分を建設。
・関連事項：バッテンフォール社はリングハルス発電所の西側に建設を計画する SMR につき、供給候補社としてロールスロイス SMR 社と GE 日立・ニュクリアエナジー(GEH)社の 2 社に絞り込む。

3-2. フィンランド

・運転中 5 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 42.0%。
・政策方針：気候変動対策やロシアへのエネルギー依存度低減を目的として、原子力発電も活用。
手段：既設炉の運転期間延長、出力増強。大型炉の新規建設（オルキルオト 3 号機、ハンンヒキビ 1 号機など）。SMR の熱利用（地域熱供給）にも期待。
・関連事項：マンカラモデル（予算超過リスクと投資利益をプロジェクトカンパニーから株主に移転する）により、電気事業運営。

3-3. チェコ

・運転中 6 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 40.0%。
・政策方針：2033 年までに電力や熱生産における石炭利用を全廃、再生可能エネルギーとともに、原子力発電を拡大する方針。2040 年には、原子力発電量比率を現在の約 40%から 68%にまで引き上げる方針。
手段：大型炉と SMR の新規建設。まずはドコバニ発電所 5、6 号機増設（2038 年運開予定）、テメリン発電所 3、4 号機増設。KHNP に優先交渉権。また、石炭火力を SMR に順次リプレースし、地域暖房を含めて SMR 活用する方針。SMR 建設の優先サプライヤーに、7 社の中から入札により英ロールスロイス SMR 社を選定。
国の支援：国営のチェコ電力（CEZ：約 70%株式を政府所有）が全原子力発電所を運営。

3-4. ブルガリア

・運転中 2 基、建設中 0 基、計画中 2 基、閉鎖 4 基、電力量割合 40.4%。
・政策方針：大型炉（AP1000）増設として、コズロドイ 7 号機 2033 年完成、8 号機 2035~36 年完成。ロシア燃料依存脱却の為、5 号機用燃料を WE 社と 6 号機用燃料をフラマトム社と契約。SMR 導入に向けて、米ニュースケールパワー社と協力覚書。

3-5. ハンガリー

・運転中 4 基、建設中 0 基、計画中 2 基、閉鎖 0 基、電力量割合 48.8%。
・政策方針：エネルギー安全保障と気候変動対策の為、原子力利用継続。中東欧諸国の多くがロシアの原子力から離脱する傾向の中で、ハンガリーはロシアとの関係を維持。
手段：既設炉（VVER4 基）の出力増強（済）と運転期間延長。パクシュⅡプロジェクト（パクシュ 5,6 号機：VVER1200x2 基）の推進。2032 年に送電開始予定。
国の支援：パクシュⅡプロジェクトにロスアトムが融資。

3-6. スロバキア

・運転中 4 基、建設中 2 基、計画中 0 基、閉鎖 3 基、電力量割合 61.8%。
・政策方針：ボフニチェ原子力発電所に最大 120 万 kW の原子炉を増設する計画を承認。ベンダーは入札で決定され、ロスアトムは入札に参加できない。AP1000 とその SMR 版 AP300、EPR と SMR「Nuward」建設可能性も探る。

3-7. ルーマニア

・運転中 2 基（CANDU）、建設中 2 基（CANDU）、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 18.9%。
・政策方針：運転中プラントの運転期間延長。建設中 2 基の続行（2030 年、31 年までの運開予定）。ドイチェシュテイの旧・石炭火力発電所サイトに米ニュースケールパワー社の「VOYGR-6」（出力 46.2 万 kW）の建設を計画、2029 年完成予定。
国の支援：資金調達支援を含めた国家措置。カナダ政府からの輸出融資。
米国、日本、韓国、UAE の官民パートナーが SMR 導入の資金支援。

3-8. 小括

原子力発電を既に導入・将来も利用し、原子炉の国産化に拘らない国は、概ね、国の規模（人口、経済）が小さく、保有する原子炉基数も少ない。ただし、発電電力量の全体に占める割合は大きいので、既設炉の重要性は相対的に大きいと言える。

・まずは、既設炉の運転期間延長、稼働率向上、出力増強など、既設炉を最大限活用。
・将来的には新規建設が必要で「大型炉、SMR の優先度をつけずそれぞれの特徴を踏まえて判断」。
・自由市場では、何らかの公的な支援、事業予見性確保の制度、場合によっては他国からの資金支援が必要。
・燃料、プラントに関して、脱ロシアの動きが顕著。

4. 原子力未導入で将来利用する国（17 ヵ国）

大型炉は、大きな電力需要増に対応でき、既存技術を用いてこれまでの運転実績を有する反面、1 基当たりの建設資金が大きくなり、集中電源として大容量の送電系統が必要になる。SMR は、1 基当たりの出力は小

さくなるものの、電力需要増に対する漸増対応、小さな規模（人口、経済）の国、送電系統が弱く分散独立電源が必要な国（多島嶼国、広い国土）、石炭火力の代替電源、海水淡水化・産業利用・地域暖房等の熱利用、などへの適用が想定され、中長期的な導入を考える国には、SMR が確かな選択肢になりうるであろう。
現状では下記の通り。

・大型炉のみ導入：3 ヵ国（トルコ 4 基、エジプト 4 基、バングラデシュ 2 基、全て VVER）：既に建設中であり、SMR 設計成熟前に導入決定。将来的に SMR 利用可能性は有り。
・（大型炉＋SMR）導入：7 ヵ国（ポーランド、サウジアラビア、インドネシア、フィリピン、ナイジェリア、ガーナ、カザフスタン）：大型炉、SMR の特徴を踏まえ、自国状況から両方導入を選択。
・SMR のみ導入：7 ヵ国（ウズベキスタン、リトアニア、モロッコ、ケニア、エストニア、ヨルダン、マレーシア）：国の規模（人口、経済）から SMR のみ。

5. 総括

原子力発電を既に導入済みで将来も利用継続する、又は、今後導入予定の海外各国は、自国の状況（資源の有無、経済規模・電力需要、技術力向上・産業振興、友好国との関係など）を見極めつつ、将来の原子力発電規模の見通しを立て、大型炉と SMR の特徴を踏まえて、原子力の最大限活用を企図している。近年、西側諸国で竣工した大型軽水炉ボーグル 3,4 号（AP1000）、オルキルオト 3 号（EPR）などは、大幅な工程遅延と予算超過に見舞われた。
我が国としても、こうした海外の動向や教訓を踏まえ、建設経験が喪失しないうちに、早期に、新規建設を具体化すべきである。

*Arai Shiro[1]
[1]Japan Atomic Industrial Forum, Inc.

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（2）SMR をとりまく海外情勢
(2) World Trend Surrounding SMRs

*木藤 和明[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

1. はじめに
近年、脱炭素社会の実現に向けて 150 以上の国・地域が 2050 年などの年限付きでカーボンニュートラル（CN）の実現を表明し、世界各国はエネルギーセキュリティを確保しながら、温室効果ガスの排出削減を進める取り組みを進めている。このような状況の中、2023 年の COP28（国連気候変動枠組み条約第 28 回締約国会議）の期間中には、2050 年までに 2020 年比で世界全体の原子力発電設備容量を 3 倍にする野心的な目標に向けた協力方針が発表され、現在までに日本を含む 31 カ国が合意するなど、原子力発電は CN 達成に重要なエネルギー源の一つとして広く認知されている。

原子力発電設備容量を大幅に増加するには原子炉の新設が不可欠であり、欧米、中国、インド、ロシアなどで、原子炉の新設に向けた動きがある[1]。これらの新設計画の中には、従来型の大型軽水炉の他、段階的に導入でき、初期投資（投資リスク）が小さいなどの利点から、小型モジュール炉（SMR）の導入と開発も含まれている。また近年では、データセンター向けの安定電源の確保のため、建設期間が短さや、立地選定の柔軟性の観点でも SMR が評価されている[2]。これらのニーズを受け、SMR の開発も世界中で活発に行われており、IAEA の SMR Catalogue 2024 では開発中の SMR として 69 炉型が掲載されている[3]。米国の先進的原子炉実証プログラム（ARDP）[4]、英国の未来原子力実現基金（FNEF）[5]など、SMR 開発に対する国の支援も行われている。

本報告では、SMR を、軽水炉（SMR（軽水炉））と非軽水炉（SMR（非軽水炉）、高速炉、高温ガス炉など）に分類し、炉型毎に世界の情勢を記載する。なお、SMR の定義は IAEA の記載に則り、原則、電気出力 300MW 以下の炉型とした[6]。

2. 炉型毎の世界の情勢
2-1. SMR（軽水炉）
上述のように多くの SMR が開発されているが、技術成熟度の観点で、実用化と導入は SMR（軽水炉）が先行すると考えられる。SMR（軽水炉）への期待は、従来から原子力発電所を運用している国だけでなく、原子力の新興国からも多く挙がっている。従来から原子力発電所を運用している国では、中国において電気出力 125MW の PWR である ACP100 の実証炉が 2026 年の運開を目指して 2021 年から建設を開始している[7]他、カナダのオンタリオ州の州営電力会社 Ontario Power Generation（OPG）社が早ければ 2029 年の運開を目指し、電気出力 300MW の BWR である BWRX-300 を想定したサイトの準備工事[8]と建設許可申請[9]を開始している。BWRX-300 はカナダのサスカチュワン州、米国、欧州でも許認可推進や建設に向けた動きがある。その他にも、NuScale 社の VOYGR が米国規制局（NRC）から SMR 初の設計認証を取得し、欧米、アジア、アフリカなどへの展開を計画しており[10]、チェコ共和国が英国の RR（Rolls Royce）SMR（UK SMR ともよばれる）を選定するなど[11]、SMR（軽水炉）導入の計画が見られる。一方の原子力新興国については、IAEA の SMR Catalogue 2024 によると、SMR の導入に興味を持つ国は、2025 年には 25 カ国以上にのぼると

*Kazuaki Kito[1]
[1]International Nuclear Information Network (Hitachi-GE Nuclear Energy)

予想されている[6]。海外電力調査会の調査によると、東欧、中東、アジアなどで SMR の導入が検討されており、その候補炉型は、BWR である BWRX-300、PWR である VOYGR、RR SMR、SMART、SMR-160 など、SMR（軽水炉）が多い[12]。

これらのニーズに対応し、SMR（軽水炉）の開発も活発に行われている。IAEA の SMR Catalogue 2024 では開発中の SMR（軽水炉）として、欧米、中国、ロシア、日本などの 14 炉型（海上設置型を除く）が掲載されており[3]、一部の炉型の開発には日本企業も参画している。日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)は、米国の GE Hitachi Nuclear Energy 社と共同で BWRX-300 を開発している他、日揮ホールディングス(株)及び(株)IHI は NuScale 社に出資した上で VOYGR の開発に参画している。

この他、海上設置型の SMR（軽水炉）も開発されている。IAEA の SMR Catalogue 2024 にはロシア、中国、韓国の 6 炉型が掲載されているが、その内 4 炉型がロシアの炉型であり、その一つである KLT-40S は 2019 年に運開しているなど、ロシアが先行している[3]。多くは船舶内に発電用原子炉を設置し、遠隔地に係留して電気と熱を供給するが、近年は米国や日本で、沖合に設置する浮体式の SMR（軽水炉）も開発されている。

2-2. SMR（非軽水炉）

本報告では、SMR（非軽水炉）として高速炉（高速増殖炉を含む）、高温ガス炉、その他の炉型を取り上げる。SMR（非軽水炉）は発電の他、多くは SMR（軽水炉）よりも高い冷却材温度になることを活用した熱利用の観点でも期待されている。炉心出口の冷却材温度は、高速炉で約 500℃またはそれ以上、高温ガス炉で最高 950℃、溶融塩炉で最高 750℃と、最高 330℃程度の SMR（軽水炉）に比較して高い[13]。

まず高速炉の状況について記載する。高速炉は大型炉から小型炉まで出力ラインナップがあるが、例えばカナダでは北部の遠隔地域でのエネルギー源として SMR のニーズがある[14]。ロシアでは電気出力 880MW の大型炉が既に営業運転を開始している他、中国でも電気出力 600MW の大型炉が運開間近であり[14]、一部の国では高速炉は実用化段階にある。米国でも TerraPower 社と GE Hitachi Nuclear Energy 社が開発する高速炉 Natrium が、米国の ARDP の支援を受け、米国ワイオミング州での 2030 年の実証炉運転開始を目指して 2024 年に着工されている[15]。これらの高速炉はナトリウム冷却であるが、開発中の高速炉はナトリウム冷却の他、鉛冷却、鉛ビスマス冷却炉などがあり、ロシアと中国の他、欧米やインド、日本でも開発が進められている。

日本では、2023 年に中核企業として三菱重工業(株)が選定され、炉概念には三菱 FBR システムズ(株)の案が選定された[16]。今後、2028 年度の実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断に向け、日本原子力研究開発機構（JAEA）とも連携して開発を進める見込みである（ただし、国内では電気出力 400～650MW の中型炉になる見込み）。

次に高温ガス炉については、炉の特性から基本的には電気出力 300MW 以下の小型炉となる。なお、中国の高温ガス炉 HTR-PM（実証炉）は電気出力 210MW、HTR-PM600（商用炉）は電気出力 650MW である[14]。ともにタービンは 1 基であるが、原子炉はそれぞれ 2 基、6 基であり、原子炉 1 基当たりの電気出力で見ると小型炉になる。中国では HTR-PM が 2023 年に商業運転を開始済みである。

高温ガス炉は発電目的とともに、高い安全性と、最高 950℃になる炉心出口冷却材温度を活用した熱利用面での注目度も高い。上述した HTR-PM でも地域暖房への活用が計画されている[17]他、ポーランドでも産業施設への熱供給を目的とした高温ガス炉の導入を目指している[14]。また、米国でも ARDP による支援のもとで高温ガス炉として Xe-100、BANR、MIGHTR の開発が進められている[4]。国内では JAEA が高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立に向けた検討を行っている。開発中の高温ガス炉の多くは、炉心出口冷却材温度が 750℃～850℃であり[13]、炉心出口冷却材温度が 950℃と高い日本の JAEA の GTHTR300 は水素製造の面で優位性がある。日本では 2023 年に三菱重工業(株)が中核企業に選ばれ[18]、JAEA とともに高温ガス炉の開発を進める見込みである。

その他、溶融塩炉やヒートパイプで冷却する炉型なども開発されている。溶融塩炉は米国、欧州、日本で、ヒートパイプ冷却炉は米国、日本などで開発が行われている。日本で開発中の炉型としては、溶融塩炉の Fuji が、ヒートパイプ冷却超小型炉の MoveluX が、SMR Catalogue 2024 に掲載されている[3]。

3. まとめ

本報告は原子力学会・海外情報連絡会として、他の機関の海外情報連絡会の委員とも協力して、SMR の海外状況や開発状況などについてまとめたものである。調べた結果は、軽水炉と非軽水炉に分けて記載した。詳細については、日本原子力学会 2025 年春の年会の理事会セッションで報告予定である。

参考文献

[1] 令和 5 年度エネルギーに関する年次報告（エネルギー白書 2024）、日本国政府 (2024)
[2] 米グーグルやアマゾンが小型モジュール原子炉からの電力購入などを発表、JETRO (2024), https://www.jetro.go.jp/biznews/2024/10/9f4e0fc76c0a2f04.html
[3] Small Modular Reactors - Catalogue 2024, IAEA (2024)
[4] Advanced Reactor Demonstration Program, DOE, https://www.energy.gov/ne/advanced-reactor-demonstration-program
[5] Future Nuclear Enabling Fund: successful applicants, DESNZ, https://www.gov.uk/government/publications/future-nuclear-enabling-fund-shortlisted-applications/future-nuclear-enabling-fund-successful-applicant
[6] Small Modular Reactors – Advances in SMR Developments 2024, IAEA (2024)
[7] A China's Multi-purpose SMR-ACP100 Design and Project Progress, NPIC, Gen.IV International Forum (2022)
[8] Early site preparation work to begin on new clean generation at Darlington, OPG (2022), https://www.opg.com/releases/early-site-preparation-work-to-begin-on-new-clean-generation-at-darlington/
[9] OPG applies to Canadian Nuclear Safety Commission for License to Construct, OPG (2022), https://www.opg.com/news/opg-applies-to-canadian-nuclear-safety-commission-for-licence-to-construct/
[10] NUSCALE Small Modular Reactor, NuScale Power (2022), https://www.nuscalepower.com/-/media/nuscale/pdf/fact-sheets/smr-fact-sheet.pdf
[11] Rolls-Royce SMR and ČEZ Group partner to deploy SMRs in UK and Czechia, CEZ (2024), https://www.cez.cz/en/media/press-releases/rolls-royce-smr-and-cez-group-partner-to-deploy-smrs-in-uk-and-czechia-201775
[12] 世界の小型モジュール炉の開発動向、海外電力調査会（第 32 回原子力委員会資料第 1 号） (2021)
[13] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2022 Edition, IAEA (2022)
[14] 山野秀将 他 3 名、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 1. 次世代革新炉開発の国内外動向、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 607-611 (2024)
[15] TerraPower Begin Construction on Advanced Nuclear Project in Wyoming, TerraPower (2024), https://www.terrapower.com/terrapower-begins-construction-in-wyoming
[16] 碓井志典、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 2. 高速炉開発における中核企業の取り組み、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 612-614 (2024)
[17] 中国　高温ガス炉 HTR-PM による地域暖房プロジェクト始動、電気新聞 (2024)、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/22501.html
[18] 原輝夫，大西宏行、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 3. 高温ガス炉開発における中核企業の取り組み、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 615-617 (2024)

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（3）幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスク：欧州グリーンディールに学ぶ

（3） Rethinking the values and risks of nuclear energy and fuel cycles in Japan from a wider scope: Insights from the European Green Deal

渡辺 凜[1]
[1]キヤノングローバル戦略研究所

1. EGD から学ぶ

1-1. EGD が扱う問題の多元性と複合性

温室効果ガスの排出を抑えて気候変動の緩和に貢献することは、当然ながら「欧州グリーンディール（EGD）」のメインテーマである。しかし、関連する欧州連合（EU）の政策文書を読み解くと、EGD は単なる「温暖化政策」ではないことが分かる。むしろ、脱炭素化の実現を主軸の一つとして、持続可能な社会経済への転換を目指す、幅広いスコープの政策である、と捉える方が適切であろう。

この違いを、あえて日本のグリーントランスフォーメーション（GX）政策との対比で説明するならば、両政策とも気候変動を社会規模の課題と位置づけている点は同じだが、GX 政策では「社会・経済構造を抜本的に転換しなければカーボンニュートラルを達成できない」という「対策や手段の水準」において社会的課題と捉える向きが強いのに対し、EGD では「気候変動は EU 社会が抱えるあらゆる課題やビジョンに影響する」という「問題認識や政策目的の水準」において社会的課題として論じられている、と考えられる。実際に、EGD および関連する政策群においては、気候変動対策やエネルギー安全保障に加えて、有害物質による環境汚染や、生物多様性の喪失、生態系の破壊、生活の環境、食の安全、循環型社会への移行、格差と貧困、社会的弱者の救済と地位向上、イノベーション促進、EU の国際的なリーダーシップ向上など、多くの社会課題と気候変動の相互作用が論じられ、各政策領域の予算との連携も図られている。こうした政策としての射程の広さは、EGD が標榜する価値の多様さにも表れている（2-2 節参照）。

1-2. EGD が扱う問題の多元性と複合性に学ぶ

そもそも EU と日本は地理的、地政学的、政治的条件や、文化あるいは価値規範を含む様々な違いがあり、政策体系や行政区分も異なる。そして当然ながら、EGD にも多くの理念的あるいは実際的な課題がある。その上で、日本が EGD から学びうる点として、昨今の気候変動をめぐる大規模かつグローバルな取り組みと、そのためのエネルギーインフラの改革を、従来のエネルギー政策や経済振興政策のスコープに留めるのではなく、幅広い価値／リスク、政策領域、そしてステークホルダーの複合問題として、様々な社会課題との関係性の中で検討していくことの重要性を指摘したい。これは、エネルギー政策に対する環境問題の位置づけに着目して換言すれば、気候変動を含む環境問題を政策の外的条件や制約として位置づけるのではなく、エネルギー・経済活動の構成要素の一つ（しかも、他の要素に影響を与える重要な要素）として内部化し、経済・環境（気候）・社会の複合問題の一環としてエネルギーガバナンスを考えること、ともいえよう。

EGD が掲げる具体策や、個別の問題や価値ではなく、むしろ、こうしたスコープの広さ（多元性）、そして縦割り的な発想ではなく、ステークホルダーの声を中心に、問題間の関係性を捉えて対策を考える姿勢（複合性）に学ぶことが、GX 政策や我が国の原子力の方向性を考える上で、肝要なのではないか。

2. 幅広い視点から原子力・核燃料サイクルの価値とリスクを考える

2-1. これまでの原子力利用をめぐる視点

日本では石油危機以降、3E（安定供給、経済効率、環境適合）および S（安全性）を基本理念としてエネル

ギー政策が形成されてきた。それらの理念に照らせば、原子力はエネルギー密度の大きさ、安定した出力特性、発電プロセスにおいて温室効果ガスを排出しないこと、大型化による経済性向上が可能であること、燃料のリサイクルによる資源効率の向上が可能であることなど、複数の利点がある。同時に、事故のリスクや、原子力発電所、核燃料リサイクル施設、あるいは放射性廃棄物の処分施設において一般公衆や作業員への平時・事故時の被ばくリスクが考えられ、推進にあたって対策が講じられてきた。

ここで重要な点として、S＋3E のような政策の理念、あるいは政策を考える上で重視される視点は、客観的・科学的・中立的に決められるものではなく、その社会や政府が重視する価値、あるいはその時代の支配的なパラダイムなどの志向に強く影響されながら、広義の政治的プロセスを通じて定められる、という点である。すなわち、こうした視点のあり方は社会の趨勢に応じて再考されることが望ましいと考えられる。[3]

2-2. 日本の原子力・核燃料サイクルに関係しうる EGD の幅広い視点

では、従来の政策理念に縛られない、多元性と複合性のある幅広い視点とは、具体的にどのようなものか。次節に示す簡易的な検討においては、EGD が掲げる以下の多様な社会理念を参照してみたい。

EGD に関わる政策文書[1]や、その具体化を支える EU タクソノミー[2]が問題とする「環境目的」などには、実現を目指すべき社会のあり方として次のようなキーワードが度々登場する。EU の政策文書における文脈を踏まえて解釈すれば、次の括弧内のような社会像を表していると考えられる。

- Circular（資源を無駄にしない社会、天然資源の開発に頼らない社会）
- Sustainable（次世代の機会を損なわない社会）
- Clean（有害な物質や音、熱、振動、光、その他による汚染の被害のない社会）
- Biodiverse（森林や海洋を含む自然の生態系や生物種、また個体の多様性が守られる社会）
- Resilient（変動や災禍を切り抜けられる社会）
- Healthy（健やかに過ごすための空気や水、食や環境、およびインフラに困らない社会）
- Free（外圧や力に負けず、意思が尊重される社会）
- Thriving（あらゆる規模の経済主体に活力があり、国際競争力のある社会）
- Innovative（新しいソリューションを生み出せる社会）
- Fair（競争が歪められず、誰もが資源や機会にアクセスできる社会）
- Just（誰かに理不尽を押し付けない社会）
- Diverse, Inclusive（多様なステークホルダーが受け容れられ、活躍する社会）
- Responsible（各主体が負う責任について合意があり、その責任が果たされる社会）
- Transparent（意思決定のメカニズムやプロセスが明確であり、公開されている社会）
- Accountable（計測、記録、会計などが適切に作成・保存・公開される社会）

2-3. 幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスクの検討例

最後に、前節に示した多様な社会的理念がどのように日本の原子力・核燃料サイクルをめぐる問題に関係しうるか、次の 4 領域を含む例を提示し、幅広い視点で考えることの意義を提起する。

●原子力・核燃料サイクル政策全体

- 原子力・核燃料サイクル政策に対する一般市民や消費者、国、事業者、あるいは地方自治体の責任所在（Responsible）や、利害関係者やその他の関与者の声が意思決定に反映される仕組みが不明瞭であり（Transparent）、そうした政策形成の記録と保存と公開が不十分なために、これまでの決定の正当性を評価することさえ困難な状況にある（Accountable）という指摘が多数ある。
- 一方、ガバナンスのあり方を改善できれば、上述の点が他電源／産業と比した際の価値にもなりうる。

●立地地域との関係

- 立地地域や周辺地域に身体的、精神的、社会的な健康や Well-being（Healthy/Clean/Inclusive/Resilient）に関するリスクや、風評被害や大型産業への依存といった経済活動（Thriving）に関するリスクが集中することが指摘されている。さらに、地元の二極化や社会・政治的な混乱や分断、また外的な圧力に曝されるリスク（Free/Inclusive）もあり、過大な負担を強いられている（Just）という指摘も多い。
- 一方で、たとえば地域医療体制に対し、資金面のみならず、人材や技術、ロジスティクス、防災対策、

教育や研究といった方面から貢献することや、看護や介護や保育といったケアワーカーの体制拡充、屋内施設や児童の遊び場の整備、まちづくり支援等に取り組めば、地域に新たな価値を提供しながら、原子力災害にも備えることが可能かもしれない（Sustainable/Healthy/Clean/Inclusive/Resilient/Innovative）。

●原子力事故に対する安全

- 原子力事故は、放射線被ばくによる人体への健康影響のみならず、教育、就労、余暇、その他生活全般への障害、家族や親族間、あるいは地元コミュニティにおける分断や対立、喪失感をはじめとする様々な心理的影響や心身の不調、避難先における地域社会の混乱、差別、動植物に対する影響、生物多様性や生態系への影響、関係する地域のインフラや経済活動への影響、スティグマ等の様々なリスクがある（Sustainable/Healthy/Biodiverse/Clean/Thriving/Just/Free/Inclusive/Diverse/Resilient）。また、地域が災害から復興する力に大打撃を与えるリスクがある（Sustainable/Thriving/Resilient）。
- 今後、安全目標や、今後の技術開発や事業開発の目標において、放射線被ばくの影響や狭義の環境影響の防止のみならず、より広義の人々や地域全体の健やかさ（Healthy/Clean/Thriving/Inclusive/Resilient）、Biodiversity、そして災害弱者の保護（Just/Inclusive）等を包含した目標設定をすることが考えられる。
- 特に、避難指示にまつわる意思決定のシステムを Just、Inclusive、Responsible、Transparent そして Accountable にし、避難指示区域外においても避難をめぐる不安や社会的混乱、コミュニティの分断が生じうることに十分留意し、各人が最善の選択をできるよう経済的、社会的、政治的（広域的）、専門的サポートを提供することが考えられる（Thriving/Just/Free/Inclusive/Diverse/Resilient/Fair/Responsible）。

●働き方

- 被ばく等の健康リスクを伴う業務や、業界に対する社会的スティグマ、福島事故後の社会的責任、人材・資金不足あるいは業務の増加や煩雑化、その他一般企業と共通する就業者への負担の他、業界全体として適切なスキルを有する人材の不足、ノウハウの継承、ダイバーシティの低さ等が、リスクとして考えられる。（Sustainable/Healthy/Clean/Thriving/Just/Inclusive/Diverse/Resilient）。
- 一方、関連業界でも通用する内容の Reskilling や Upskilling の機会や支援の提供、健康的に働き続けられる職場づくり、戦略的な国際人材の活用等に取り組めば、日本において先行事例となりうる（同上）。

2-4. 幅広い視点から考えるための今後の課題

政策科学的な観点でいえば、以上のような簡易的な検討のために用いた EGD の社会的理念の中には、本質的な価値から、その派生型ともいえる中間価値まで、様々な水準の概念が混在する。より本格的な検討にあたっては、枠組みの整理が求められよう。加えて、そもそも日本の原子力・核燃料サイクルを考えるためには、EGD が掲げる価値を参照するのではなく、日本の社会問題・ステークホルダーの調査から、価値やリスクやそれに関する理念を抽出する必要がある。今後、様々な社会課題と原子力・エネルギー政策および気候変動政策の接点を考えるワークショップ型の研究会を通じて、こうした課題に取り組んでいきたい。

[1] EUR-lex, “COMMUNICATION FROM THE COMMISSION TO THE EUROPEAN PARLIAMENT, THE EUROPEAN COUNCIL, THE COUNCIL, THE EUROPEAN ECONOMIC AND SOCIAL COMMITTEE AND THE COMMITTEE OF THE REGIONS The European Green Deal COM/2019/640 final”, 11 December 2019. 他

[2] EGD が掲げるビジョンに沿う活動を具体的に定め、分類した規則。
Official Journal of the European Union, Regulation (EU) 2020/852 of the European Parliament and of the Council of 18 June 2020 on the establishment of a framework to facilitate sustainable investment, and amending Regulation (EU) 2019/2088, July 2020.

[3] 気候変動政策の文脈で日本のエネルギー政策の「S+3E」の枠組みを批判的に取り上げた研究プロジェクトとして次が挙げられる：江守正多他「脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立」. 国立研究開発法人科学技術振興機構（JST）社会技術研究開発センター (RISTEX),「科学技術の倫理的・法制度的・社会的課題 (ELSI) への包括的実践研究開発プログラム」, (2020 年 9 月～2024 年 3 月). https://www.jst.go.jp/ristex/rinca/projects/jpmjrx20j1.html

Rin Watanabe [1]

[1] Canon Institute for Global Strategies.

企画セッション | 委員会セッション：理事会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL04] 総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

原子力はCO2を排出しないため地球温暖化対策に貢献できるエネルギー源である。また、最近の世界情勢として軍事的な衝突・緊張が増しており、安定したエネルギーとして注目が集まっている。さらには、データセンターなどの電力需要の高まりへの対応が必要とされている。こうした背景から海外では原子力エネルギーを積極的に活用する動きが活発になってきている。そこで本セッションでは、大型軽水炉、SMR、核燃料サイクルについて、海外での最近の情勢および我が国の方向をそれぞれの専門家から講演いただき、その後、総合討論にて議論を深める。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[1F_PL] 持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

座長:北田 孝典(阪大)

[1F_PL01]
近年の原子力発電をめぐる世論の動向

*藤田 智博[1] (1. INSS)

[1F_PL02]
女川原子力発電所の再稼働に向けた安全性向上の取り組み

*諸井 睦[1] (1. 東北電力)

[1F_PL03]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
a) 革新軽水炉SRZ-1200の開発状況

*西尾 浩紀[1] (1. MHI)

[1F_PL04]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b) Highly Innovative ABWR及びBWRX-300の導入に向けた取り組み

*近藤 貴夫[1] (1. 日立GE)

[1F_PL05]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
c) 革新軽水炉iBRの主要な特徴

*青木 保高[1] (1. 東芝ESS)

©日本原子力学会

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（1）近年の原子力発電をめぐる世論の動向

(1) Recent Trends in Public Opinion regarding Nuclear Power Generation

*藤田 智博[1]

[1]INSS

1. はじめに

近年の原子力発電をめぐる日本国内の世論の動向を簡潔にまとめるならば、2011 年の震災と事故後、否定的な方向に大きく振れた意見が、とりわけ、2022 年のロシアによるウクライナへの侵攻以降の情勢の変化と平行して、肯定的な方向に戻している、となるだろう。それは、脱炭素電源法の成立等、制度面の変化の方向性とも大きく違わない（藤田, 2024）。本報告では、いくつかの先行研究を概観した後、具体的な調査結果に基づき、近年に至るまでの世論の変化の軌跡をたどることとしたい。加えて、今後、震災直後と比較した際に、既設炉の活用が進み、また、原子力発電所のリプレースや増設等が視野に入る中で、重要になるはずの論点にかかわり、同様に調査結果を紹介し、示唆を引きだすこととしたい。

2. 先行研究と調査概要

2-1. 変化の方向性と影響する要因

原子力発電をめぐる世論を研究するといった場合、一般の人々に対して実施した調査結果を単純に集計するというアプローチがある一方、リスクに対する態度といった観点から、より深く学究的にアプローチする場合がある。本報告では、後者のアプローチに関連する先行研究を参照し、①過去の研究においては、事故に代表されるように、どうしても否定的な方向への変化を予期させる事象を前後した変化に照準を合わせる研究が多いこと、②リスクにかかわる意見に影響を及ぼす要因や判断材料として、人々が有している知識量と信頼を対置させる議論が多いこと、の二点を確認する。それゆえ、意見の肯定的な方向への変化は未解明な部分があると同時に分析の俎上にのせる機会自体が少なく、また、信頼の一般的な性質として、獲得や高めることが難しく、喪失や低下が瞬時に生じることを考慮するならば（Poortinga and Pidgeon, 2004）、事故後に原子力発電に対する肯定的な世論が大きく低下した日本の特殊性を考慮する必要がある（Fujita, 2025）。

これらの点を踏まえるならば、事故を経験した日本において、2021 年から 2022 年にかけて原子力発電に対する意見が総じて肯定的な方向に改めて動いていることは（藤田, 2024）、興味深い事象であるといってよいだろう。この興味深さを念頭に置いたうえで、近年の動向を振り返ることとしたい。

2-2. 調査概要と使用するデータ

使用するのは、INSS が継続的に実施している、原子力発電についての意識調査のデータである。対象としているのは、関西地域の 16 歳から 79 歳の男女である。調査自体は 1990 年代から実施しているものの、2011 年の事故後から近年の変化に照準を合わせるため、2010 年から 2023 年までのデータを用いる。サンプリング方法は、2016 年までは現地積上法、2017 年は現地積上法と割当法を併用し、2018 年以降は割当法を採用している。回収は訪問留置法を用いて、各年 10 月頃におよそ一月かけて、約 1000 人から回収している。

---

*Tomohiro Fujita[1]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc.

3. 結果

総合的な利用態度： 2011 年の震災と事故直後に大きく低下したものの、21 年から 22 年にかけて、肯定意見が増え、2023 年も維持されている（図 1)。

原子力施設事故への不安感： 事故直後に高まった不安感は年を経過しおおむね低下方向で推移している。

1F 事故のような事故が再び起こる可能性： 2011 年の震災直後と比較して「起こりそう」という回答の比率は低下する中、2022 年にいったんは高まっているものの（背景には、ロシアのウクライナ侵攻とザポロジエ原子力発電所への攻撃)、2023 年には戻している。

日本の発電能力について： 2021 年から 22 年にかけて、「十分」であると回答する割合が低下している。

電力会社に対する評価・原子力規制機関に対する評価・真実公表に対する不信感： 電力会社、規制機関に対する評価はいずれも震災と事故直後と比較した場合に高まっており、真実公表への不信感も相対的に低下している。

原子力発電を減らした場合に生じる懸念： 2021 年から 22 年にかけて、電気料金上昇への懸念、電力安定供給への懸念、国際的な資源争いに巻き込まれる懸念、生活水準が低下することへの懸念が高まっている。

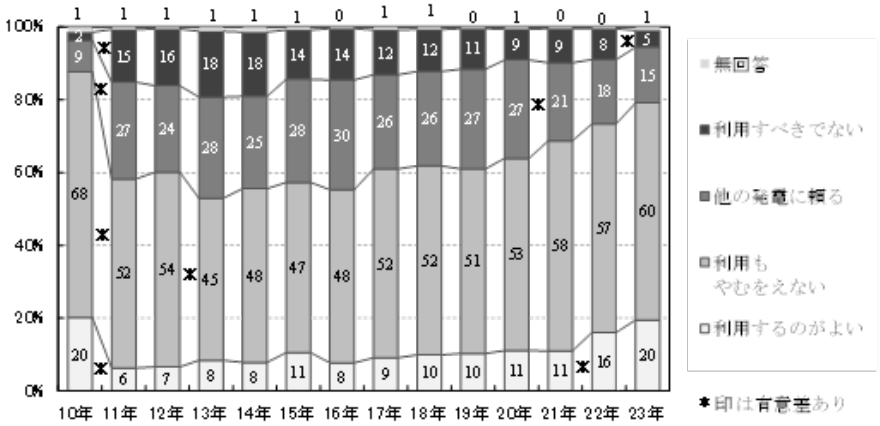


図 1 総合的な利用態度の推移

そのほか、当日は、GX（グリーン・トランスフォーメーション）に関連し、カーボンニュートラルを一般の人々はどのように見通しているのか、新型革新炉に関連するトピック、2030 年の電源別の電力構成の見通しに対する意見、将来の電力需要の見通し、データセンターへの期待といった個別の論点についても、調査結果を紹介したい。

4. おわりに

繰り返しになるが、原子力発電をめぐる世論の状況は、震災直後と比較して肯定方向に動いており、それは、政策をはじめ、制度面との変化とも連動するものである。今後、既設炉の再稼働が少しずつ進み、リプレースや増設等が視野に入る中、あるいは、電力需要の見通しが変わる中、原子力発電の役割や事業者に改めて注目が集まることがあるだろう。日常的な実感が容易ではないその貢献を、うまく伝えていくコミュニケーションが求められる。

文献（一部）

藤田智博、2024 年、「世論も転換したのか？」日本原子力学会誌『ATOMOZ』Vol.66: pp.24-27. https://doi.org/10.3327/jaesjb.66.5_250

Fujita, T., 2025, Energy knowledge and public response to restarting nuclear plants in Japan following the Fukushima accident, Utilities Policy, Vol. 92: 101858. https://doi.org/10.1016/j.jup.2024.101858

Poortinga W., Pidgeon N.F., 2004. Trust, the asymmetry principle, and the role of prior beliefs. Risk Analysis. 24, 1475-86. https://doi.org/10.1111/j.0272-4332.2004.00543.x

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況
Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（2）女川原子力発電所 2 号機に向けた安全性向上の取り組み

(2) Efforts toward Restart of Onagawa Nuclear Power Station Unit 2

*諸井 睦 [1]
[1] 東北電力株式会社

1. はじめに

原子力発電は、エネルギー資源に乏しい日本において、安定供給、経済効率、環境適合の観点から重要なエネルギー源です。特に、ロシアによるウクライナ侵攻後、エネルギー安全保障の重要性が増しています。

女川原子力発電所 2 号機は、2011 年 3 月 11 日の東日本大震災で被災以降停止しておりましたが、2024 年 11 月 13 年ぶりに再稼働しております。女川原子力発電所 2 号機の再稼動により年間約 220 万トンの CO2 排出削減が期待されており、2050 年のカーボンニュートラル実現に向けて重要な役割を果たします。

本報告では、原子力発電所の安全性向上、地域の皆様から信頼され、地域に貢献する発電所を目指した取り組みをお知らせいたします。

2. 安全性向上への取り組み

女川 2 号機の安全性は、地震、津波および竜巻等の自然現象への対応、電源確保、冷却機能の確保、閉じ込め機能の確保、火災防護対策等の安全対策の強化により、東日本大震災前と比較して確実に向上したものと考えております。

また、大規模な原子力災害の発生に備えた体制を増強した上で、設備面だけでなく社員のスキル向上に取り組むため訓練内容の強化を実施するとともに、避難計画の実効性向上のため、地域住民の方々と連携した訓練を通じて、緊急時対応能力の向上を図っております。

女川原子力発電所の安全対策の全体像

*Makoto Moroi[1]
[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

3. 社会の皆様の理解向上に向けた取り組み

女川 2 号機の再稼動においては、長期の停止期間を経て状態が変化する設備があること、また、新たに設置した設備があることから、様々な警報や不具合等が発生することが想定されたため、その際には、一旦立ち止まり、状況に応じて綿密な点検等を行い次工程に進めて参りました。

また、再稼動の過程において発生した不具合等の事象については、「女川原子力発電所の情報公開基準」を定め確認された不具合等の安全性に与える重要度に応じ、タイムリーかつわかりやすい情報発信に努めました。

女川原子力発電所の情報公開基準

区　分			公表時期	重要度
Ⅰ	➢ 法令及び安全協定における通報連絡の対象に該当する重要度の高い事象 ➢ 発電所周辺にお住まいの方から問い合わせが予想されるなど緊急性のある事象		**「直ちに」** （夜間、休日を問わず）	高
Ⅱ	➢ 外部へ直接は影響しないが、社会的に影響の出るおそれのある事象		**「速やかに」** （事象の確認が夜間の場合は翌日）	
Ⅲ	➢ 事象の進展または状況の変化によっては、法令及び安全協定における通報連絡の対象に該当する事象または社会的に影響の出るおそれのある事象など		**「翌営業日に」**	
Ⅳ	➢「区分Ⅰ～Ⅲ」に至らない機器の不具合など	運転中 停止中	**「月一回定期的に」**	低
公表未満			**対象外**	影響なし

4. まとめ

女川原子力発電所の再稼動は、エネルギー安全保障の強化、燃料費の低減、CO2 排出量の削減等に寄与することが期待されております。

今後も、原子力発電所の「安全対策に終わりはない」という確固たる信念のもと原子力発電所のさらなる安全性の向上に向け取り組みを着実に進め、地域社会との信頼関係を築きながら、持続可能なエネルギー供給に貢献して参ります。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

(3) GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

a) 革新軽水炉 SRZ-1200 の開発状況

(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX

a) Development Status of Mitsubishi Advanced Light Water Reactor "SRZ-1200"

*西尾 浩紀[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

2024 年 12 月 17 日に発表された第 7 次エネルギー基本計画案において、原子力の最大限活用が強調された。また、従前の「可能な限り依存度低減」の文言が削除された他、原子力はその優れた安定供給性と技術自給率を有し、さらに他電源とそん色のないコスト水準の脱炭素電源とされ、安全性の確保を大前提に、必要な規模(参考資料として示されたエネルギーミックスでは、2040 年時点の原子力発電比率は約 2 割と想定)を持続的に活用していくと方針が明示された。また、「次世代革新炉の開発・設置」として、東日本大震災以降、初めて国内新設（リプレース）に取り組む方針が示された。

当社は、国内全 24PWR プラントの建設実績に加え、国内既設プラント（PWR、BWR）の再稼働支援や特定重大事故等対処施設の設置推進を通じて技術力を維持し、図 1 に示すように、2030 年代以降に革新軽水炉 SRZ-1200 の実用化を通じて将来のカーボンニュートラル実現に貢献することを目指している。加えて、将来の多様化する社会ニーズに応じて、高速炉、高温ガス炉、小型炉等の開発を進めるとともに、”夢のエネルギー源”である核融合炉にも挑戦する。

本稿では、当社が開発を進めている SRZ-1200 について、その設計状況および実現に向けた取り組みを紹介する。

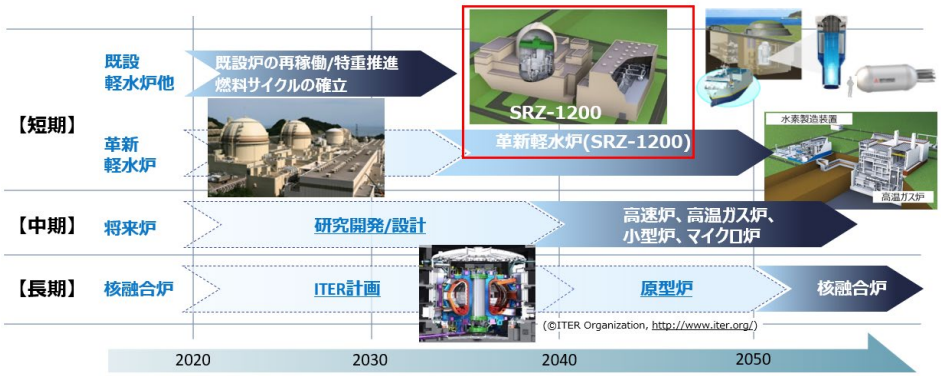


図 1　開発ロードマップ

2. SRZ-1200 のプラント仕様と特徴

2-1. プラント仕様

SRZ-1200 の基本仕様について、既設 PWR との対比を含めて表 1 に示す。SRZ-1200 は、経済性と電力系統

*Hiroki Nishio[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

上の運用性を考慮して、120 万 kW 級の電気出力を設定している。この出力を達成するために、大型炉向けに開発した蒸気発生器や 1 次冷却材ポンプなどの主要機器を適用し、1 ループ当たりの流量を増加させている。

表 1　SRZ-1200 プラント基本仕様

項　目	SRZ-1200	既設 PWR
電気出力(Gross)	～ 1,210 MWe	1,180 MWe
炉心熱出力	3,411 MWt	3,411 MWt
1 次冷却材ループ数	3ループ	4ループ
燃料集合体	193 体	193 体
1次冷却材流量	25,100 m^3/h/loop	20,100 m^3/h/loop

2-2. プラントの特徴

SRZ-1200 は、豊富な運転実績を有する PWR プラントの技術を基に、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した安全対策を設計段階から取り入れた新しい原子炉である。具体的な特徴は以下の通りである。

(1) 自然災害に対する耐力（耐震性、津波耐性など）の向上

安全系設備が設置される建屋は、できる限り正方形に近い整った形状とし、低重心化及び岩盤への埋込み等を行うことで、地震時の建屋安定性を高めている。また、設計基準となる津波高さより高い敷地とすること等に加え、更に建屋を水密化することで津波に対する耐性を高める。

(2) 事故時の炉心冷却・格納容器破損防止機能の強化（図 2 参照）

- 従来プラントでは 2 系列（トレン）構成であったものを SRZ-1200 ではさらに多重性を強化し、3 系列（トレン）に増強した上で、各系列間の分離（区画分離）を強化することで、複数設置する安全系設備が同時に機能喪失する可能性を低減し、安全性を向上させる。
- SRZ-1200 では、福島第一原子力発電所事故での経験を踏まえた新たな深層防護設計の考え方をプラント設計段階から取り入れ、事故の進展レベルに応じた対策設備を設置し、異なる深層防護レベル間での設備の独立性及び多様性強化を図り、安全性を向上させる。
- 高性能蓄圧タンク等の静的（パッシブ）設備と動的（アクティブ）設備のベストミックスを採用することにより、炉心冷却事故初期の迅速な対応と速やかな事故収束を両立する。

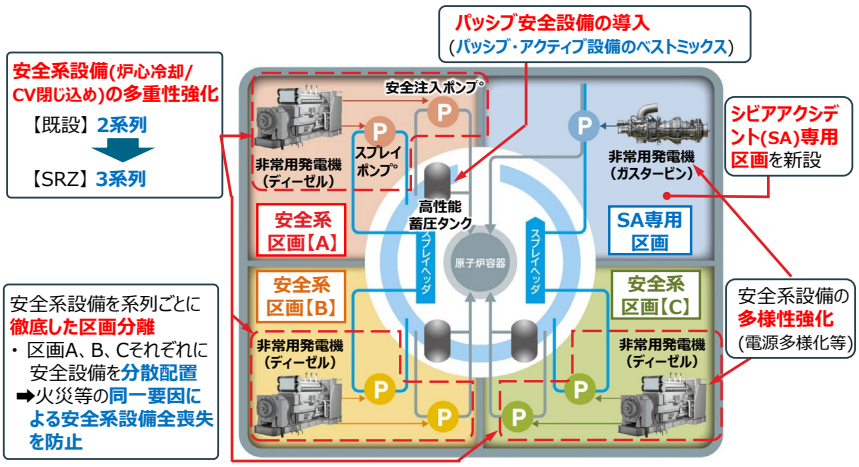


図 2　SRZ-1200 の安全設備構成

(3) 格納容器の強化

格納容器については、高強度鋼板を用いた鋼製格納容器と頑健な外部遮蔽壁による 2 重構造とすることにより、航空機衝突に対する頑健性と耐震性を両立し、放射性物質の閉じ込め能力を向上させる。

(4) 溶融炉心及び格納容器破損防止対策

万が一、溶融炉心が格納容器内に放出されたとしても、溶融炉心冷却設備及び格納容器内の除熱設備により格納容器の破損を防止する。

3. SRZ-1200 の開発状況

SRZ-1200 は、2030 年代半ばの運転開始をターゲットとして、2019 年以降、国内電力 4 社（関西電力株式会社、北海道電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社）と共同で立地（サイト）を特定しない標準設計を進めている。標準設計では、許認可で必要となるプラント設備の仕様を検討することとしており、現段階で概ね基本設計が完了し、個別プラント設計へ進む準備ができている（図 3 参照）。

サイトが決定すれば、立地条件（地震条件、冷却水・外気条件等）を反映した個別サイト向けの設計を進め、個別機器の詳細設計、製作・建設へと進めて行く。

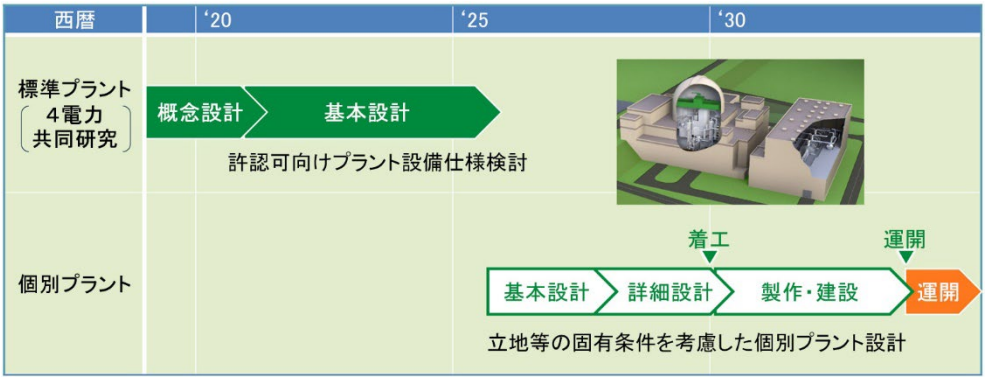


図 3　SRZ-1200 の開発工程

4. 主要設備の検証試験

SRZ-1200 は、安全性向上や経済性・運用性向上の観点で従来プラントからの改良技術や従来プラントで適用していない新技術を採用している。SRZ-1200 に適用する主要な改良技術や新技術及び検証状況について以下に示す。

(1) 原子炉容器

容器下部からの漏えいリスクの低減の観点から、従来プラントにおいて設置されていた下部計装管台を SRZ-1200 では廃止するとともに、事故時の炉心冠水時間短縮の観点から原子炉容器下部のプレナム部の容積を削減している。また、表 1 に示す通り 1 次冷却材流量が従来プラントより増加していることも相まって、炉内の冷却材の流動が従来プラントと異なることから、プラントの安全性及び安定運転を担保するため、炉内流動試験による検証を進めている。

(2) 上部挿入式炉内核計装

炉心の状態監視のための計装設備は、従来プラントでは原子炉容器下部から挿入していたが、SRZ-1200 では原子炉容器上部からの挿入方式に変更する。従来プラントと異なる炉内構造となるため、上記(1)に合わせて炉内流動試験を実施するとともに、実機プラントを想定した保守方法等の検証試験を進めている。

(3) 溶融炉心冷却設備

従来プラントでは炉心の下部に予め注水を行い溶融炉心が冷却水中に放出されることで溶融炉心を冷却する方式としていた。これに対し、SRZ-1200 では、溶融炉心をより確実に冷却するため、溶融炉心を薄く拡げてから注水可能なパッシブの溶融炉心冷却設備を設置する。本設備の適用性検討や基本設計は実施済みであり、現在は海外機関とも協力し、犠牲材コンクリート（溶融炉心の低粘性化のため）や耐熱材の耐放性試験等、設備の実証性・許認可のためのデータ取得を目的とした検証試験を進めている。

(4) 1 次冷却材ポンプ

SRZ-1200 では、従来プラントを上回る 1 次冷却材流量を有する MA25S 型 1 次冷却材ポンプを適用する。当社所有の 1 次冷却材ポンプループ工場試験設備を用い、実機プラントにおける高圧・高温の冷却材条件において検証試験を実施済みである。

(5) 高性能蓄圧タンク

SRZ-1200 では、従来プラントにある蓄圧注入系と低圧注入系をカバーする高性能蓄圧タンクを設置する。

本設備は、内部に設置した渦巻ダンパ（静的機器）により、大流量から小流量への切替えをタンク内水位の低下に応じて自動的に行う機構を有している。当社にて実機プラント相当規模での検証試験を実施済みである。

なお、上述の通り(1)～(3)については技術開発及び適用性検討は完了しており、検証試験を通してプラント建設に必要となる許認可データ、実機設計用データを取得し、プラントの完成度を高めていく計画である。図 4 に検証試験の計画を示す。

また、上記以外にも、SRZ-1200 では従来プラントから改良された機器を採用する場合には、設備毎に個別の検証試験を実施する計画である。

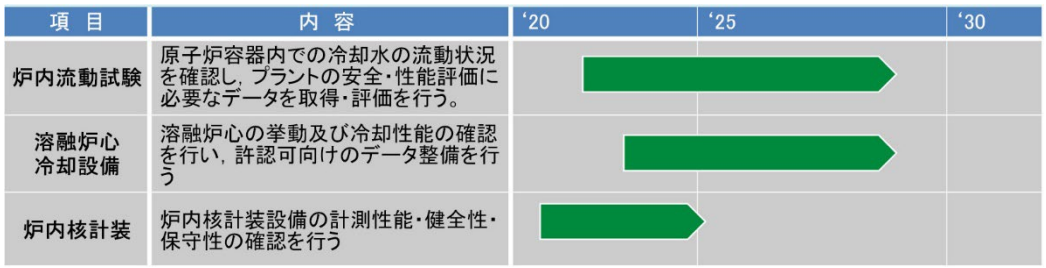


図 4　SRZ-1200 の主要設備の検証計画

5. 許認可の予見性向上に向けた活動

原子力発電プラントの建設には厳格な許認可プロセスが求められる。新設炉向けの規制要求の明確化のため、SRZ-1200 の設計を題材として原子力規制庁との対話を通じて許認可の予見性を高める活動が ATENA（原子力エネルギー協議会）にて実施されている。具体的な取り組み状況は以下の通りである。

(1) 論点の明確化

現行の規制基準に対して、SRZ-1200 の設計を題材として規制要件を体系的に整理し、新設炉向けの規制要件として原子力規制庁との議論が必要になる論点を整理。

(2) 原子力規制庁との意見交換会

各論点について、SRZ-1200 の設計や運用に関する基本的な安全性担保の方針について原子力規制庁へ説明を行い、意見交換を通じて新設炉向けの規制要件について共通認識を醸成する。これらの活動を通じて、将来行われる新設プラントの許認可プロセスの予見性を高め、実プラントの建設時のスムーズな許認可取得を実現することを目指している。

6. 製造設備及びサプライチェーン維持

原子力発電プラントの建設に向けて、福島第一原子力発電所事故を踏まえた新設計画の中断に伴い、設計だけでなく製造・調達に関する準備を進めて行く必要がある。

製造設備の維持については、SRZ-1200 の機器製作に必要な大型設備の重要部品の刷新や設備保全体制の強化を行っている。さらに、工作機械の主軸回転数高速化やセンサーを利用した設備状態監視を実施し、原子力機器製造の競争力を維持・向上させている。

サプライチェーンの維持に向けては、約 400 社以上のビジネスパートナーと連携し、SRZ-1200 関連の進捗に関する情報交換や調達品の品質確保に向けた協議を推進している。

7. まとめ

SRZ-1200 は、福島第一原子力発電所事故から得た教訓を反映した安全対策を設計の段階から取入れ、さらに新技術を取り入れて、安全性、経済性、運用性を向上させた革新軽水炉である。当社では、その実用化に向けて、設計のみならず、許認可対応、製造、調達等の各種取り組みを進めている。今後も、安全性、経済性、運用性の向上を図りながら、カーボンフリー社会の実現に貢献していく所存である。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況
Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（3）GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b）Highly Innovative ABWR 及び BWRX-300 の導入に向けた取り組み
(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX
b) Development of Highly Innovative ABWR and BWRX-300

近藤 貴夫[1]
[1] 日立 GE

1. 緒言
日立 GE ニュークリア・エナジー（以下，「日立 GE」と記す。）は，CN（カーボンニュートラル）等の原子力ニーズに対応するべく新型炉の実用化と開発を進め，社会のニーズに応じた段階的なソリューションの提供を目指している（図 1）。本稿では，このうち，革新大型軽水炉 HI-ABWR（Highly Innovative ABWR）と高経済性小型軽水炉 BWRX-300 について説明する。

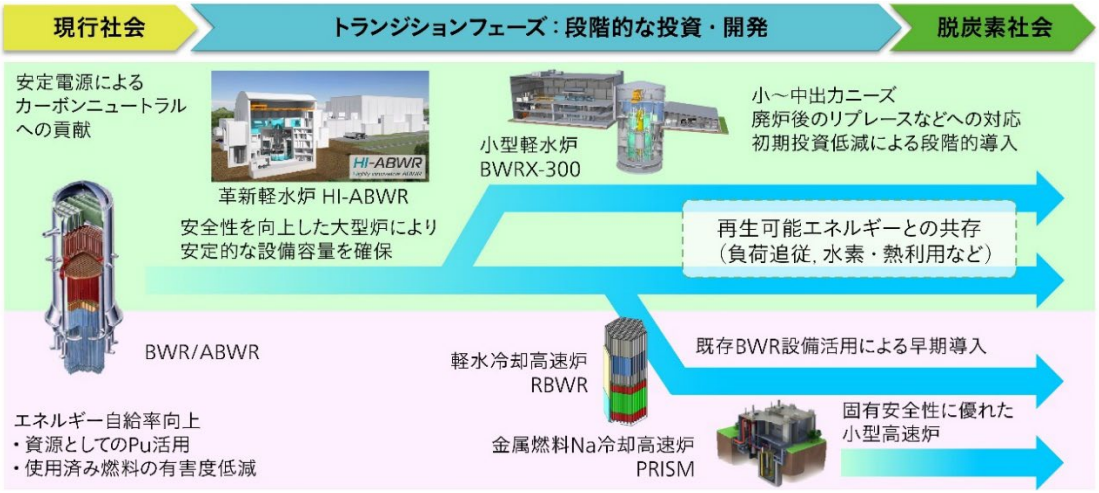


図 1　日立 GE ニュークリア・エナジーの炉型開発戦略

2. 革新大型軽水炉 HI-ABWR
HI-ABWR は，英国の設計認証を取得した国際標準 ABWR （UKABWR）をベースにしており，福島第一原子力発電所事故の教訓に基づく安全対策を設計段階から合理的に組み込んでいる。出力規模は 1,350～1,500 MWe を想定し，3 系統である工学的安全系を含めて，基本システムは ABWR と同様である。一方，革新的安全性として，自然災害・テロ・内部ハザードへの耐性強化による安全機能の防護，事故時の除熱機能強化のための静的炉心冷却系 PRCS（Passive Reactor Cooling System），溶融炉心対策の強化を目的としたコアキャッチャおよび静的デブリ冷却システム，過酷事故時でも住民の避難を実質的に不要とする希ガスフィルタなどを搭載した放射性物質閉じ込め設備を備えている（図 2）。

具体的には，自然災害や航空機衝突などの外部からの物理的損傷に対しては，建屋外壁で防護し，耐震壁と共用することで建築構造を合理化するなど，物量増加を抑制しながら建屋を強化する。地震に対しては，ABWR の特徴である低重心の原子炉建屋に加え，建屋地下の側方拘束などを活用する。建屋内の火災や溢水に対しては，原子炉建屋内部を耐火・止水性能を持つ壁で区分けし，共通要因故障をもたらす事象への対策

*Takao Kondo[1]
[1] Hitachi-GE Nuclear Energy

を強化している。静的安全設備である PRCS や静的デブリ冷却システムは，運転員の操作を低減し，ポンプなどの動的機器を排除することで，事故時の対応の信頼性を向上させている。放射性物質閉じ込め設備については，従来のフィルタベントシステムの下流側に希ガスフィルタを追加し，ベント時の放射性物質放出を抑制する。今後もプラント設計のさらなる具体化と安全性向上を進めていく。

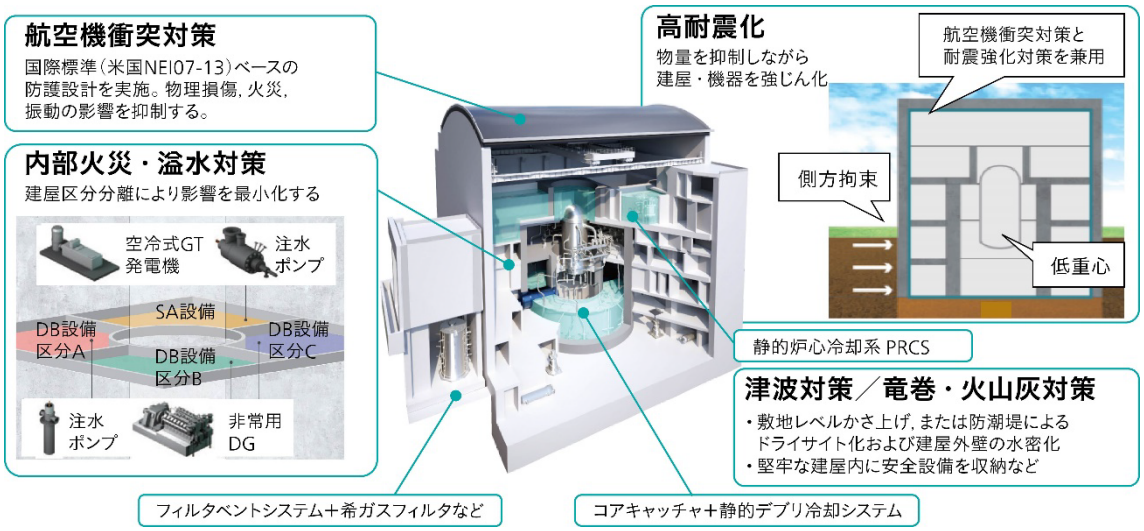


図 2　HI-ABWR の概要と外部・内部ハザードへの耐性強化

3. 小型軽水炉 BWRX-300

日立 GE は，米国の姉妹会社である GE Hitachi Nuclear Energy（以下，「GE 日立」と記す。）と，電気出力 300 MW の小型軽水炉 BWRX-300 を共同で開発している。BWRX-300 は，先進的な「隔離弁一体型原子炉」概念の採用により冷却材喪失事故の影響を徹底的に抑制することで，安全性を高めつつ，非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削減するとともに，原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する等，プラントシステムを簡素化した。これにより，機器点数削減による信頼性向上や運転・保守費の低減，そして廃炉時の廃棄物量低減も実現する。カナダ・オンタリオ州の州営電力会社 Ontario Power Generation（以下，「OPG」と記す。）は，BWRX-300 を選定し，2029 年の運転開始を目指し建設許可審査を開始している。米国や欧州でも BWRX-300 導入の動きがあるため，GE 日立は，OPG，米国の国営電力会社 Tennessee Valley Authority，ポーランドの Synthos Green Energy と共同で，BWRX-300 の世界標準設計の構築を開始した。日立 GE も GE 日立のパートナーとして，キー技術の実証試験や主要機器の設計などで BWRX-300 の早期実用化に協力している。将来的には国内への BWRX-300 導入もめざし，開発を進めていく。

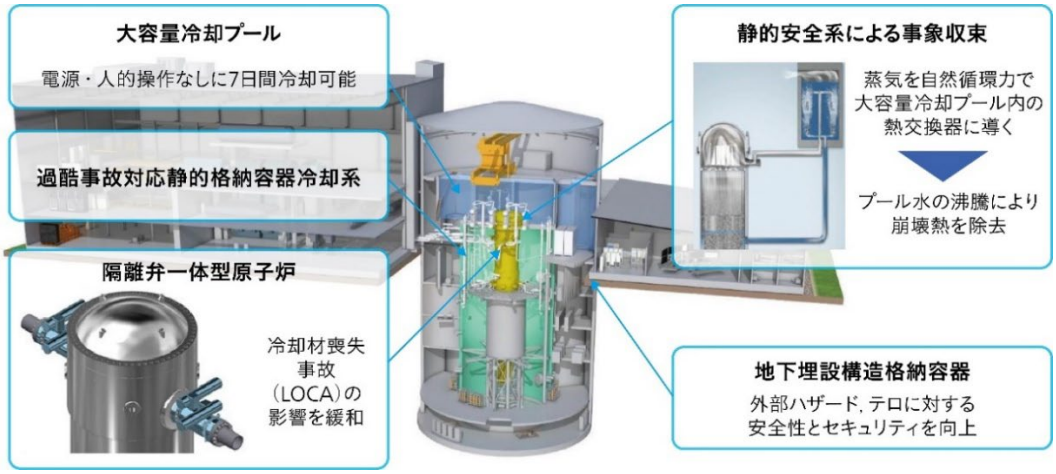


図 3　BWRX-300 の概要

4. 結言

本稿では，長期的な安定電源確保，初期投資リスク低減などの実現に向けた，HI-ABWR 及び BWRX-300 の実用化・開発状況について述べた。今後も，社会の原子力に対するニーズや，福島第一原子力発電所事故の知見などを引き続き取り込みながら，さらなるプラント設計の具体化および安全性向上などを進めていく。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会的受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（３）GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取組み

c）革新軽水炉 iBR の主要な特徴

(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX

c) Key features of innovative light water reactor iBR

*青木 保高[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

1. はじめに

2011 年 3 月の東日本大震災で東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所事故が発生し、現在も多くの周辺住民が避難生活を余儀なくされている。これを受けて国内では新規制基準が施行され、既設炉では再稼働に向けて多くの安全設備や外部特重施設が追設されてきた。今後新設される大型軽水炉については高い安全性と共に、万一の事故時における周辺地域や地域住民への被害影響の低減が求められ、また同時にカーボンニュートラル社会を実現するための安価な電源としての高い経済性も求められている。

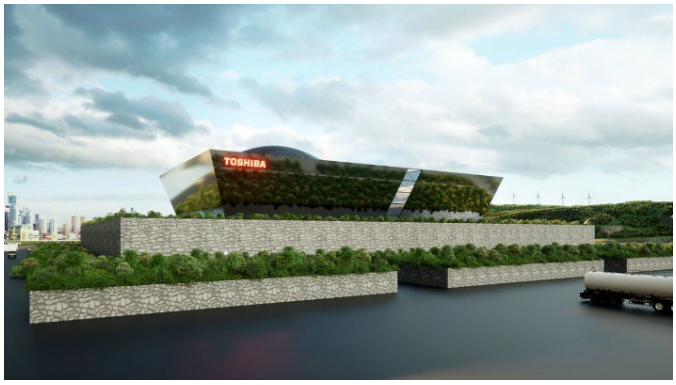


図 1　iBR イメージ図

このような状況を踏まえ、東芝エネルギーシステムズ(株)では建設実績のある改良型沸騰水型原子炉(ABWR)をベースに、社会と共生しエネルギー安定供給を実現する革新軽水炉 iBR (innovative, intelligent, inexpensive BWR)(図 1)の開発を進めている。iBR は大規模自然災害に対する深層防護を考慮した安全設計を徹底し、①万一の事故時の緊急避難不要/長期移住無し、②７日間のグレースピリオド(運転員操作不要期間)、③建設容易性と高い経済性、の達成を目指している。iBR は二重円筒格納容器(二重円筒 PCV)および静的安全系の採用、安全系の多様化、新設炉としての合理的設計等により、上述した 3 つの設計コンセプトを実現させる発電プラント(図 2)である。

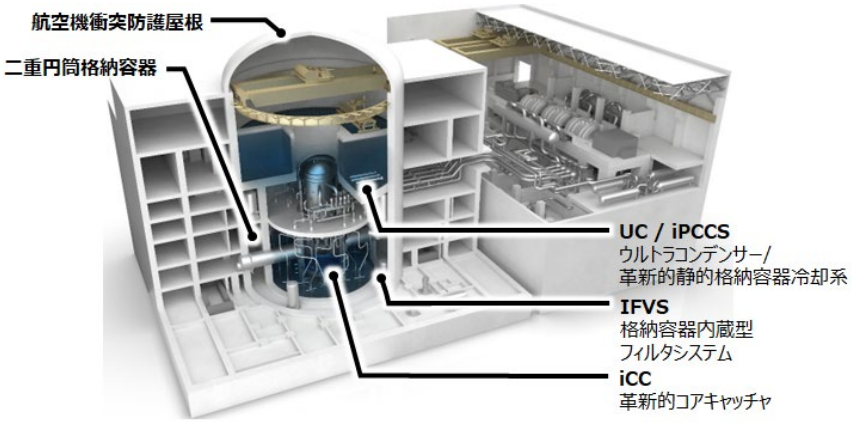


図 2　iBR 全体概要図

*Yasutaka Aoki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

当社は、長年に渡り沸騰水型原子炉(BWR)の開発・設計・建設を手掛けており、ABWR の東京電力ホールディングス(株)柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号機や中部電力(株)浜岡原子力発電所 5 号機(電気出力: 135 万 kW 級)への納入実績もある。iBR は、一部システムの実証試験や機器設計等を実施中であるものの、既に運転開始している ABWR をベースとしており、新規の要素技術からの開発項目はないため、2030 年代には建設開始および運転開始が可能なプラントである。

ここでは当社が開発中の iBR の主要な特徴について述べる。

2. iBR の安全性

2-1. 静的安全系

iBR の特徴的な静的安全系の概要を図 3 に示す。iBR では二重円筒 PCV を採用しており、ドライウェル(D/W)、ウェットウェル(W/W)、および ABWR から新たに追設したアウターウェル(O/W)に耐圧性と気密性を持たせており、事故時に発生する水素や核分裂生成物(FP)を十分閉じ込めるだけの空間を確保している。また、二重構造となっているため、耐震性も向上している。O/W は、D/W 及び W/W と、革新的静的格納容器冷却系(iPCCS)及び格納容器内蔵型フィルタシステム(IFVS)で接続されている。

原子炉は、異常発生時に制御棒を炉心に急速挿入することで炉停止されるが、炉心崩壊熱が長期にわたって生じるため、炉停止後も冷却による崩壊熱除去を続ける必要があり、iBR では静的安全系だけでも炉心と PCV を独立に冷却可能な設計としている。

静的安全系の一つであるウルトラコンデンサー(UC)は、原子炉圧力容器(RPV)内にて炉心崩壊熱により発生する蒸気を静的に凝縮させて RPV に戻す構成であり、国内・海外で採用実績のある非常用復水器(IC)をベースに、信頼性と冷却継続期間を向上させており、長期交流電源喪失(長期 SBO)時においても原子炉を 7 日間冷却できる。

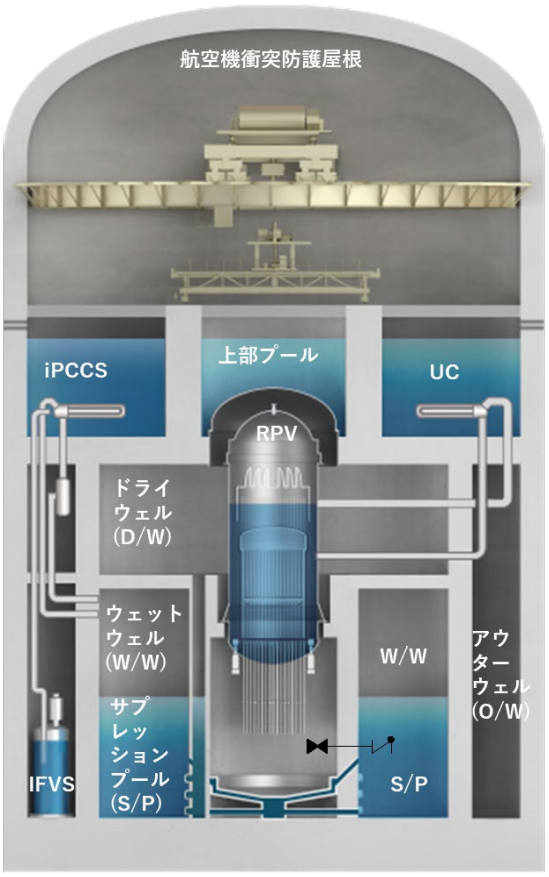


図 3　静的安全系の概要

iBR で採用を検討している iPCCS は、PCV 内で発生した蒸気を W/W から吸込み、静的に凝縮させサプレッションプール(S/P)に戻す構成となっており、PCV を 7 日間冷却できる。また、シビアアクシデント(SA)において RPV 下部の破損により溶融炉心が下部 D/W に落下した場合には、溶融弁を用いた静的な重力式コリウム冠水系(GDCF)により冷却し、発生した蒸気はベント管を通じて S/P に移行し、最終的に iPCCS で除熱される。蒸気以外の非凝縮性ガス(窒素、水素など)は、FP とともに O/W に排出される。O/W を排出先としているため、W/W が高圧化しても機能停止することがない。更に、排出の過程で IFVS によりヨウ化セシウム(CsI)などの粒子状 FP をスクラビングし、希ガスなどの除去されない FP は O/W に閉じ込める。これにより、原子力発電所内の敷地境界における実効線量を 20 mSv/月以下、Cs–137(セシウム 137)の放出量を 100 T(テラ：10^{12})Bq 以下に制限することができ、設計上は緊急避難不要、長期移住なしを達成可能である。よって、これらの機能により PCV 内の蒸気や非凝縮性ガスを外部に放出するシステムも不要となる。

また、iBR 専用に考案された革新的コアキャッチャー(iCC)は RPV 下部の D/W 床に設置しており(図 4)、SA において RPV 下部の破損で落下する溶融炉心によるコンクリートとの相互作用(MCCI)を物理的に排除している。iCC は RPV 幅に余裕を持たせた伝熱面積を確保し、径方向に対称な傾斜冷却流路とすることで、冷却水の流れに偏りが生じない設計としており、傾斜冷却流路を S/P 水で常時通水させておくことで、溶融炉心を捕捉し、傾斜冷却流路への伝熱で溶融炉心を下面から静的に冷却させる。溶融炉心で発生した熱は、冷却

流路の出入口の高低差による自然循環でチムニー配管を通じて S/P に移行し、最終的に iPCCS で除熱される。iCC は、既設炉で採用している運転員操作による事前水張りは不要であり、溶融炉心落下後は GDCF により上面からも水をかけることで、溶融炉心を上下面両側から冷却可能である。加えて、当社は様々なタイプのコアキャッチャーの開発・設計や実証試験の経験も有しており、今後は iCC も含めて iBR に最適なコアキャッチャーや冷却方法を選定し、実用化していく方針である。

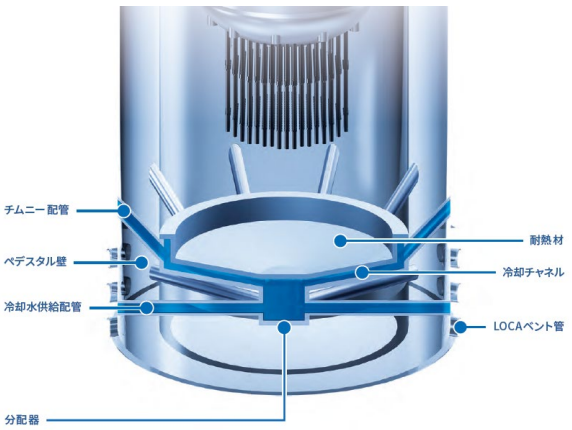


図 4　革新的コアキャッチャー(iCC)の構成

2-2. 大規模自然災害等の外的事象への耐性

iBR の最大の特徴は二重円筒 PCV も含めた静的安全系であるが、深層防護にも十分配慮し、動的安全系にも多様性を持たせることにより、動的安全系と静的安全系を組み合わせたハイブリッド安全系も採用している。さらに各設備間の独立性を強化することにより、大規模自然災害を起因とした長期 SBO、最終ヒートシンク喪失(LUHS)等の事象においても安全面で高い信頼性を維持することが可能である。

また、これらのハイブリット安全系の一部を原子炉建屋壁や格納容器上部の航空機衝突防護屋根により防護することで高い頑健性を維持し、航空機衝突のみならず様々な自然災害による被害が発生した場合においても活用可能としている。

加えて、iBR ではサイト内に 7 日分の電源燃料、冷却水等を準備しており、大規模自然災害による長期 SBO、LUHS、さらに SA が発生した場合でも、7 日間はサイト外部からの支援が不要であるとともに、万一運転員の操作がなくても自動で安全を確保できる期間(グレースピリオド)を確保している。さらに、事故後 7 日以降に外部からの支援(電源燃料、水源への冷却水の補給等)があれば、当然ながら継続して原子炉や格納容器の冷却を行うことも可能である。

3. iBR の経済性

iBR は、建設実績のある ABWR をベースに様々な静的安全系を導入して安全性を高めているが、様々な観点で経済性にも優れたプラントを目指している。以下に、経済性の観点からの特徴について幾つか述べる。

国内では、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所事故を受けて新規制基準が施行され、既設炉では重大事故等対処設備(SA 設備)及び特定重大事故等対処施設の追加設置が必要になっている。iBR は今後新規建設する炉型であるため、航空機衝突にも耐える建屋内に静的安全系も組み込み、またそれらの安全対策設備を建設時から合理的に配置することが可能である。これにより、既設再稼働プラントと比較して安全対策設備の物量を低減し、建屋をコンパクト化することを志向している(図 5)。

また、iBR は長年にわたり簡素化改良を続けてきた BWR の長所を継承しており、高圧容器は RPV のみで外部再循環ループもなく、PCV も圧力抑制型のため容積やコンクリート物量を抑制できる。

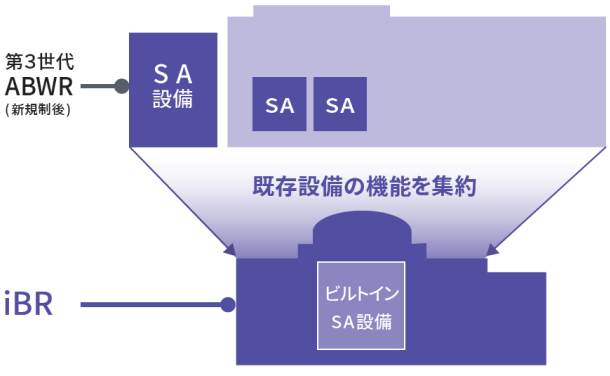


図 5　iBR の合理的設計

電気出力についても、BWR は原子炉内を循環する冷却材流量を調整することで柔軟に変化させることができるため、電力需要の増減への追従性(負荷追従性)が高い特長があり、負荷変動の大きさや変動周期に応じた負荷追従運転方式で安定した運転が可能である(図 6)。iBR はこの特長を生かした設計とすることで、ベースロード電源確保だけでなく需給調整にも柔軟に対応できることから、エネルギーの安定供給を実現し、事業者の発電コスト増大を抑える効果がある。

このように、iBR は安全性だけでなく経済性においても優れた設計を目指しており、電力需給調整にも柔軟に対応可能で、エネルギー安定供給に貢献できるプラントである。

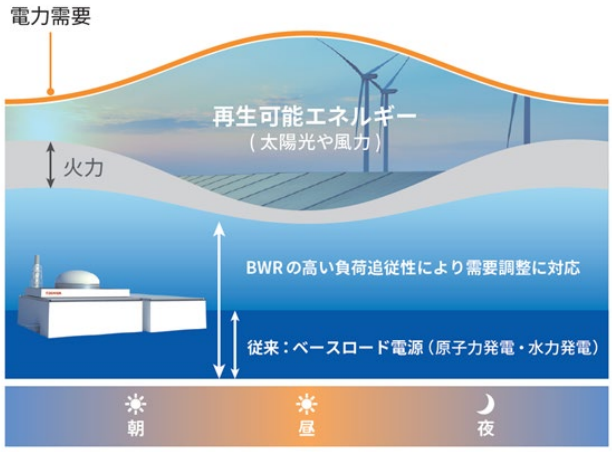


図 6　iBR の電力需給調整

4. さいごに

建設実績のある ABWR をベースに、二重円筒 PCV と革新的静的安全系を導入することで、大型軽水炉として世界最高の安全性を目指し、また経済性にも優れる革新軽水炉 iBR の開発を推進している。

現在 iBR は基本設計段階にあり、各システムや機器の設計活動を実施中であるが、革新軽水炉として 2030 年代での国内建設開始および運転開始に向けて、引き続き研究開発と実証試験等も進めていく計画である。なお、iBR は海外規制への適合も考慮しており、将来的には国際標準炉としての採用可能性も十分有していると考えている。

参考文献

[1] 松本 圭司、ほか “社会と共生しエネルギー安定供給を可能とする革新軽水炉 iBR”. 東芝レビュー78 巻 3 号(2023 年 5 月)

[2] Y. Yamazaki, et al, Plant and Safety features of Toshiba innovative ABWR plant iBR, Proc. of ICAPP 2024, pp.247-254, June 16-19, 2024, Las Vegas, USA

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL01]
金属積層造形研究開発の現状
*千葉 晶彦[1] (1. 東北大)

[1G_PL02]
金属積層造形による耐熱合金の開発
*渡邊 誠[1] (1. 物材機構)

[1G_PL03]
金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組
*藤谷 泰之[1] (1. MHI)

[1G_PL04]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（1）金属積層造形研究開発の現状

(1) Current Status of Metal Additive Manufacturing R&D

*千葉 晶彦[1]

[1]東北大学

1. はじめに

金属積層造形（AM）技術は、航空宇宙、自動車産業などで革新的な製造技術として発展している。特に、電子ビーム積層造形（EB-PBF）は高エネルギー密度を持つ電子ビームを用い、従来の加工技術では困難だった形状や高性能部品の製造を可能にする技術として注目されている。しかし、EB-PBF ではメルトプールの挙動や温度分布が製品品質に影響するため、欠陥を抑える高度なプロセス管理が求められる。本発表では、EB-PBF を中心に金属積層造形技術の現状を概説し、インシチュ監視技術を活用した無欠陥造形法について紹介する。特に、産業界での実用化に向けては、造形品質の安定化が重要な課題であり、EB-PBF やレーザー積層造形（LB-PBF）における欠陥低減や品質向上のための最新のプロセス制御技術についても紹介する。

2. EB-PBF と LB-PBF のプロセス特性の比較

近年、EB-PBF プロセスにおいてリアルタイムモニタリング技術が導入され、造形中にメルトプールの挙動を観察することで、欠陥の発生を予測し制御する研究が進められている。特に、EB-PBF とレーザー積層造形（LB-PBF）のプロセス特性を比較することで、それぞれの欠陥発生メカニズムを明らかにできる。EB-PBF ではスパッタの発生が少なく、比較的安定したメルトプールが形成されるのに対し、LB-PBF では蒸発反跳圧によるスパッタが多く、欠陥形成リスクが高い。特に、LB-PBF では高エネルギー密度のレーザー照射によりキーホールモードの溶融が発生しやすく、これがポア（気孔欠陥）の主な原因となることがわかっている。

3. パウダーベッドの特性とメルトプールの形成

パウダーベッドの特性がメルトプールの形成に与える影響についても検討されている。粉末の形状や粒度分布、気孔率がメルトプールの安定性に影響を与えることが分かっており、球形度の高い粉末（PREP 粉末）はエネルギー吸収率が均一であり、安定した造形が可能であるのに対し、不規則な形状を持つガスアトマイズ（GA）粉末では熱伝導率が低く、過度の溶融や未溶融が発生しやすい。さらに、粉末の充填密度や熱放射率の違いが、造形品質や内部欠陥の発生に関わることも明らかになった。

4. 天面平坦度による欠陥予測技術とプロセスマップ最適化手法

本発表では、メルトプールの直接監視ではなく、造形物の最上表面（天面）の平坦度を評価し、内部欠陥を予測する手法を紹介する。分析の結果、平坦な天面（Even Surface）を持つ試料は欠陥が少なく、不均一な天面（Uneven Surface）や多孔質な天面（Porous Surface）の試料ではポアや未溶融欠陥が多く発生することが確認された。この知見を基に、機械学習のサポートベクターマシン（SVM）を活用し、天面の平坦度と欠陥発生確率の関係を学習させ、最適なプロセス条件を導くプロセスマップ最適化手法を開発した。この手法により、ビーム電流、走査速度、エネルギー密度といったプロセス変数を最適化し、欠陥のない部品を製造する条件を特定できる。さらに、リアルタイム監視と組み合わせることで、造形中の異常を検出し、再溶融プロセスを適用して欠陥を修正するシステム構築にも応用可能である。

本発表で紹介する研究成果は、EB-PBF をはじめとする金属積層造形技術において欠陥の発生を抑えつつ高品質な部品を安定して製造するための基盤技術となる。特に、リアルタイム監視やプロセスマップ最適化手法の活用により、エネルギー機器を含む多様な産業分野への応用が期待され、高温高圧環境に耐える特殊材料や複雑形状部品の実用化を大きく前進させる可能性がある。今後は、完全自動化システムの開発や異なる材料系への適用研究を進めることで、従来の加工では困難だった高度な金属部品の製造領域をさらに拡張し、産業界における積層造形技術の活用を一層促進していくと考えられる。

---

*Akihiko Chiba[1]

[1]Tohoku Univ.

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（2）金属積層造形による耐熱合金の開発

(2) Development of Heat-Resistant Alloys by Metal Additive Manufacturing

*渡邊 誠[1]、草野 正大[1]、北嶋具教[1]、北野 萌一[1]

[1]物質・材料研究機構

1. 概要

金属積層造形（AM）プロセスは、コンピュータ上の CAD モデルに基づいて、複雑形状を実現する新しい製造加工技術として多くの関心を集めている。レーザ粉末床溶融結合法（Laser Powder Bed Fusion、PBF-LB）は、最も広く使用されている AM プロセスの一つであり、プラットフォーム上に敷いた金属粉末層に対し選択的にレーザ照射を行う課程を一層ずつ繰り返すことで、三次元形状を造形する。PBF-LB ではレーザによる急速加熱と急冷によって微視組織が形成されるため、従来の鋳造や鍛造は異なる AM プロセスに特徴的な異方性を有する微視組織が形成される。このため、プロセス-組織-特性の相関関係を理解し、要求される力学特性を実現するための組織制御技術を確立する必要がある。また、レーザによる溶融凝固過程では、凝固完了時に生じる凝固割れや、過入熱によるガス欠陥等の欠陥が生じる場合があり、これらを抑制することも重要である。さらに、部材形状が造形中の温度場に大きな影響を与えるため、同じレーザ条件でも部位によって組織が大きく変化する。新規部材の開発においては、このような AM プロセスならではの特徴についても理解し、プロセス最適化に取り組むことが不可欠である。このため実験による試行錯誤と共に計算による予測技術の活用も必須となる。

図 1 は Ni 基合金(Hastelloy X)について、PBF-LB を適用しレーザ出力と走査速度を変化させて円柱状試料を作成した場合の造形可否と xz 断面での欠陥状態を示している（z:造形方向）。入熱が高すぎると造形が困難となり、一方で、低くなると多くの欠陥が断面にて形成されていることが明らかであり、適切なプロセスウインドウの把握の重要性を示している。本講演ではジェットエンジンや発電タービンにおいて重要な耐熱合金を対象とし、PBF-LB プロセスにおけるプロセス条件と欠陥発生挙動の相関や、レーザ照射による溶融凝固挙動の予測、造形形状と微視組織や温度場の相関、造形体の力学特性等についてについて紹介する。

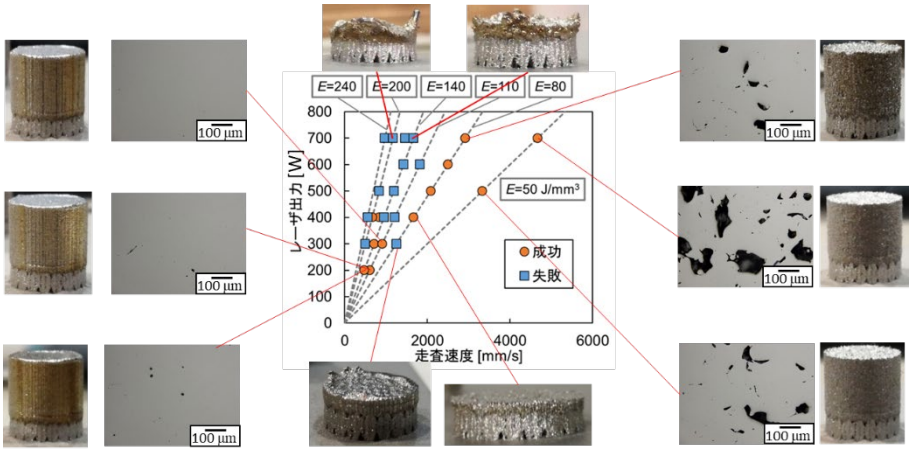


図 1. PBF-LB 法にて作成された Ni 基合金における、レーザ出力と走査速度が造形性および欠陥状態へ与える影響.

*Makoto Watanabe[1], Masahiro Kusano[1], Tomonori Kitashima,[1], Houichi Kitano[1]

[1]National Institute for Materials Science, Research Center for Structural Materials.

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（3）金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組

(3) Activities for Application of Metal Additive Manufacturing to Structural Components

*藤谷 泰之[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

原子力の安全性・信頼性の確保には、構成機器の安全性・信頼性が重要である。これらの機器の製造には、高度な製作ノウハウと作業者の技量と共に、材料調達から納入まで長期のリードタイムが必要となっている。他方、国内では市場が見通せないことから、重要な機器の部品や材料を供給するサプライヤーの撤退など、サプライチェーンの衰退が始まりつつある。金属積層造形技術は、従来工法では高度な製作ノウハウと作業者の技量を要した複雑形状部品を、高品質でタイムリーに安定して供給できる可能性がある。金属積層造形技術には、主にパウダーベッド方式（Powder Bed Fusion; PBF）とデポジション方式（Directed Energy Deposition; DED）の 2 種類があるが、原子力機器へ適用する場合、大型機器への適用性が高い DED 方式が有力であることから、レーザを熱源とし、ワイヤを溶加材として用いた DED（Directed Energy Deposition）方式の金属積層造形技術の開発を行った。

2. 概要

2-1. 高能率造形技術

大型部材へ金属積層を適用する場合、寸法制約や溶着効率の観点からレーザを用いた DED 方式が候補であり、製品適用に向け、経済性の観点から能率向上が必要となる。そこで、炉心槽の出口ノズルのように、比較的単純形状かつ調達リードタイムが長い部材を適用対象と想定し、大型レーザ熱源による均一な溶融池の形成と、熱源に対し効率的かつ安定的に溶加材を供給する造形システムを構築するとともに高能率造形材の特性評価を行った。構築した造形システムではレーザ発振器を最大 5 台、ワイヤを最大 6 系統同時に制御することにより 1 パスで幅約 30ｍｍのビードを 16.5kg/h で造形できる目途が得られた。また、造形材の 0.2%耐力、引張強度は最も入熱の大きい 34.1 kJ/cm の条件において、いずれの造形方向についても SUSF316 規格値を満足する値であった。本造形手法は、単純な形状の造形に適しており、鍛造品・鋳造品を溶接・組立・加工して製作する部品の代替として付加造形することで、材料確保、リードタイムの短縮、製造コストの削減につながる可能性があることを確認した。

2-2. 高精度造形技術

原子炉容器の RCCA (Rod Cluster Control Assembly) ガイドチューブのように、複雑形状かつ調達リードタイムが長い部材を適用対象と想定し、レーザ熱源と細径ワイヤを利用した溶着分解能の微細化による高精度ニアネット造形により、造形後加工の最小化を実現するためのφ0.2mm 溶加材制御手法を検討した。厚さ 1.2mm 以下を狙った高精度造形の供試体の側面, および上面からは目視で識別可能なクラックや凹凸は認められず、観察した断面から内部欠陥は認められなかった. また, 供試体の断面寸法に着目すると, 観察した 3 断面のいずれも板厚は 1.2mm 以下, 板厚精度は 0.05mm 以内であり, 市販されている中で最も細いΦ0.6mm のワイヤを用いて造形した供試体と比較して, 造形可能な最小板厚, および板厚精度が向上することを確認した。本造形手法は、精密な造形に適しており、ターゲット形状に合わせて高能率造形用と高精度造形用のビード生成条件を使い分けることで、造形後の機械加工を最小限にできる可能性があることを確認した。

---

*Yasuyuki Fujiya[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL04] 総合討論

講演者全員

金属積層造形技術は、高度なものづくりが要求される複雑な形状の部品を、高い品質と高い設計自由度で短期間に安定供給できることから、産業界で普及が進んでいる。本技術の原子力産業分野への応用により、産業界のサプライチェーンの維持・強化に貢献するとともに、次世代エネルギープラント向け高信頼性原子炉構造材料の効率的な開発に寄与することが期待される。本セッションでは、金属積層造形技術の開発の現状と具体的な取り組みを紹介するとともに、エネルギープラント用構造材料への応用（次世代原子炉や小型モジュール炉への適用を目指す）の可能性について議論する。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：福島特別プロジェクト[保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL01]
福島の環境放射線計測の最新技術とその活用
地域住民の安全確保のための取組

*佐々木 美雪[1] (1. JAEA)

[1H_PL02]
福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展
廃炉現場の安全確保のための取組

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

[1H_PL03]
総合討論

©日本原子力学会

2025年春の年会

福島特別プロジェクトセッション [保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

Reports from the Field: Decommissioning and Environmental Radiation Measurements Supporting Fukushima Restoration

（1）福島の環境放射線計測の最新技術とその活用

～地域住民の安全確保のための取組～

(1) Latest Technologies in Environmental Radiation Measurement in Fukushima and Their Applications: Efforts to Ensure the Safety of Local Residents

*佐々木 美雪[1], 越智 康太郎[1], 阿部 智久[1], 御園生 敏治[1], 森下 祐樹[1], 中間 茂雄[1], 吉村 和也[1], 舟木 泰智[1], 眞田 幸尚[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

2011 年の福島第一原子力発電所（以下、1F）事故以降、日本原子力研究開発機構（JAEA）では様々な環境中の放射線モニタリングを実施してきた。本セッションでは、今までの環境モニタリングで使用した技術の紹介、また研究成果の紹介を行う。合わせて、環境中の放射線計測技術を原子力防災や廃炉技術に応用した事例を紹介する。

2. 環境放射線計測技術について

1 F 事故以降、JAEA では有人ヘリコプターを用いた航空機モニタリング、車両を用いた走行サーベイ、人が歩いて測定を行う歩行サーベイ、サーベメータを用いてポイントで測定行う定点サーベイ、In-Situ Ge 半導体検出器を用いた放射能沈着量の測定、土壌採取及び放射能測定、ダストサンプラーによる大気浮遊じんの放射能濃度測定等、様々な測定を行っている。10 年以上継続して行われてきたモニタリングデータは膨大な数であり、JAEA ではこれまでの放射線モニタリングデータを整備した放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト（https://emdb.jaea.go.jp/emdb/）の管理等を行っている。これらのデータは、住民の被ばく線量推定や、特定復興再生拠点区域の解除の指針データ等に活用されており、また国内外の研究者に多く活用されている。

2-2. 福島でのモニタリング経験の活用

これまでの環境モニタリング技術を生かすべく、JAEA では緊急時モニタリングに活用できるシステムの開発等を行っている。例えば、緊急時に迅速に原発周辺等をモニタリング可能な無人航空機の放射線測定システムの構築、また放射線検出器等で得られた測定データを迅速に解析・共有するための情報共有システム、緊急時に無人機を運用するためのマニュアル、訓練内容の作成等、包括的なシステムの構築を行っている。合わせて、海外の機関（DOE, KAERI, NRCan, IRSN 等）との合同サーベイの実施し、各国における緊急時モニタリング技術の情報共有、各国の測定機器の比較等を行っている。

防災技術の開発の他に、廃炉技術への応用開発等も進めており、非 GNSS 環境下（森林内や建屋内）で自己位置推定可能な放射線測定システムの開発や、四足歩行ロボット等に搭載して運用な可能な測定システムの開発、一度の測定で多くの放射線情報を取得できる全方位型放射線検出器（FRIE）の開発等を行っている。

JAEA では、これらの取り組みで培われた知見や技術を今後も国内外に広く還元することで、原子力防災や廃炉技術のさらなる高度化に貢献し、安全・安心な社会の実現に寄与していきたいと考えている。

---

*Miyuki Sasaki[1] and Yukihisa Sanada[1]

[1]JAEA.

2025年春の年会

福島特別プロジェクトセッション [保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

Reports from the Field: Decommissioning and Environmental Radiation Measurements Supporting Fukushima Restoration

（2）福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展

～廃炉現場の安全確保のための取組～

(2) Advancements in Radiation Measurement Technologies at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: Efforts to Ensure the Safety at Decommissioning Site

*寺阪　祐太[1]

[1]原子力機構

1. 廃炉現場の安全確保のための放射線計測研究

福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃炉作業には燃料デブリの取り出しは勿論のこと、現場で働く作業者の放射線安全向上のための建屋内作業環境改善も重要な要素である。日本原子力研究開発機構（JAEA）・廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）では、2017 年に福島県富岡町に拠点を設置して以降約 8 年に渡り、1F 原子炉建屋内外の放射線計測を実施してきた。原子炉建屋内外のどこに・どれだけの・どのような核種が分布しているかを詳細に計測することで、線量低減のための作業計画立案に寄与することができる。本発表では JAEA/CLADS のこれまでの 1F 原子炉建屋内外における放射線計測およびその技術的進展を振り返るとともに、一般的には触れられることが少ない 1F 現場作業の様子や実際の計測に至るまでの困難や制約を紹介することで、学会員に 1F における放射線計測研究の「リアル」を実体験ベースで共有し、廃炉放射線計測に対する理解と関心を高めることを目的とする。

2. 1F 廃炉のための放射線計測研究の技術的進展

JAEA/CLADS ではγ線イメージャーの一種であるコンプトンカメラ、放射線センサーとして機能する特殊な光ファイバーであるプラスチックシンチレーションファイバー（PSF）および液体ライトガイド（LLG）、α線・β線の弁別測定が可能なホスフィッチ検出器などを基盤としたγ/β/αマッピングシステムを開発してきた。γ線イメージャーであるコンプトンカメラは単体では 2 次元のγ線飛来方向分布画像しか得られないが、様々な視点からの定点測定または移動しながらの測定を行い、コンプトンカメラの自己位置と環境の 3 次元モデルを 3 次元レーザースキャナーにて合わせて得ることにより 1/2 号機排気塔付近や 1/2 号機原子炉建屋内の ^{137}Cs 分布の 3 次元測定に成功した。また、1F 原子炉建屋内にはγ線放出核種だけではなく、純β線放出核種 ^{90}Sr/^{90}Y やα線放出核種の存在も無視できないエリアが存在する。そこで、我々は PSF や LLG といった光ファイバーを用いたβ線放出核種分布測定法を新たに考案した。光ファイバー内でのシンチレーション光の減衰の波長依存性やチェレンコフ放射角度の入射放射線エネルギー依存性を利用して高γ線バックグラウンド下にて ^{90}Sr/^{90}Y を選択的に測定するデバイスを開発し、3 号機原子炉建屋内にて ^{90}Sr/^{90}Y の「その場」計測を実施した。α線については、ZnS(Ag)およびプラスチックシンチレータを積層し、電気信号パルスの波形弁別によりα/βの弁別を行うホスフィッチ検出器を開発し、こちらについても 3 号機原子炉建屋内にてα核種の「その場」測定に成功した。

上記の研究開発および現場実証は我々JAEA/CLADS だけではなく、東京電力 HD および協力企業の方々の現場特有の技術サポートなくして実施することはできなかった。発表では上記技術の紹介に加え、実際の測定およびそこに至るまでの様子等を共有する。

---

*Yuta Terasaka[1]

[1]JAEA

企画セッション | 委員会セッション：福島特別プロジェクト[保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL03] 総合討論

本セッションでは、福島第一原子力発電所（1F）の廃炉および周辺環境の放射線計測研究について、現場で長年活動してきた研究者が「現場視点」で語ります。最新の技術的進展に加え、現地での作業から得たリアルな体験を共有し、研究の成果や今後の展望を議論します。研究者自身が感じた福島の現状と今後について掘り下げ、福島復興に向けた研究開発の最前線への理解と関心を深めます。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL01]
JT-60SAの運転状況と研究計画
*芝間 祐介[1] (1. QST)

[1I_PL02]
JT-60SAの構造・装置内環境条件
*林 孝夫[1] (1. QST)

[1I_PL03]
JT-60SAと原型炉研究開発のつながり
*宇藤 裕康[1] (1. QST)

[1I_PL04]
プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究
*増崎 貴[1] (1. 核融合研)

[1I_PL05]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（1）JT-60SA の運転状況と研究計画

(1) Operational status and research plan of JT-60SA

*芝間 祐介[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. 概要

那珂フュージョン科学技術研究所では、幅広いアプローチ活動として日欧共同で実施するサテライト・トカマク計画と、我が国のトカマク国内重点化装置計画の合同計画である JT-60SA 計画を実施している（図.1）。2023 年の統合試験運転で初プラズマとプラズマ制御性能、更にプラズマ電流 1.2 MA のダイバータプラズマを達成した。次の統合試験運転では、プラズマ加熱機器や計測機器が増強された加熱実験（Operation 2, (OP2)）を計画している。

2. 運転状況と研究計画

JT-60SA 計画では、核融合エネルギーの早期実現をめざして、ITER 計画や原型炉をめざす様々な研究開発と整合させた JT-60SA 研究計画の策定活動が進められ、各研究での達成目標、重要な研究項目、ITER 及び原型炉への貢献といった議論がされてきた。

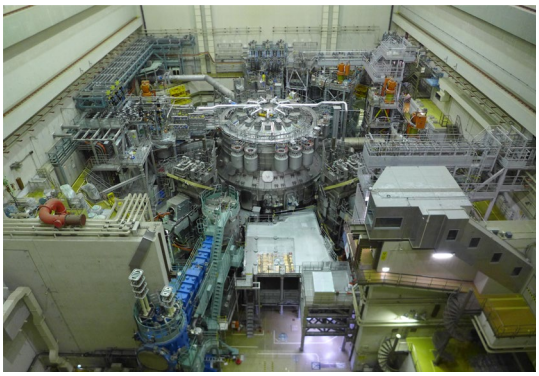


図.1 JT-60SA 装置

2-1. 運転状況

2023 年の統合試験運転では、真空容器内にプラズマリミターと真空容器上部に炭素タイルのダイバータを設置、加熱装置としては入射パワー1.5MW の ECRF 装置を整備した。

2024 年 1 月からは装置の増強を計画しており、本年度は、装置増強と保守の期間（Maintenance and Enhancement 1）である。装置増強では、高圧力プラズマ生成や定常運転を可能とするために、加熱パワー増力として ECRF 装置 3MW、NBI 装置 16/23.5MW(H/D）を整備する。真空容器内に設置する第一壁等の熱負荷を被る機器では、冷却水配管付きヒートシンクに炭素タイルを設置する他、容器内コイル、クライオポンプを有するダイバータの設置等を含む容器内機器の拡充を図る。真空容器では、18 ヵ所でポートを増設し、加熱装置、第一壁等の冷却水のアクセスの他、プラズマ計測等に利用する。

2-2. 研究計画

OP2 での主要な達成目標は、(i) 安定な高プラズマ電流（最大 5.5 MA）放電や種々のプラズマ制御システムの確認といった統合試験運転、(ii) ITER リスク低減研究として、エネルギー閉じ込め改善モード（H モード）遷移研究やプラズマ崩壊現象（ディスラプション）緩和手法の開発等、(iii) ITER に向けた高閉じ込め H モード運転シナリオの開発であり、それらを達成するための実験研究計画を策定し、2026 年より OP2 を開始する。

---

*SHIBAMA Yusuke[1]

[1]National Institute for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（2）JT-60SA の構造・装置内環境条件

（2）Structure and in-vessel environmental conditions of JT-60SA

*林 孝夫[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

JT-60SA は超伝導コイルを用いた装置であり、100 秒以上の放電を可能とし、また、中性粒子入射装置（NBI）をはじめとした 41MW の強力な加熱装置を有するため、大量の熱を処理するためのプラズマ対向壁が必要となる。また、プラズマの早い制御に必要なコイルは常伝導コイルである必要があり、これらは真空容器内に設置する。さらに、プラズマ制御に必要な多彩な電磁気検出器、及び、真空排気装置であるクライオパネルを真空容器内に設置する。JT-60SA には安定化板を設置し、これらの多くの機器は安定化板と真空容器の間に設置するため、機器間のクリアランスが非常に小さい。一方、プラズマ対向壁は大量の熱に晒されるため、均一に設置する必要がある。これらにより、JT-60SA の真空容器内機器は数 mm 以下の精度で設置することが必要となる。また、比較的多量の中性子発生が見込まれているため、真空容器内機器は耐放射線性を持つ必要がある。定期的に補修が可能なダイバータカセットはリモートハンドリングでの搬出、設置が可能な設計となる。さらに、200 度ベーキングに耐えうる耐熱性も必要となる。これほどまでの多種多様の機器を高精度に真空容器内に設置する装置は JT-60SA が最初であり、容器内機器の種類と条件は ITER と酷似するため、JT-60SA での実績は ITER の容器内機器の開発、製作、及び設置に直結する。これらに必要な要素技術の開発と器具の製作が行われ、容器内機器のほぼ全ての製作を終了した。また、ファーストプラズマに向けては、必要最小限の容器内機器を要求される精度での設置を完了した。これに際し、真空容器表面の組み立て精度が 20mm 程度であったのに対し、これに設置する機器の取付精度を 1mm 以下にする手法の開発が行われた。

2. JT-60SA の容器内機器

高圧力プラズマを安定に制御するため、JT-60SA の真空容器内には様々な機器を設置する（図１）。まず、プラズマの不安定性を受動的に抑制するための安定化板（導体製で、そこに流れる渦電流で磁場揺動の成長を抑える）を設置する。また、高速位置制御コイル、誤差磁場補正コイル、抵抗性壁モード制御コイルなどの真空容器内コイル群を用いて、プラズマの位置や磁場の乱れを能動的に高速制御する。

容器内機器は共通して、低放出ガス、非磁性、耐熱性、耐放射線性の材料を用いる必要がある。これらの要求を満たすため、真空容器内の雰囲気に接する材料は金属ではステンレスやインコネル、絶縁材はセラミック（MgO など）を用いた。プラズマ対向壁は高温のプラズマからの熱に対して耐性を持つ必要があり、JT-60SA では当初は炭素タイルを使用する。機器の設計に大きく影響するディスラプションについては、シミュレーションを行うことにより機器に流れる誘導電流やハロー電流を決定し、有限要素法解析を用いて設計を行い、また、振動試験を行って確認を行った。JT-60SA では最大 41MW の追加熱が 100 秒入射される。プラズマから発生する輻射熱や、ダイバータでのプラズマの接触により真空容器や他の容器内機器が高温になるため，これらの保護のためのプラズマ対向壁を設置する。JT-60SA ではプラズマ対向壁として内側第一壁、安定化板、下側ダイバータ、及び上側ダイバータを設置する。プラズマ電流 5.5MA のディスラプション時のハロー電流に耐えうる構造とし、熱負荷の集中を回避するためタイル間の段差は±1mm 以下としている。

下側ダイバータの熱負荷が最大となるが、輻射にて~2MW/m2×100 秒、ダイバータ足部にて~15MW/m2×100 秒となり、これらの熱の排出のために水冷による強制冷却が必要となる。また、JT-60SA の特長である広

範囲のプラズマ断面形状制御性とダイバータプラズマ性能を両立できることを目的とし、JT-60U にて良好な結果を得た W 形状のダイバータ形状を採用した。また, ダイバータ部は数年毎のメンテナンスが必要であるが、真空容器内線量率が 1mSv/h を超えるため、遠隔保守による修理・交換が必要であり、これに対応するためカセット構造を採用した。また、炭素壁でスタートするが、適切な時期に金属（タングステン）壁に変更可能な設計としている。カセットの交換時には配管の切断、接続が必要なため、遠隔保守が可能なレーザー光による管内溶接の開発を行った。開発した溶接ツールを用いてレーザー光を接合部に照射し溶接を行う。この溶接ツールではあらかじめ溶接部の測定が可能であり、その測定結果をもとに高精度に照射位置の制御を行うことにより、開先合わせが比較的不十分な状態でも確実に溶接を行うことが可能となった。

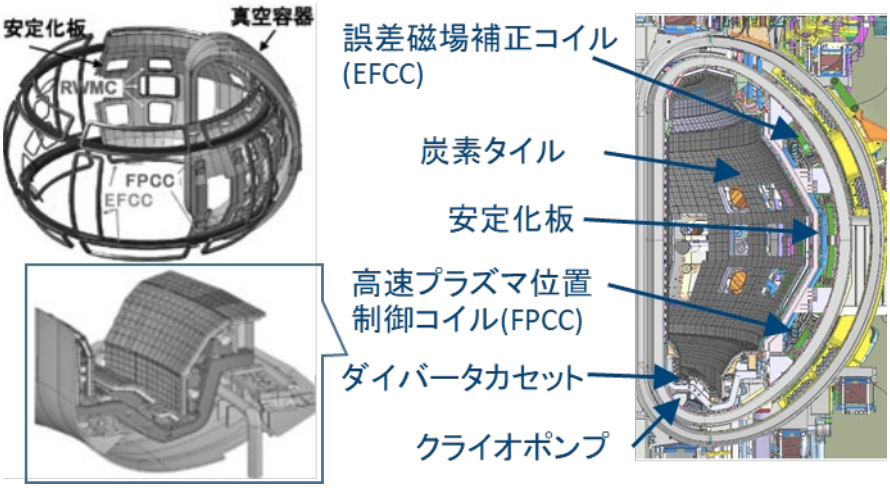


図 1　JT-60SA の真空容器内機器群

3. 現在の進捗状況とまとめ

JT-60SA の真空容器内には様々な機器を設置される。ファーストプラズマ時には必要最小限の容器内機器のみを設置したが、現在、真空容器内に様々な機器を設置する作業を実施中である。容器内コイルの内、誤差磁場補正コイル(EFCC)は、真空容器外で製作したコイルを真空容器に持ち込んで設置する一方で、高速プラズマ位置制御コイル(FPCC)は、コイル直径が大きく、真空容器の開口部から搬入できないため真空容器内で巻き線作業を行っている。また、安定化板等の固定座の設置も同時並行で進められている。ダイバータカセットについては、2025 年夏頃に真空容器内に予定される予定である。

*HAYASHI Takao[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり
Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（3）JT-60SA と原型炉研究開発のつながり

(3) Relation between JT-60SA and R&D for DEMO reactor

*宇藤 裕康[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

日本における原型炉研究開発は、平成 30 年 7 月 24 日の第 14 回核融合科学技術委員会において取りまとめられた「原型炉研究開発ロードマップについて（一次まとめ）」をベースとされており、アクションプランに示された開発課題から、「開発の重要度と緊急性」、「国際協力の観点」に基づいて作成されている。「原型炉に求められる基本概念」は核融合エネルギーの実用化に備え、①数十万 kW を超える定常かつ安定した電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖の実現、を原型炉の目標とすると規定されている。この基本概念を達成するため炉設計時に留意すべき設計要件の一つとして、運転開始後に得られた知見により設計変更が可能な柔軟なブランケットとダイバータ設計であることが求められている。また、原型炉の運転開発期には、①長時間・長期間運転に向けた熱・粒子制御とディスラプション回避などのプラズマ制御、②実用炉に展開可能なメンテナンスシナリオと原型炉最終段階で実用に供しうる稼働率、③原型炉で得られた知見を反映させたブランケットとダイバータの高性能化、を実現することが求められている。現在、原型炉設計合同特別チーム(特別チーム)では、2022 年 1 月に示された第 1 回中間チェックアンドレビュー結果を踏まえつつ、原型炉の概念設計を進めている。

2. 原型炉 (JA DEMO)の概要と JT-60SA とのつながり

特別チームは、21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目的とする原型炉の基本概念を構築するため、ITER の燃焼プラズマや JT-60SA の高圧力定常プラズマと同じプラズマ物理基盤及び炉工学技術基盤に基づいた設計を行っている。「ITER で採用された技術を最大限に活かすこと」を方針として、ITER や JT-60SA の物理・技術基盤に加えて、産業界がこれまで培ってきた発電プラント技術や運転経験を取り込みながら原型炉の運転に必要な設備の設計を行うことで、原型炉プラントの概念構築を行っている。図 1 に JA DEMO の概念図を示す。JA DEMO の主要設計パラメータとして、プラズマの主半径(R_p)は 8.5 m、核融合出力(P_{fus})は 1.5～2GW、正味電力(P_{net})は 0.2～0.3GW、プラズマ軸上の磁場(B_t)は 6 T となっている。

原型炉開発は上述のように ITER や JT-60SA の物理・技術基盤を前提としており、JT-60SA における建設・運転(実験)による知見は原型炉の運転において重要となる。JT-60SA における統合コミッショニングの知見は、今後運転開始を控える ITER や原型炉において必須となるものであり、原型炉における運転開始期間を短縮し発電実証の前倒しにも繋がる。また、より原型炉に近い複合環境の中で多くの実験データを要するプラズマ-壁相互作用のデータを取得しうるなど、原型炉の設計段階から期待される項目がある。

本講演では、原型炉設計や研究開発を概観しつつ、原型炉設計開発の視点で特に JT-60SA における炉工学研究に期待される項目について述べる。

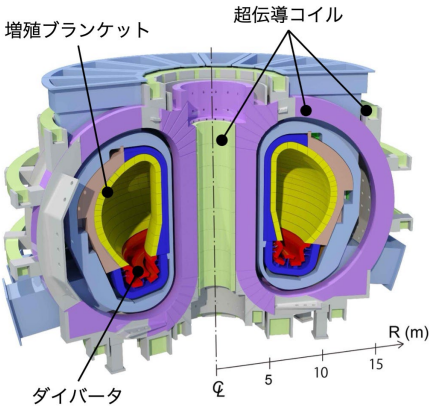


図 1: JA DEMO 概念図

*Hiroyasu Utoh[1]

[1]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（4）プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究

(4) Engineering research on plasma-facing walls in plasma experimental machines

*増崎　貴[1,2]

[1]核融合研，[2]総研大

1. はじめに

プラズマ対向壁工学研究は、直線型プラズマ装置でも精力的に行われているが、ここでは JT-60SA を念頭に置き、トカマク型装置やヘリカル型装置のような環状磁場閉じ込めプラズマ実験装置における研究を紹介する。このような装置では、磁場強度やプラズマ対向壁への磁力線の入射角、磁力線長、プラズマ中の不純物輸送、ELMs やディスラプションの発生などが将来の核融合炉に近いため、使用したプラズマ対向壁の分析とその結果を基にした核融合炉におけるプラズマ・壁相互作用の予測や、核融合炉用のダイバータ受熱板構造の試験などが行われている。

2. JET ITER-Like Wall 実験におけるプラズマ対向壁工学研究

2013 年度から日欧間の BA 活動の一つとして、JET の ITER-Like Wall (ILW)実験で使用したリミタ・ダイバータ板から切り出した試料や実験後に真空容器内で採取されたダスト試料が現 QST 六ケ所フュージョンエネルギー研究所（以後、六ケ所研）に輸送され、そこで大学と NIFS、QST、欧州の研究者が共同で分析を行っている。ILW 実験ではダイバータ板材料はタングステンまたはタングステン被覆炭素材、リミタ材料がベリリウムであり、また重水素プラズマ実験中には DD 反応で中性子とトリチウムが生成されるため、ベリリウムとトリチウム、放射化材料の取扱いが可能な同研究所で分析が行われ、多くの成果が得られている。本発表ではプラズマ対向壁工学研究に関わる成果を紹介する。

2-1. プラズマ対向面の表面分析

プラズマ照射による対向壁表面の微細構造変化は対向壁の熱特性や機械強度、寿命に関わる。この分析は、NIFS と島根大が集束イオンビーム加工装置と電子顕微鏡を用いて進めている。

2-2. プラズマ対向壁やダストへのトリチウム蓄積分析

対向壁やダストへのトリチウム蓄積は、核融合炉におけるトリチウム収支や安全性に関わる。多様な分析手法は六ケ所研でのトリチウム分析の特長である。昇温脱離ガス分析、イメージングプレート法、ベータ線誘起 X 線分光計測（BIXS)、液体シンチレーション法、燃焼法、化学的エッチング法などのトリチウム分析手法と、電子顕微鏡、組成分析法、化学状態分析法を組み合わせ、富山大、静岡大、近畿大、茨城大、NIFS が共同で分析を行っている。

3. 環状プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁コンポーネント試験、材料のプラズマ曝露実験など

WEST や EAST では、ITER で用いられるのと同様のタングステンモノブロック型の水冷ダイバータ板を設置して実機環境での試験を行っている。また、ダイバータプラズマに材料試料を挿入することができるマニピュレータを用いた実験が、ASDEX-Upgrade、DIII-D、LHD などで行われている。

4. まとめ

上述の環状プラズマ装置における実験、分析や試験、直線型プラズマ装置や電子ビーム・イオンビームを用いた実験、そして計算機シミュレーションが協同することにより、核融合炉環境におけるプラズマ対向壁の工学的課題が解決されていく。JT-60SA においても JET 試料の分析のように、大学が共同で実験・分析に参加することが望まれる。どのような研究ができるか、議論を期待する。

---

*Suguru Masuzaki[1,2]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL05] 総合討論

講演者全員

超伝導トカマク型プラズマ実験装置JT-60SAでは、ITERや原型炉につながる高性能プラズマ運転の研究が行われているが、工学研究の観点から見ると発電ブランケットが設置されない他は原型炉や発電炉と同様の装置構成を有している。そこで本セッションでは、JT-60SAの運用計画及び装置構造・装置内環境条件、JT-60SAと原型炉工学研究の関わり、欧州のプラズマ実験装置を利用して大学等の研究者が実施してきたプラズマ対向壁に関する工学研究活動、について情報を共有した上で、炉工学研究者が将来、JT-60SAを利用する工学課題での共同研究を提案する可能性やその際の研究課題等について意見交換を行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：ダイバーシティ推進委員会[原子力人材育成ネットワーク共催]

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

[2A_PL] 男子学生の声も聞いてみよう ―学生・社会人公開座談会―

座長:吉橋 幸子(名大)

[2A_PL01]
ダイバーシティ&インクルージョン推進のためのアクションプラン

*小林 容子[1] (1. アドバンスソフト)

[2A_PL02]
原子力関連学科・専攻の学生動向ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について

*藤原 尊徳[1] (1. 原産協会)

[2A_PL03]
学生・教員・社会人公開座談会

大谷 雄哉[1]、塚田 東城[2]、山下 芳輝[3] (1. 京大、2. 立命館アジア太平洋大、3. 名大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

ダイバーシティ推進委員会セッション [原子力人材育成ネットワーク共催]

男子学生の声も聞いてみよう ～学生・社会人公開座談会～

Let's hear from male students - Open roundtable discussion with students and professionals

（1） ダイバーシティ＆インクルージョン推進のためのアクションプラン

～2 年目の活動と成果～

(1) Action Plan for Promoting Diversity and Inclusion

-Achievements and Contributions in the Second Year-

*小林 容子

アドバンスソフト

1. アクションプランについて

日本原子力学会では、2023 年 1 月に、「ダイバーシティ＆インクルージョン推進のためのアクションプラン」[1)] を策定しました。このアクションプランは、ダイバーシティ推進委員会が中心となり、当時の会長や理事会と十分な議論を重ねて策定したもので、ポジティブアクションと基盤整備活動から構成されています。ポジティブアクションに関しては、日本原子力学会の特徴に合わせて、数値目標の設定と、組織ごとの目標設定を組み合わせています。組織ごとの目標設定には、目標シートを使用して、目標と実績、自己評価を記入していただいています。ダイバーシティ＆インクルージョン（D&I）推進の見える化を図るため、これらの記述はダイバーシティ推進委員会の HP で公開[2)]しています。

2. 2 年目の活動と成果

アクションプランは、現在、2 年目の活動を終了したところです。

女性理事と女性代議員の比率向上に関しては、予定通り進んでおり、2026 年までの数値目標達成を目指しています。常置委員会等の女性・若手委員の比率向上に関しては、各委員会の実情に合わせて、目標の設定・達成を目指していますが、女性委員の比率が 40%を超えた委員会が 3 つありました。少しずつですが、D&I の意識も向上してきているのではないかと思います。最初の 2 年間は、「ダイバーシティ」の方に重きを置いていましたが、今後は、「インクルージョン」の方にも意識を向けていきたいと考えています。女性・若手委員が増えることにより、委員会内の議論が活発化される等、組織の活性化につながることを期待します。

課題もあります。年会・大会時の女性座長の登用に関しては、まだまだ低い比率にあり、今後の対策が必要です。

昨年 11 月には、ダイバーシティ推進委員会のインスタグラムを開設し、研究者・技術者の仕事や日常の様子を発信しています。原子力・放射線分野へ興味をもってもらうための一助となるよう、フォロワーを増やしていく予定です。

1) http://www.aesj.or.jp/~gender/action.html

2) http://www.aesj.or.jp/~gender/actionplan/2023.html

---

*Yoko Kobayashi

AdvanceSoft

2025年春の年会

ダイバーシティ推進委員会セッション [原子力人材育成ネットワーク共催]

男子学生の声も聞いてみよう ～学生・社会人公開座談会～
Let's hear from male students - Open roundtable discussion with students and professionals

(2) 原子力関連学科・ 専攻の学生動向 ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について

(2) The Research Findings on Student Trends in Nuclear-Related Departments, Majors, and The Recruitment Status of Nuclear-Related Institutions and Companies

*藤原 尊徳
日本原子力産業協会

原子力人材育成ネットワークでは、2015 年より「原子力関連学科・専攻の学生動向調査と原子力関連企業・機関の採用状況の調査」として、2007 年以降の学生の原子力関連学科・専攻への入学状況、在籍状況、就職状況のデータを収集している。学生の動向は“原子力”に対する若い世代の意識がどのように変化しているかを示す客観的なデータとして有用であり、また今後の原子力人材育成の進め方について総合的な検討を行っていく上で重要なデータであることから、企業の採用動向のデータと合わせて経年変化を追っていくことで原子力人材の需給トレンドを伺うことができるものと考えている。

本報告では、2023 年度の「原子力関連学科・ 専攻の学生動向ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査」の結果[1)]を報告し、近年の人材需給トレンドを紹介する。

原子力関連学科・ 専攻の学生動向について、原子力関連の研究室に在籍している学部 4 年生は約 480 名、修士 1 年生は約 370 名、博士 1 年生は約 40 名となっており、学部 4 年、修士 1 年、博士 1 年を合計して 800~1000 人前後で推移している。学部卒業生の原子力関連企業への就職率は 2018 年度以降減少傾向にあったが、2023 年度は約 10%と微増している。

原子力関連企業・機関における採用状況について、電気事業者では採用人数に大きな変化は見られないが、原子力関連主要メーカーではここ数年減少傾向にある一方、機械、電気系学生の採用数が増加傾向にある。

1) https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2024/06/2023_gakusei_saiyou_report.pdf

---

*Takanori Fujiwara
JAIF

企画セッション | 委員会セッション：ダイバーシティ推進委員会[原子力人材育成ネットワーク共催]

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

[2A_PL] 男子学生の声も聞いてみよう ―学生・社会人公開座談会―

座長:吉橋 幸子(名大)

[2A_PL03] 学生・教員・社会人公開座談会

大谷 雄哉[1]、塚田 東城[2]、山下 芳輝[3] (1. 京大、2. 立命館アジア太平洋大、3. 名大)

昨年度の「女子学生の声を聞いてみよう～学生・社会人公開座談会～」に続いて、今年度は男子学生の声を聞きます。男子から見た原子力専攻に女子学生が増えない理由、「原子力」を学ぶことへの想い、「原子力」の仕事に関わることへの想いを聞き取ります。まず初めに委員会で推進しているダイバーシティ＆インクルージョン推進のためのアクションプラン2年目の成果を紹介し、続いて本企画セッションの共催である原子力人材育成ネットワークが実施する学生動向調査結果の紹介、そして最後に、学生との意見交換会を実施します。原子力の未来を一緒に考える時間を皆様と共有できることを楽しみにしています。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：放射線工学部会

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

[2B_PL] 線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器

座長:富田 英生(名大)

[2B_PL01]
放射線源推定のためのロボティクス

*田村 雄介[1] (1. 東北大)

[2B_PL02]
福島第一原子力発電所における放射能汚染可視化技術の実証

*佐藤 優樹[1] (1. JAEA)

[2B_PL03]
福島環境放射線計測における無人機活用の現状と原子力防災への適用

*眞田 幸尚[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

放射線工学部会セッション

線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器
Robotics and detection systems for locating the radiation sources

放射線源推定のためのロボティクス

Robotics for Estimation of Radiation Sources

*田村 雄介[1]
[1]東北大学

1. はじめに

事故後の原子力施設等においては、放射線源の位置を同定し、除染や遮蔽など適切な処置を施す必要がある。このような作業における作業員の被曝リスクを低減するためには、適切な移動機能を有したロボットに放射線検出器を搭載し、無人で環境中を移動して放射線源の位置を同定することが求められる。通常これらのタスクを遂行するロボットとしては遠隔操作ロボットが用いられるが、作業の効率や作業者の負担軽減等を考えるとロボットが自律的に移動して放射線計測を行い、線源の位置を同定することが望ましい。

本発表では、放射線源推定においてロボティクスがどのような貢献ができるかについて、著者らのこれまでの取り組みを中心に紹介する。

2. SLAM による環境地図構築とロボットの自己位置推定に基づく線源分布推定

放射線源の位置推定にあたっては、複数箇所で計測された放射線データをもとに、適切な画像再構成技術を用いるのが一般的である。精度良く位置推定を行うためには、放射線検出器が搭載されたロボットの位置姿勢を適切に推定することが必要である。ロボットが環境地図を有している場合は、ロボットに搭載された LiDAR やカメラ等のセンサ情報と地図情報をもとに、地図上でのロボットの位置姿勢を推定する。一方、事故後の原子力施設のように、未知環境の場合は、ロボットが位置姿勢を推定するための地図も同時に構築する必要がある。ロボットの自己位置推定と地図構築を同時に行う問題を SLAM と言い、近年では Robot Operation System（ROS）の普及に伴い、これを実現するソフトウェアが容易に利用可能となっている。著者らのグループでは、LiDAR による SLAM 技術とコンプトンカメラによる計測を融合し、MLEM によって放射線源の位置を推定する手法を提案した[1]。また、LiDAR による環境形状の計測結果を利用し、推定精度の向上と計算時間の短縮を図る手法[2]や、壁による遮蔽の影響を推定した線源推定の方法を提案している[3]。

3. 移動ロボットによる自律的な線源探査

自律移動ロボットによって未知の放射線源の位置を同定するためには、ロボットが適切に観測を行うことが重要である。放射線源の位置についての事前知識がない状況で、自律移動ロボットによって放射線源の位置を推定するために、著者らのグループでは、a) 1 台のロボットによる自律的な観測点生成、b) 複数台のロボットによる連携探査、の大きく 2 つのアプローチで取り組んでいる。a)については、全方向コンプトンカメラを搭載した 1 台の移動ロボットが、観測結果をもとに次の観測点を決定する手法を提案している[4]。また、b)については、比較的簡易な放射線検出器を搭載した複数台のロボットによって未知環境全域を探査し、その結果に基づいて線源位置を推定する手法を提案している[5]。

参考文献

[1] D. Kim *et al.*, Proc. 2017 IEEE/SICE SII, 444-449, (2017).

[2] 岸本 他, 日本機械学会ロボティクス・メカトロニクス講演会 2019, 2A1-B10, (2019).

[3] B. Nguyen *et al.*, Proc. 2024 IEEE/SICE SII, 122-128, (2024).

[4] T. Kishimoto *et al.*, Applied Sciences, **11**, 10, 47, (2021).

[5] 陳 他, 第 25 回計測自動制御学会システムインテグレーション部門講演会, 2402-2404 (2024).

*Yusuke Tamura[1]

[1]Tohoku Univ.

2025年春の年会

放射線工学部会セッション

線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器
Robotics and detection systems for locating the radiation sources

（2）福島第一原子力発電所における放射能汚染可視化技術の実証

(2) Technical Demonstration of Visualization of Radioactive Contamination at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*佐藤 優樹[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置において、放射能汚染（主として放射性セシウム）の分布を迅速かつ簡便に把握することは、作業者の被ばく低減や作業計画の立案、デブリ取り出しのためのアクセスルートの確保のために必須である。そこで著者は、作業現場の線量率や放射能汚染の分布を３次元マップ上に可視化する統合型放射線イメージングシステム iRIS（アイリス：integrated Radiation Imaging System）を開発するとともに、1F 現場において実証試験を継続している。本発表では、iRIS を構成する要素技術および 1F における実証試験結果を紹介する。

2. 方法

1F 作業現場において線量率や放射能汚染の分布を３次元的に可視化するために、線量率情報を取得するサーベイメータ、放射能汚染の２次元画像を描画するコンプトンカメラ（γ線イメージャの一種）、及びレーザースキャナ等の SLAM（自己位置推定と環境地図作成の同時実行）機器を統合したシステムを開発した。当該システムは SLAM により GPS 情報を利用し難い原子炉建屋内のような屋内環境において、移動中におけるシステムの自己位置推定を可能とするとともに、作業現場の３次元モデルデータを取得することが可能である。取得した３次元モデルデータ上に、線量率情報や放射能汚染分布のイメージデータを投影することにより、これらを可視化した作業現場の３次元マップを描画することができる。

3. これまでの試験結果

これまでに、原子炉建屋内を含む 1F サイト内における複数のエリアにおいて、iRIS を用いて線量率情報や放射能汚染分布の可視化試験を実施してきた。例えば 1 号機原子炉建屋内部における実証試験では、iRIS とメカナムホイールロボットを組み合わせたシステムを用いて、作業員の進入や長時間滞在が極めて難しい高線量率エリアの調査を実施した。当該試験ではコンプトンカメラ設置位置が最大で 210 mSv/h の高線量率環境において、放射性ホットスポットの３次元的な位置特定に成功した。加えて、別途、サーベイメータを用いて取得した線量率データと比較することにより、ホットスポットの周囲において線量率が急上昇しており、当該ホットスポットが線量率上昇の原因となっていることも確認できた。同様に 3 号機起動用変圧器周辺に面的に分布した放射能汚染についても可視化を実施し、線量率上昇の原因が土やコンクリートの地面に沈着した汚染であることを示唆する結果も得ている。

4. 結論

上述した放射線情報の３次元イメージング技術を用いて、今後、未だ調査が実施されていないエリアに本技術を導入し、放射能汚染調査を通して廃止措置に貢献したいと考えている。

---

*Yuki Sato[1]
[1]JAEA

2025年春の年会

放射線工学部会セッション

線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器
Robotics and detection systems for locating the radiation sources

（3）福島環境放射線計測における無人機活用の現状と原子力防災への適用

(3) The Current State of Utilizing UAVs for Environmental Radiation Monitoring in Fukushima and Their Application to Nuclear Emergency Preparedness

*眞田 幸尚[1], 佐々木 美雪[1]
[1]原子力機構福島

1. はじめに

現在、1F 周辺に残された帰還困難区域において、2020 年代に住民の帰還できる環境を整えるため特定帰還居住区域が設定され様々な政策が検討されている。本区域は、空間線量率が比較的高いだけでなく、阿武隈山地の山間部・森林区域が多いため、平野部と比べて十分な放射線モニタリングが実施されていない。一方、1F 事故以来様々な UAV と放射線検出器の組み合わせが提案されてきた。特に農薬散布で利用されてきた YAMAHA 発動機社製の無人ヘリコプターとγ線スペクトル測定器を用いたシステムは、比較的フライト時間が長いことから 1F 周辺の広範囲な放射線モニタリングに活用されてきた。本発表では、無人機開発・運用経験を生かし、残された環境の課題及び将来の原子力防災のため開発されている新技術について紹介する。

2. 環境放射線計測における新技術

2-1. 非 GPS 環境での自動測定技術と 4 足歩行ロボット

上記で述べたように森林内の放射線モニタリングを効率的に取得することは様々な政策上の意思決定を行う上で大きな課題となっている。森林内では GPS の信号を捉えることが難しく、自動で位置情報と放射線情報を記録することが難しい。そこで、JAEA では、安価な SLAM 機能をもつデプスカメラとサーベイメータを組み合わせた自動線量率記録装置を開発した。その検出器を信頼性の高い 4 足歩行ロボット (SPOT: Boston dynamics 社) に搭載し、太陽光パネル下や森林内などの非 GPS 環境におけるモニタリングに利用している。

2-2. 小型放射線測定装置とドローン

2024 年に発生した能登半島地震により志賀原発周辺に設置されているモニタリングポストデータが確認できないという事象が発生した。その対策として原子力規制庁は、無人機の活用を検討している。JAEA は、安価なドローン (M30: DJI 社) と軽量 (<300g) の放射線検出器を組み合わせ LTE 通信で 10 分ごとに 10 時間空間線量率データを送信できるドローン型モニタリングポストを開発した。本検出器からのデータは、web ベースのソフトウエアで地図上にポストの位置と空間線量率のトレンドを表示でき、web にアクセスできる環境にあればだれでも情報を確認することが可能である。

2-3. 放射性プルーム計測装置と VTOL 型無人飛行機

JAEA では、2019 年より原子力規制庁の事業の一環として、万が一の原子力施設事故に備えて長時間飛行 (>20 時間) が可能な無人飛行機の放射線モニタリングへの適用研究を進めてきた。この無人航空機 (Penguin C: Edge Autonomy 社) は離陸にカタパルト、着陸にパラシュートを利用し、運用場所を選ばない利点がある一方、パラシュート開傘後は風の影響を受けやすく、運用条件に制限があった。そこで、来年度以降、同社製の後継機である Penguin C VTOL の現場適用を目指し準備に入っている。本機体は離発着用の回転翼を有し、一定の高度に達した後は固定翼として飛行可能であり、カタログ上 10 時間以上のフライト可能である。検出器は、前段の事業で開発した事故直後の放射線プルームを計測するシステムの搭載を予定している。本検出器は機体表面計測用のβ線検出器及び機体内部に搭載したγ線検出器によりプルームの有無の計測を可能としてしており、ドローンと同様に web ベースのシステムでのリアルタイムの情報共有が可能である。

---

*Yukihisa Sanada[1] and Miyuki Sasaki[1]
[1]JAEA Fukushima

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

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

[2C_PL] 炉物理部会の役割検討WG活動報告

座長:小玉 泰寛(原燃工)

[2C_PL01]
炉物理部会の現状分析

*須山 賢也[1] (1. JAEA)

[2C_PL02]
炉物理部会の「ありたい姿」、担うべき役割、アクションプラン

*牛尾 直史[1] (1. 原燃工)

[2C_PL03]
総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

2C_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理部会の役割検討 WG 活動報告

Report on the activities of the Working Group on the Role of the Reactor Physics Division

*須山 賢也[1]，*牛尾 直史[2]，和田 怜志[3]
[1]原子力機構，[2]原子燃料工業，[3]東芝エネルギーシステムズ

1. 序論

2024 年 4 月より新しい運営委員体制の下で炉物理部会の活動を開始した。炉物理部会は、1968 年に部会報「炉物理の研究」を発刊した歴史と伝統を有する部会である。炉物理部会は、毎年「炉物理の研究」の発刊だけでなく「夏期セミナー」を開催してこの研究分野の関係者の情報交換の場として機能するだけでなく、国際会議で発表する学生に対する旅費の補助など、次世代を担う若手研究者・技術者の育成を見据えた地道な活動を行ってきた。しかしながら、炉物理分野の成熟だけでなく学会や部会活動に対する所属機関の考え方の変化の影響もうけ、活動内容が現在の原子力の研究開発のニーズにマッチしているのかという意見が聞かれるようになってきていた。発足から半世紀を経た今、炉物理部会のあり方そのものを考えるべき時が来たとも思われたため、その対応を新しい運営委員体制の最初の活動として実施することとした。

2. WG の設置、活動、個別インタビュー

部会長、副部会長、庶務幹事の 3 名で議論した結果、部会全体の総意として今後の活動方針を検討すべきという結論に至り、2024 年 9 月に仙台で開催された炉物理部会全体会合において、上記の問題意識のもとに「炉物理部会の役割検討ワーキンググループ」の設置を提案して活動を開始した。所属機関のバランスも考慮して WG 委員候補者を部会長、副部会長、庶務幹事で決め、個々に依頼をして WG 委員に就任してもらうこととした。そして第 1 回会合を 2024 年 10 月 30 日にハイブリッド形式で開催して活動を開始した。その後第 2 回会合（12 月 4 日、オンライン）、第 3 回（12 月 24 日、オンライン）、第 4 回（1 月 28 日、オンライン）、第 5 回会合（オンライン）と会合を重ね、WG 委員の意見集約と WG としての提言の取り纏めを実施している。

本 WG において議論を進める中で、多くの参加者を得る特別なワークショップを開いたとしても、限られた時間で多くの意見を聞くことは難しいと考えられた。そこで本 WG では上記の会合に加えて、WG メンバーが様々な部会員等を訪問するなどしてインタビューを行い、炉物理部会員の生の声や他部会からみた炉物理部会の印象を聞くこととした。インタビューは 2025 年 1 月 30 日現在で合計 38 人に対して行っている。

3. コメント、意見の概要と評価

全体として、多くの部会員は炉物理部会の価値を認めていることがわかった。『原子力学会の中でもっとも歴史と伝統のある部会であり、大きな権威がある』という発言をする部会員がおり、また、炉物理部会が学生や若手研究者・技術者の育成に果たしてきた役割が大きいという意見も多くあった。しかし、「現状のリソースを考えると今の活動で十分」という意見がある一方で、今の炉物理部会に満足しているかというと、そういう意見も比較的少なく、現在の部会活動に対して誰もが大なり小なりなんらかの不満を抱え、改善が出来るのではないかという気持ちを持っていることも明確であった。

インタビューの結果を読んでいくと、一部の部会員の考える“**理想の炉物理像**”と、多くの部会員が“**実際に炉物理に期待したいこと**”に乖離が生じているのではないかと考えさせられるコメントが複数みられた。この WG 設置の動機の一つが、部会活動が一部の部会員、しかも大学教員の一部にかたよっているのではないかという危惧にあったのだが、得られたコメント『今の炉物理のセッションを見ていても自分達に必要なことが議論されていない、昔はもっとメーカーも注目する発表があったのに…』が、現在の炉物理という学問分野と炉物理部会の置かれている状態を表していると考える。言い換えれば、既存の活動に対しては誰も

がその実施を否定はしていないものの、自分達がそれについて行く必要性はあまり感じられず、自分達で新しいリクエストを炉物理部会に出す機会も動機もない、という部会内のコミュニケーションが希薄な状況にあることが分かった。この状況の解消、それが出来なくてもその緩和が、炉物理部会の今後の活動においては一つのキーワードになるのではないか。

炉物理部会の今後の活動をどうすれば良いかを考えるにあたり、“どのような炉物理部会の活動が有益だったか、そして何を強化して欲しいのか”という質問に対して大きな支持を得たものは、やはり炉物理夏期セミナーの開催と「炉物理の研究」の出版であった。

- 炉物理夏期セミナーについては非常に手間がかかる割には組織として評価されない、昔のセミナーに比べて資料が薄くなった、数年ごとに同じテーマが取り上げられてマンネリ化している、といったコメントも寄せられていたが、炉物理夏期セミナー自体は、非常に多くの部会員から支持を得ていることが確認された。特に学生や若手研究者・技術者の情報交流や所属機関を越えた関係構築の場、炉物理をリードしている立場の人と知り合いになれる機会としての価値の大きさは誰もが認めていた。
- 「炉物理の研究」の出版について廃止も含めてネガティブな意見も見られた。しかし、部会報に注目しているという人もいることは事実であり、興味深い記事に対する注目度は高い。そこで、炉物理部会を運営する上で「炉物理の研究」の出版が有効活用される工夫を講じる必要がある。

炉物理ロードマップの作成は現在の炉物理部会の大きな活動の一つとなっているため、それに関するコメントもあった。作成していることは評価されるものの改訂時まで議論されることが無く、その存在の意義を問う声が多く挙げられた。部会として整備したものである以上、部会がロードマップに挙げられた項目を選択して取り組む、もしくはそのための研究委員会を立ち上げるべき、といった期待も寄せられた。この件に関して本 WG で議論し、研究開発の主体はあくまでも各機関や個人であり、部会の役割は議論をする場の提供であるとの結論に至った。そのこで、炉物理部会は炉物理ロードマップの各テーマに誰が取り組んでいてその進捗を把握し、その情報を部会員に発信するのがよいと考える。

これらの実働を伴う活動は手間の掛かる作業ではあるが、やはり部会員からは部会活動に誰かが汗をかくことに対しての期待がある。部会活動に対して民間企業は後ろ向きではないかという危惧があったが、業績評価上きちんと評価しているというところもあった。これらを総合すれば、やはり部会の活動に対して貢献をした個人や団体に対して炉物理部会として明確に謝意を示すこと、つまり、実働に対するインセンティブの付与、部会として各所属組織に対する積極的な協力要請、が求められる。

これに関連するが、部会運営の透明性の向上を含む部会運営の活性化の必要性も指摘された。年に 2 回の部会全体会合では多くの部会員の意見を吸い上げることは出来ないのではないか、運営委員の後任を選ぶときには現職者が属人的に後任者を探しているのが現状であるが、運営委員を引き受けやすくするだけでなく、運営委員の年齢や所属組織のバランスを考えて、運営小委員会自身がもっと積極的に選考プロセスに関与すべきである、という意見が印象的であった。このように、これまでの部会運営のあり方についての意見を持っている部会員がいることも確認された。

部会員によってさまざまな考えを持ってはいるが、炉物理関係者の交流の場が必要であるという意見に変わりはない。炉物理関係のもっと深い情報交換を行いたいと願っている。炉物理部会の存在意義に、海外の同様の学会・部会（例えば ANS Reactor Physics Division）との連絡窓口として継続すべきであるという意見があった。国際機関での活動状況を報告する場が無いために炉物理部会でそれを実施することはできないのかという提案もあり、炉物理部会がそういった交流の拠点となることが期待されるということにも気付かされた。また、新型炉部会や計算科学技術部会が立ち上がっている今、炉物理部会だけで実施可能なことは少ないという指摘もあった。夏期セミナーや企画セッションの合同開催などを通して、他部会との連携・交流をより活発化させていくことも検討する必要がある。SNS の活用（X のアカウントや Slack[1]のグループの作成）

[1] “Slack”は、Salesforce 社（米国）の国際商標です。

はどうかという意見もあった。30 年前は部会のメーリングリストを作ることが一つの課題だったが、新しいコミュニケーションツールを使って情報交換を促進することも重要であろう。

4. 炉物理部会の今後の活動の方向性

得られたコメントをもとに検討した結果、炉物理部会が目指すべき方向性は以下のようにまとめられる。

原子力技術の根幹をなす炉物理分野の活性化のために、

① 部会員や産官学が相互コミュニケーションできる場を提供し、部会員の人的交流・人脈形成に貢献することで、
② 若手技術者育成に必要となる教育機会を提供するとともに、若手技術者をエンカレッジして成長を促すことに貢献する。
③ このために、他部会との交流機会を積極的に創出する。

そして、実施可能性も勘案して以下のような複数の候補を検討した。

1. 教育の場としての活動：これまでも学生の国際会議参加費の助成を若手の育成のためにおこなってきたが、大学だけではなく、民間企業や国研の若手研究者・技術者も助成対象とする。また、国際会議参加報告を「炉物理の研究」に投稿するだけでなく、発表の場を設けて部会員で聴講し議論する機会を提供する。普段指導をうけている教員以外からのコメントは研究遂行能力の涵養や本人のモチベーション醸成に大いに役立つはずである。
2. 他部会との協力：炉物理部会単独での活動にこだわらず新型炉やマルチフィジックス分野での研究の活性化や、その中で炉物理分野の役割・課題の模索の観点で他部会と関係する分野での活動も視野に入れる。そのため他部会と共同で行う活動、例えば、原子力学会での口頭発表プログラムの共同作成、企画セッションの合同開催、特定テーマに関するワークショップ開催といった、ネットワークの拡大に資する活動を検討し、具体化する。
3. 炉物理夏期セミナーの活用：部会のメインイベントとしての炉物理夏期セミナーの充実化を図る。実施主体の負担を増やすこと無く、参加者にとって参加した意義が感じられる内容とする。そのため、他部会や原子力以外の分野の講師を呼ぶといった、炉物理の枠にとらわれない内容も含めて検討をする。また、炉物理教育用教材としての活用を想定して、夏期セミナーのテキスト・講義資料の内容の充実を検討する。
4. 「炉物理の研究」の活用：「炉物理の研究」を定期的に出版しているにもかかわらず、その活用は限られている。核データ部会では「核データニュース」が年に 3 回出版され、定例報告からその時々のトピックスまで多くの記事が投稿され、あとで見返せば当時の関係者が何を考えて何に取り組んでいたのかがよく分かる。査読付きの雑誌ではないので成果になりにくいのだが、それ故に自由な研究だけにとどまらないアイディアを投稿できるというメリットもあるはずである。「炉物理の研究」の内容に対して編集小委員のリードのもと部会として積極的に関与する。
5. 情報交換の場としての機能強化：産業界からの活動への参加が殆ど無くなったことが指摘されている。商業的利益の追求が求められる機関の部会委員に学術的な活動への関与や情報の提供を求めることは難しいであろう。しかしながら、国外における産業界の動き、国別の活動状況、国際機関の活動状況の報告、広く参加者を集める国際ベンチマークへの参加といったことは、広く共有することは出来そうである。また、新しいコミュニケーションツールや SNS の活用なども検討する。こういったことは、他部会との協力や上記の「炉物理の研究」出版の強化とも連携を取ることが出来る。
6. 部会の権威の維持と拡大：本部会は我が国唯一の原子炉物理学に関する研究者・技術者集団であり、その権威は大きい。我が国を代表して諸外国の炉物理関係者と対話が出来る唯一の団体である。炉物

理部会賞の価値を高めることはもちろん、部会の活動に貢献した個人や団体に対する学術的な進歩以外の貢献についても表彰するといったことで、誰もが望んでいたけども出来なかったことについて光を当て、炉物理部会として感謝を示すことで、部会活動の価値を高める（部会活動への貢献への意義を感じる）という流れを作る。

これらの具体化においては運営小委員会の決定だけで実施可能なものもあれば、部会全体の合意を経て進めるべきものもある。また、実現までに要する時間が短いものもあれば、長期に取り組みが必須となるものも含まれる。従って各項目の具体化にはさらなる検討が必要であるが、本活動を通して吸い上げられた意見のうち、以下の３つに対してはすみやかに開始する。

1. 部会賞表彰細則を改定し、部会賞に若手講演賞を新設することで若手研究者・技術者をエンカレッジする。
2. 既存インフラである ML の活用指針を示し、部会員の活用を促す。
3. 運営小委員会を 3 か月に 1 度程度開催することで、部会運営委員のコミュニケーション強化を行い、部会運営における議事を部会員と広く共有することで、部会運営を身近なものとする。

SNS の活用や部会貢献者への表彰、部会員全体や若手研究者・技術者のみが集まる場の構築については、2025 年秋の大会までに案を取りまとめるように検討を進める。

本企画セッションにおいて、上記に示された方向性やそれに基づく具体的な実施項目について共通認識を図り、順次着手していくことで、炉物理部会の活動が着実に活発化したことを多くの部会員が認識していくことが大切ではないかと考えている。

5. 結論

多くの部会員の協力によって炉物理部会の新しい活動の方向性が見えてきた。特別なことではないが、孤立した環境での研究開発の遂行は困難であり、その困難を克服するための「場」を提供するのが部会のような学術団体の存在価値であるということを再認識することとなった。歴史と伝統があり成熟した分野である炉物理においてこのような活動が開始されたというのは、炉物理に関わってきた方々の炉物理に対する愛情の賜である。それが確認出来ただけでも、本 WG の活動には価値があった。

今後の部会活動については、前述の取り組みをスタートしつつも、それに固定化するのではなく状況の変化に従い柔軟に対応していく方針である。状況の変化から取りやめるものや新たに開始するものについては、随時部会 ML 等のコミュニケーション手段を用いて積極的に広報していく。部会員や関係者には炉物理部会に対する意見を積極的に運営小委員会に挙げていただきたい。

* Kenya Suyama[1], Tadashi Ushio[2], and Satoshi Wada[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Fuel Industries Ltd., and [3] Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

2C_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理部会の役割検討 WG 活動報告

Report on the activities of the Working Group on the Role of the Reactor Physics Division

*須山 賢也[1]，*牛尾 直史[2]，和田 怜志[3]
[1]原子力機構，[2]原子燃料工業，[3]東芝エネルギーシステムズ

1. 序論

2024 年 4 月より新しい運営委員体制の下で炉物理部会の活動を開始した。炉物理部会は、1968 年に部会報「炉物理の研究」を発刊した歴史と伝統を有する部会である。炉物理部会は、毎年「炉物理の研究」の発刊だけでなく「夏期セミナー」を開催してこの研究分野の関係者の情報交換の場として機能するだけでなく、国際会議で発表する学生に対する旅費の補助など、次世代を担う若手研究者・技術者の育成を見据えた地道な活動を行ってきた。しかしながら、炉物理分野の成熟だけでなく学会や部会活動に対する所属機関の考え方の変化の影響もうけ、活動内容が現在の原子力の研究開発のニーズにマッチしているのかという意見が聞かれるようになってきていた。発足から半世紀を経た今、炉物理部会のあり方そのものを考えるべき時が来たとも思われたため、その対応を新しい運営委員体制の最初の活動として実施することとした。

2. WG の設置、活動、個別インタビュー

部会長、副部会長、庶務幹事の 3 名で議論した結果、部会全体の総意として今後の活動方針を検討すべきという結論に至り、2024 年 9 月に仙台で開催された炉物理部会全体会合において、上記の問題意識のもとに「炉物理部会の役割検討ワーキンググループ」の設置を提案して活動を開始した。所属機関のバランスも考慮して WG 委員候補者を部会長、副部会長、庶務幹事で決め、個々に依頼をして WG 委員に就任してもらうこととした。そして第 1 回会合を 2024 年 10 月 30 日にハイブリッド形式で開催して活動を開始した。その後第 2 回会合（12 月 4 日、オンライン）、第 3 回（12 月 24 日、オンライン）、第 4 回（1 月 28 日、オンライン）、第 5 回会合（オンライン）と会合を重ね、WG 委員の意見集約と WG としての提言の取り纏めを実施している。

本 WG において議論を進める中で、多くの参加者を得る特別なワークショップを開いたとしても、限られた時間で多くの意見を聞くことは難しいと考えられた。そこで本 WG では上記の会合に加えて、WG メンバーが様々な部会員等を訪問するなどしてインタビューを行い、炉物理部会員の生の声や他部会からみた炉物理部会の印象を聞くこととした。インタビューは 2025 年 1 月 30 日現在で合計 38 人に対して行っている。

3. コメント、意見の概要と評価

全体として、多くの部会員は炉物理部会の価値を認めていることがわかった。『原子力学会の中でもっとも歴史と伝統のある部会であり、大きな権威がある』という発言をする部会員がおり、また、炉物理部会が学生や若手研究者・技術者の育成に果たしてきた役割が大きいという意見も多くあった。しかし、「現状のリソースを考えると今の活動で十分」という意見がある一方で、今の炉物理部会に満足しているかというと、そういう意見も比較的少なく、現在の部会活動に対して誰もが大なり小なりなんらかの不満を抱え、改善が出来るのではないかという気持ちを持っていることも明確であった。

インタビューの結果を読んでいくと、一部の部会員の考える“**理想の炉物理像**”と、多くの部会員が“**実際に炉物理に期待したいこと**”に乖離が生じているのではないかと考えさせられるコメントが複数みられた。この WG 設置の動機の一つが、部会活動が一部の部会員、しかも大学教員の一部にかたよっているのではないかという危惧にあったのだが、得られたコメント『今の炉物理のセッションを見ていても自分達に必要なことが議論されていない、昔はもっとメーカーも注目する発表があったのに…』が、現在の炉物理という学問分野と炉物理部会の置かれている状態を表していると考える。言い換えれば、既存の活動に対しては誰も

がその実施を否定はしていないものの、自分達がそれについて行く必要性はあまり感じられず、自分達で新しいリクエストを炉物理部会に出す機会も動機もない、という部会内のコミュニケーションが希薄な状況にあることが分かった。この状況の解消、それが出来なくてもその緩和が、炉物理部会の今後の活動においては一つのキーワードになるのではないか。

炉物理部会の今後の活動をどうすれば良いかを考えるにあたり、“どのような炉物理部会の活動が有益だったか、そして何を強化して欲しいのか”という質問に対して大きな支持を得たものは、やはり炉物理夏期セミナーの開催と「炉物理の研究」の出版であった。

- 炉物理夏期セミナーについては非常に手間がかかる割には組織として評価されない、昔のセミナーに比べて資料が薄くなった、数年ごとに同じテーマが取り上げられてマンネリ化している、といったコメントも寄せられていたが、炉物理夏期セミナー自体は、非常に多くの部会員から支持を得ていることが確認された。特に学生や若手研究者・技術者の情報交流や所属機関を越えた関係構築の場、炉物理をリードしている立場の人と知り合いになれる機会としての価値の大きさは誰もが認めていた。
- 「炉物理の研究」の出版について廃止も含めてネガティブな意見も見られた。しかし、部会報に注目しているという人もいることは事実であり、興味深い記事に対する注目度は高い。そこで、炉物理部会を運営する上で「炉物理の研究」の出版が有効活用される工夫を講じる必要がある。

炉物理ロードマップの作成は現在の炉物理部会の大きな活動の一つとなっているため、それに関するコメントもあった。作成していることは評価されるものの改訂時まで議論されることが無く、その存在の意義を問う声が多く挙げられた。部会として整備したものである以上、部会がロードマップに挙げられた項目を選択して取り組む、もしくはそのための研究委員会を立ち上げるべき、といった期待も寄せられた。この件に関して本 WG で議論し、研究開発の主体はあくまでも各機関や個人であり、部会の役割は議論をする場の提供であるとの結論に至った。そのこで、炉物理部会は炉物理ロードマップの各テーマに誰が取り組んでいてその進捗を把握し、その情報を部会員に発信するのがよいと考える。

これらの実働を伴う活動は手間の掛かる作業ではあるが、やはり部会員からは部会活動に誰かが汗をかくことに対しての期待がある。部会活動に対して民間企業は後ろ向きではないかという危惧があったが、業績評価上きちんと評価しているというところもあった。これらを総合すれば、やはり部会の活動に対して貢献をした個人や団体に対して炉物理部会として明確に謝意を示すこと、つまり、実働に対するインセンティブの付与、部会として各所属組織に対する積極的な協力要請、が求められる。

これに関連するが、部会運営の透明性の向上を含む部会運営の活性化の必要性も指摘された。年に 2 回の部会全体会合では多くの部会員の意見を吸い上げることは出来ないのではないか、運営委員の後任を選ぶときには現職者が属人的に後任者を探しているのが現状であるが、運営委員を引き受けやすくするだけでなく、運営委員の年齢や所属組織のバランスを考えて、運営小委員会自身がもっと積極的に選考プロセスに関与すべきである、という意見が印象的であった。このように、これまでの部会運営のあり方についての意見を持っている部会員がいることも確認された。

部会員によってさまざまな考えを持ってはいるが、炉物理関係者の交流の場が必要であるという意見に変わりはない。炉物理関係のもっと深い情報交換を行いたいと願っている。炉物理部会の存在意義に、海外の同様の学会・部会（例えば ANS Reactor Physics Division）との連絡窓口として継続すべきであるという意見があった。国際機関での活動状況を報告する場が無いために炉物理部会でそれを実施することはできないのかという提案もあり、炉物理部会がそういった交流の拠点となることが期待されるということにも気付かされた。また、新型炉部会や計算科学技術部会が立ち上がっている今、炉物理部会だけで実施可能なことは少ないという指摘もあった。夏期セミナーや企画セッションの合同開催などを通して、他部会との連携・交流をより活発化させていくことも検討する必要がある。SNS の活用（X のアカウントや Slack[1]のグループの作成）

[1] “Slack”は、Salesforce 社（米国）の国際商標です。

はどうかという意見もあった。30 年前は部会のメーリングリストを作ることが一つの課題だったが、新しいコミュニケーションツールを使って情報交換を促進することも重要であろう。

4. 炉物理部会の今後の活動の方向性

得られたコメントをもとに検討した結果、炉物理部会が目指すべき方向性は以下のようにまとめられる。

原子力技術の根幹をなす炉物理分野の活性化のために、

① 部会員や産官学が相互コミュニケーションできる場を提供し、部会員の人的交流・人脈形成に貢献することで、
② 若手技術者育成に必要となる教育機会を提供するとともに、若手技術者をエンカレッジして成長を促すことに貢献する。
③ このために、他部会との交流機会を積極的に創出する。

そして、実施可能性も勘案して以下のような複数の候補を検討した。

1. 教育の場としての活動：これまでも学生の国際会議参加費の助成を若手の育成のためにおこなってきたが、大学だけではなく、民間企業や国研の若手研究者・技術者も助成対象とする。また、国際会議参加報告を「炉物理の研究」に投稿するだけでなく、発表の場を設けて部会員で聴講し議論する機会を提供する。普段指導をうけている教員以外からのコメントは研究遂行能力の涵養や本人のモチベーション醸成に大いに役立つはずである。
2. 他部会との協力：炉物理部会単独での活動にこだわらず新型炉やマルチフィジックス分野での研究の活性化や、その中で炉物理分野の役割・課題の模索の観点で他部会と関係する分野での活動も視野に入れる。そのため他部会と共同で行う活動、例えば、原子力学会での口頭発表プログラムの共同作成、企画セッションの合同開催、特定テーマに関するワークショップ開催といった、ネットワークの拡大に資する活動を検討し、具体化する。
3. 炉物理夏期セミナーの活用：部会のメインイベントとしての炉物理夏期セミナーの充実化を図る。実施主体の負担を増やすこと無く、参加者にとって参加した意義が感じられる内容とする。そのため、他部会や原子力以外の分野の講師を呼ぶといった、炉物理の枠にとらわれない内容も含めて検討をする。また、炉物理教育用教材としての活用を想定して、夏期セミナーのテキスト・講義資料の内容の充実を検討する。
4. 「炉物理の研究」の活用：「炉物理の研究」を定期的に出版しているにもかかわらず、その活用は限られている。核データ部会では「核データニュース」が年に 3 回出版され、定例報告からその時々のトピックスまで多くの記事が投稿され、あとで見返せば当時の関係者が何を考えて何に取り組んでいたのかがよく分かる。査読付きの雑誌ではないので成果になりにくいのだが、それ故に自由な研究だけにとどまらないアイディアを投稿できるというメリットもあるはずである。「炉物理の研究」の内容に対して編集小委員のリードのもと部会として積極的に関与する。
5. 情報交換の場としての機能強化：産業界からの活動への参加が殆ど無くなったことが指摘されている。商業的利益の追求が求められる機関の部会委員に学術的な活動への関与や情報の提供を求めることは難しいであろう。しかしながら、国外における産業界の動き、国別の活動状況、国際機関の活動状況の報告、広く参加者を集める国際ベンチマークへの参加といったことは、広く共有することは出来そうである。また、新しいコミュニケーションツールや SNS の活用なども検討する。こういったことは、他部会との協力や上記の「炉物理の研究」出版の強化とも連携を取ることが出来る。
6. 部会の権威の維持と拡大：本部会は我が国唯一の原子炉物理学に関する研究者・技術者集団であり、その権威は大きい。我が国を代表して諸外国の炉物理関係者と対話が出来る唯一の団体である。炉物

理部会賞の価値を高めることはもちろん、部会の活動に貢献した個人や団体に対する学術的な進歩以外の貢献についても表彰するといったことで、誰もが望んでいたけども出来なかったことについて光を当て、炉物理部会として感謝を示すことで、部会活動の価値を高める（部会活動への貢献への意義を感じる）という流れを作る。

これらの具体化においては運営小委員会の決定だけで実施可能なものもあれば、部会全体の合意を経て進めるべきものもある。また、実現までに要する時間が短いものもあれば、長期に取り組みが必須となるものも含まれる。従って各項目の具体化にはさらなる検討が必要であるが、本活動を通して吸い上げられた意見のうち、以下の３つに対してはすみやかに開始する。

1. 部会賞表彰細則を改定し、部会賞に若手講演賞を新設することで若手研究者・技術者をエンカレッジする。
2. 既存インフラである ML の活用指針を示し、部会員の活用を促す。
3. 運営小委員会を 3 か月に 1 度程度開催することで、部会運営委員のコミュニケーション強化を行い、部会運営における議事を部会員と広く共有することで、部会運営を身近なものとする。

SNS の活用や部会貢献者への表彰、部会員全体や若手研究者・技術者のみが集まる場の構築については、2025 年秋の大会までに案を取りまとめるように検討を進める。

本企画セッションにおいて、上記に示された方向性やそれに基づく具体的な実施項目について共通認識を図り、順次着手していくことで、炉物理部会の活動が着実に活発化したことを多くの部会員が認識していくことが大切ではないかと考えている。

5. 結論

多くの部会員の協力によって炉物理部会の新しい活動の方向性が見えてきた。特別なことではないが、孤立した環境での研究開発の遂行は困難であり、その困難を克服するための「場」を提供するのが部会のような学術団体の存在価値であるということを再認識することとなった。歴史と伝統があり成熟した分野である炉物理においてこのような活動が開始されたというのは、炉物理に関わってきた方々の炉物理に対する愛情の賜である。それが確認出来ただけでも、本 WG の活動には価値があった。

今後の部会活動については、前述の取り組みをスタートしつつも、それに固定化するのではなく状況の変化に従い柔軟に対応していく方針である。状況の変化から取りやめるものや新たに開始するものについては、随時部会 ML 等のコミュニケーション手段を用いて積極的に広報していく。部会員や関係者には炉物理部会に対する意見を積極的に運営小委員会に挙げていただきたい。

* Kenya Suyama[1], Tadashi Ushio[2], and Satoshi Wada[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Fuel Industries Ltd., and [3] Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

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

[2C_PL] 炉物理部会の役割検討WG活動報告

座長:小玉 泰寛(原燃工)

[2C_PL03] 総合討論

講演者全員

「炉物理という学問・技術」に係るあるべき姿や Vision，Mission については，炉物理ロードマップ 2017(RM2017)にて策定されており，炉物理部会の基本方針と位置付けられている。
一方で，炉物理部会設立当初と現在とでは部会を取り巻く状況は大きく変化しており，炉物理部会は何をすべきか，炉物理部会の存在意義は何かをあらためて考える時期にある。
「炉物理部会はどういう姿でありたいか」「そのためにはどういう機能を担うべきか」を，原点に立ち戻って議論する活動を行う炉物理部会の役割検討WGを設立し，本セッションではWGの活動結果を報告する。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：新型炉部会

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

[2D_PL] 次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

座長:堺 公明(東海大)

[2D_PL01]
高速炉開発の役割

*安藤 将人[1] (1. JAEA)

[2D_PL02]
次世代高速炉の安全方針類の作成アプローチ

*守田 幸路[1] (1. 九大)

[2D_PL03]
次世代高速炉の安全設計の考え方

*久保 重信[1] (1. JAEA)

[2D_PL04]
次世代高速炉の主要な安全設計

*日暮 浩一[1] (1. MFBR)

©日本原子力学会

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針
Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

（1）高速炉開発の役割

(1) Role of fast reactor development

安藤　将人
日本原子力研究開発機構

高速中性子により核分裂反応を維持する高速炉は、核燃料サイクルと組み合わせることにより、高レベル放射性廃棄物の減容化や有害度の低減、資源の有効利用を可能とする技術である。今後の高速炉の開発の進め方を示す「戦略ロードマップ」では、高速炉の今後の開発の作業計画が提示され、現在、高速炉実証炉の概念設計と必要な研究開発が進められている。本稿では、高速炉の開発目標、開発の経緯と今後の計画、安全設計方針の必要性について、その概要を紹介する。

1. 高速炉の開発目標

我が国では、高レベル放射性廃棄物の減容化、有害度の低減、資源の有効活用といった観点から、核燃料サイクルの推進を基本方針としており、高速炉はこうした効果を更に高める技術として位置づけられている。これを実現するため、2022 年 12 月に改訂された「戦略ロードマップ」[1]では、以下の項目を高速炉の開発目標としている。

① 安全性・信頼性 : 福島第一原子力発電所事故（1F 事故）の教訓を踏まえ、高い安全性を追求すること。少なくとも、新規制基準に基づく安全基準を満足する軽水炉及びその核燃料サイクルのシステムと同等以上の安全性を達成すること。炉システムについては、今後の国際設計基準等で次世代炉に期待されるより高い安全性・信頼性を実現する設計上の工夫（受動安全等）を施すこと。施設の運転・保守・補修性を確保すること。

② 経済性 : 市場ニーズに応じた経済性を有すること。基幹電源として利用するプラントは、他の基幹電源と競合し得る経済性を有すること。小型電源や多目的用途に利用する場合には、市場ニーズに応じた経済性を有すること。なお、上記の経済性は 1F 事故を踏まえた安全性の強化、並びに事故リスク対応費及び 政策経費を踏まえた上で実現すること。

③ 環境負荷低減性 : 高レベル放射性廃棄物量減容・潜在的有害度低減のため、マイナーアクチノイド（MA）を分離・回収し、燃料として利用できるようにすること。炉、燃料製造、再処理施設の建設・運転・廃止措置を通じて発生する放射性廃棄物量（高レベル放射性廃棄物を含む）を、軽水炉及びその核燃料サイクルシステムを参照して、合理的に実現可能な限り低減すること。ライフサイクルでの環境影響が他電源と比して少ないこと。

④ 資源有効利用性 : 軽水炉及び軽水炉のプルサーマル利用から高速炉へ円滑に移行できること。エネルギー需給や資源の不確かさへの対処を始め、社会のニーズに合った増殖比に柔軟に対応可能であること。資源有効利用の観点から、核燃料サイクル内でウラン及びプルトニウムの十分な回収による資源循環を図ることができること。

⑤ 核拡散抵抗性 : 核拡散抵抗性と核物質防護を担保できる高速炉サイクルとすること。

⑥ 柔軟性・その他市場性 : エネルギー供給システム全体の中で、再生可能エネルギーとの共存等を視野に、原子炉出力規模の選択肢や負荷追従能力等、必要な柔軟性に適切に対応できること。

2. 高速炉の開発の経緯と今後の計画

これまで我が国では、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の設計、建設、運転、それらに燃料を供給するための燃料製造技術開発、再処理技術開発を通じて、高速炉の開発が進められてきた。高速炉の社会実装に向けての次なるステップでは、高速炉の安全性・信頼性、経済性といった開発目標を達成するために必要な

技術を、高速炉実証炉の建設・運転を通じて実証することが必要となる。

「もんじゅ」以降の高速炉開発については、1980 年代から電力会社を主体とした電力実証炉の開発、1999 年 7 月から核燃料サイクル機構（当時）と電力会社による「FBR サイクルの実用化戦略調査研究（FS）」を経て、2006 年から「高速増殖炉サイクルの実用化研究開発（FaCT）」が実施された。しかし、2011 年 3 月の 1F 事故以降､原子力発電からの撤退も含めた政策議論に波及し FaCT プロジェクトは凍結されることとなった。

2016 年 12 月、原子力関係閣僚会議が開かれ、「高速炉開発の方針」が策定された。そこでは高速炉開発の意義は何ら変わっていない事を確認し、その上で、これまで官民に蓄積されてきた高速炉技術は次の実証炉を建設できるレベルに到達していること、それらの経験知が散逸しないよう、国際協力を活用して高速炉開発を進めていく方針が提示された。

これを受けて、今後の高速炉の開発の進め方を示す､「戦略ロードマップ」が 2018 年 12 月に同会議で了承され､「21 世紀半ば頃に現実的なスケールの高速炉が運転を開始」し､「21 世紀後半のいずれかの時期に実用化される」との大まかな開発工程が提示された。その後、2022 年 12 月に「戦略ロードマップ」が改訂され、今後の開発の作業計画として、高速炉技術の 2050 年カーボンニュートラルに向けた貢献を見通し、研究開発を効率的に実施していくためには、2030 年頃までを目途に概念を固め、2050 年までに高速炉実証炉が運転開始されていることが望ましいとした上で、2023 年度に「2024 年度以降の概念設計の対象となる炉概念の仕様と中核企業の選定」、2024 年度～2028 年度頃に「高速炉実証炉の概念設計・必要な研究開発」、2028 年度頃に「炉の概念設計の結果と制度整備の状況等を踏まえたステップ 3（基本設計や許認可手続き等）への移行の判断」というマイルストーンが提示された。併せて、炉と核燃料サイクルの整合をとった研究開発のプロジェクトマネジメントの重要性が確認された。

このマイルストーンに基づき、2023 年 7 月、高速炉実証炉の概念設計対象となる炉概念としてナトリウム冷却タンク型炉、中核企業に三菱重工業株式会社を選定して、脱炭素成長型経済構造移行債を活用した国の高速炉実証炉開発事業が同年 9 月から開始された。また、2024 年 7 月には、炉と燃料サイクルの集中的な研究開発を統括する組織として、日本原子力研究開発機構（JAEA）と電力会社等のメンバーから構成される「高速炉サイクルプロジェクト推進室」が JAEA 内に設置された。

今後は、2026 年度頃までに、燃料技術の具体的な検討（炉心燃料だけでなく、燃料製造、使用済み燃料の再処理等の核燃料サイクルの方式選定を含む）を行う予定である。次いで、2028 年度末までに、概念設計をとりまとめ、開発目標への適合性と技術的成立性の確認とともに、事業環境整備の状況等を勘案して、基本設計や許認可手続き等に進むかどうかの判断を行う予定である。

3. 高速炉開発における安全設計方針の必要性

高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以降「次世代高速炉」と称する）は、高速中性子により核分裂を維持する炉心であること、冷却材として液体ナトリウムを採用する等のことから、軽水炉とは異なる安全上の特徴を有している。また、「常陽」「もんじゅ」の建設、運転の経験を通じて得られた知見を基に、更なる安全性の向上を図るための新技術を取り入れた設計となっている。

このため今後、次世代高速炉の概念設計を進めていくに当たっては、その前提となる、安全確保の考え方と、それを実現するための安全設計方針を明確にしていくことが必要である。また、高速炉を実用化するためには、規制の予見性を高めていくことが重要である。「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」で策定された､「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計方針」を基に、高速炉の安全規制の整備に向けた検討が深まることが期待される。

Masato Ando
Japan Atomic Energy Agency

[1] 戦略ロードマップ、2022 年 12 月、原子力関係閣僚会議
https://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer/2022/data/0314_01_04.pdf

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

(2)次世代高速炉の安全方針類の作成アプローチ

(2) Approach to develop safety principles for next generation fast reactors

*守田 幸路[1]，山野 秀将[2]

[1]九州大学，[2]JAEA

1. はじめに

高速炉開発については、2022 年 12 月 22 日に「戦略ロードマップ」が改定され、ナトリウム冷却タンク型高速炉が今後開発を進める対象として選定され、2024～2028 年度に高速炉実証炉の概念設計・研究開発、2028 年度に基本設計・許認可手続きへの移行判断を行うという計画が定められた。高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以降「次世代高速炉」と称する）は、現在の軽水炉や「もんじゅ」に比べて、受動安全性を高めるとともに、外部ハザードや重大事故に対して新たな安全メカニズムを組み込んでいる。そのため、次世代高速炉開発のため、その安全上及び設計上の特徴を考慮した安全方針類を策定する必要がある。そこで、2023 年 9 月に「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」を高速炉開発の専門家が集結する新型炉部会に設置した。本報では、同検討会で定める安全方針類（安全設計方針、重要度分類方針、安全評価方針、安全性判断基準）の作成アプローチを紹介する。

2. 安全方針類の作成アプローチ

現行の研究開発段階炉用設置許可基準規則および解釈は「もんじゅ」「ふげん」を対象としており、次世代高速炉向け規則はない状況である。それを踏まえて次世代高速炉の安全設計方針を検討する必要がある。重要度分類について、既設軽水炉では「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を参考にした電気協会指針 JEAG4612-2021「安全機能，重大事故等に対処する機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」が作成されている。これを参考にし、次世代高速炉の特徴を踏まえて重要度分類方針を作成する必要がある。安全評価について、既設軽水炉では「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」が作成されている。高速炉については「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にしつつ、次世代高速炉の特徴を考慮して安全評価方針を検討する必要がある。安全評価に当たっては、安全性の判断基準が必要だが、最新知見を反映して判断基準を作成する必要がある。

本検討会では、これら 4 つの安全方針を作成する予定であり、順次、ドラフトを検討会で議論していき、2026 年までに報告書としてまとめる計画である。まず、2024 年度には安全設計方針を作成する計画であり、その検討に当たっては以下の点を考慮して、次世代高速炉の安全確保の考え方と規制対応に向けての論点と考え方を提示していく。

- 現行の規制規則（実用発電炉規則、研究開発段階炉規則、試験炉規則）
- 既設軽水炉の安全確保の考え方（安全審査）
- 革新軽水炉の安全確保の考え方（「次期軽水炉の技術要件検討 WG」の検討内容）
- 既設高速炉の安全確保の考え方（「もんじゅ」「常陽」の安全審査）
- 国際的な動向（第 4 世代原子炉フォーラム(GIF)の安全設計クライテリア(SDC)等、IAEA、他）
- 高速炉実証炉の設計の特徴

3. まとめ

安全方針類の作成アプローチを示すとともに、安全設計方針の検討方法を示した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」JPMT007143 の一環として実施した成果を含む。

*Koji Morita[1], Hidemasa Yamano[2]

[1] Kyushu University, [2] JAEA

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

（3）次世代高速炉の安全設計の考え方

(3) Basic principles of safety design for next-generation fast rectors

久保　重信

日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以下「次世代高速炉」と称する。）は、軽水炉と異なる安全上の特徴を有していることに加えて、受動的炉停止機構等の新たな安全メカニズムが取り入れられていることから、安全確保の考え方と、それを実現するための安全設計方針を明確にしていく必要がある。これに資するため、「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」では、「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計方針」を策定した。本報では、その概要を紹介する。

1. 高速炉の特徴に応じた安全設計の考え方

高速炉は、放射性廃棄物の減容・有害度低減、資源の有効利用を可能とするため、炉心は高速中性子を主体とする臨界体系であり、液体金属ナトリウムを冷却材としている。このため、冷却材の温度上昇や沸騰に伴う反応度変化は大型炉心では正となりうるが、冷却材の沸点が高く冷却系の加圧が不要等の軽水炉とは異なる特徴を有する。また、ナトリウムは化学的に活性であり、通常運転時においては空気、水との接触を防止するとともに、事故時には、ナトリウム燃焼等の影響が炉心の安全に影響しないように対策を施す必要がある。

これらの特徴に応じた安全設計対策は、「常陽」、「もんじゅ」の設計・建設・運転の経験を通じて技術の習熟が図られてきており、次世代高速炉においては、この経験を土台として、新技術を取り入れて安全向上を目指す。「もんじゅ」では、高速炉の運転実績が僅少であることに鑑み、当初申請から設計基準を超える事象の評価が行われたが、新規制基準において規制要件とされた重大事故等の対策や、強化された外部事象対策については、原設計においては十分考慮されているわけではなかった。次世代高速炉では、重大事故等対策を含めて、必要な対策を、あらかじめ設計に取り入れることで、同様な機能を持つ設備の重複等をなくした合理的な設計を追求することとしている。

また、プラント全体の安全性を向上させるために、実績のある能動的な安全設備に受動的な安全機能を組み合わせる。能動的な安全設備は多様性や多重性を有するように設計することから、さらなる安全向上を目指す上では、動力供給、制御等のサポート系に依存することなく、自然に動作する受動的なシステムを組み合わせることが、原子炉施設全体を複雑化させることなく安全性を向上させるためには有効である。具体的には、原子炉停止機能を強化するために、能動的な原子炉停止系に受動的な炉停止機構を組みこむとともに、多重性・多様性を有する崩壊熱除去設備に自然循環による除熱機能を組み込む。これらの設計においては、能動的機能が失われた場合にも受動的機能が作用するように設計する。

格納性については、燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガスバウンダリ、原子炉格納バウンダリで放射性物質放出に対する多重障壁を形成することは、軽水炉と同様であるが、重大事故時に損傷炉心を原子炉容器内で保持することとし、原子炉容器が格納機能の一部を担う格納概念とする。これは、低圧でありかつ優れた冷却特性を持つナトリウム炉の特性に応じた方策である。また高速炉炉心では、冷却材の沸騰や溶融した燃料の集中化を仮定すると、厳しい再臨界に至りうるが、冷却材ボイド反応度の抑制や溶融燃料の炉心外への排出機構を導入することで、再臨界による過大なエネルギー発生を防止する（再臨界回避方策）。

2. 深層防護の考え方

深層防護の定義と目的、実装の考え方は、次期軽水炉[1]と同様であり、i) 原子力安全の目的を達成するため

に貢献できる複数の防護の目的を設定、ii) 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定、iii) 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定することとしている。ここで「広義の独立性」とは、「深層防護レベルが突破されるのを防止する手段の有効性が独立であること」と考えられる。これは、必ずしも深層防護のレベル毎に異なる設備を設けることではなく、前段の深層防護レベルが突破されるような過酷なプラント状態や外部事象等を想定しても、当該安全機能が維持できるように、設備の機能拡張（受動的機能の組込み、設備容量や運転温度に余裕を持たせることなど）や事故管理方策を適用することを含むものである。

深層防護に係る具体的な対応としては、次世代高速炉の特徴に応じて事象選定し、各レベルの目標を達成できるように設計対策し、その有効性を評価するが、防護レベル 4b（シビアアクシデントの影響を緩和するための設計基準を超える状態の制御）については、防護レベル 4a（炉心損傷を防止するための設計基準事故を超える状態の制御）の措置が機能しない場合において、評価対象とする事故シーケンスの進展によって格納機能に対して負荷を与える状態を想定し、その影響を緩和する対策を講じる。これには、炉停止失敗系シーケンスに対する対策と除熱失敗系シーケンスに対する対策が含まれる。前者に対しては、再臨界回避方策と損傷炉心を原子炉容器内で保持するコアキャッチャー等の対策によって原子炉容器内事象終息を図る。後者については、冷却材の大きな熱容量により事象進展は緩慢で時間的余裕が大きいことを考慮して多様な除熱手段を備えることで、炉心損傷の進展を緩和する。いずれの場合にも、原子炉容器内でナトリウムに浸漬された状態で損傷炉心を保持するとともに原子炉格納容器でガス状及び揮発性放射性物質の放散を抑制する。このように、事故シーケンスごとに防護レベル 4b の対策を施すのは、炉停止失敗系と除熱失敗系で事故シーケンスの進展が大幅に異なるため、炉心損傷時のプラント状態が大きく相違するためである。

3. ハザード対策の考え方

原子炉施設安全の脅威となりうる地震、津波等の自然現象と外部人為事象（故意によるものを除く）、原子炉施設内で発生しうる火災や溢水等の内部と外部のハザードに対して安全機能が確保できるように対策する。

高速炉では、高温での過渡的な温度変化を含めた熱荷重に対して寿命中の健全性を確保するためには、原子炉容器等のナトリウムを内包する機器や配管を薄肉構造とすることが有利な反面、耐震性を確保するためにはある程度の板厚を確保する必要もあるため、これらの相反する要求を満足できるバランスのとれた設計が求められる。次世代高速炉では、原子炉建屋に免震技術を適用することで原子炉容器とガードベッセルを含む冷却系機器の地震に対する裕度を確保することとしている。

高速炉では、主冷却系からのナトリウム漏えいは炉心冷却に直接的に影響を与えるため、低圧系であることを活かしてナトリウム漏えい時にも炉心冷却が確保できるように設計する。漏えいしたナトリウムの燃焼は安全施設の脅威となりうるハザードとして考慮する。同じくナトリウムの化学反応対策として、蒸気発生器（ナトリウムと水蒸気との熱交換器）における伝熱管漏えいに伴うナトリウム-水反応が炉心の脅威とならないように、2 次ナトリウム冷却系を設置する。さらに、水漏えいを生じたループの原子炉冷却材バウンダリの健全性に有意な影響を与えないように、ナトリウム-水反応の発生を検出し、影響を緩和するための対策を講じる。

高速炉では、大気放熱の崩壊熱除去設備を用いることから、大気との熱交換を行う機器設備について飛来物や火山灰降下等から防護することや、異常低温に対するナトリウムの凍結防止等が重要である。

故意による大型航空機衝突、テロ等の意図的な人為事象を想定しても機能する冷却設備を高速炉の特徴を考慮して原子炉施設本体に組み込む。このような機能を有する原子炉施設本体に組み込まれた冷却設備が大型航空機衝突、テロ等を想定しても機能喪失しないように、原子炉建屋の頑健性、区画分離、機器・設備の配置等の対策を施す。また、空気冷却器の空気流出入口については、分散配置するとともに離隔距離をとる。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」JPMT007143 の一環として実施した成果を含む。

Shigenobu Kubo

Japan Atomic Energy Agency

[1] 次期軽水炉の技術要件と実現のための取り組み、「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ（フェーズ 2）報告書、2024 年 3 月、原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ（フェーズ 2）

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針
Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

（4）次世代高速炉の主要な安全設計

(4) Principal safety design for next-generation fast reactors

*日暮 浩一[1]，島川 佳郎[1]，谷 明洋[1]，小坂 進矢[1]，佐藤 大輔[1]，久保田 龍三朗[1]
[1]三菱 FBR システムズ（株）

1. はじめに

2024～2028 年度にかけて高速炉実証炉の概念設計を行う計画である。高速炉実証炉の主な仕様を表 1 に、主要機器の配置を示す鳥観図を図 1 に示す。高速炉実証炉を含む次世代高速炉では、前稿(3)次世代高速炉の安全設計の考え方に基づいて、安全設計の具体化を図っており、ここではその概要を紹介する。2 章では主要な安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に係る設備の設計方針を、3 章ではハザード対策のうち、高速炉に特有なナトリウム-水反応対策を、4 章では現状の安全設計方針と現状の研究開発段階炉規則とのギャップについて概説する。

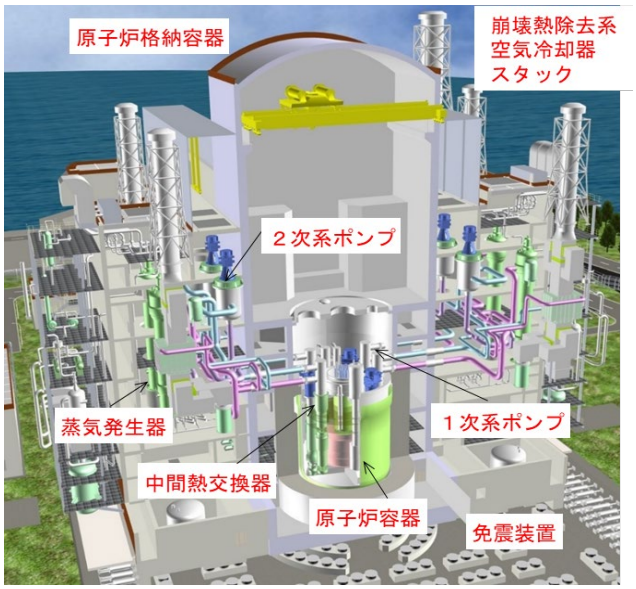


図 1 高速炉実証炉の鳥観図

表 1 高速炉実証炉の主な仕様

項目	仕様
出力	60 万 kWe 級（150 万 kWt）
炉心出口ナトリウム温度	550℃
炉心	酸化物燃料炉心または金属燃料炉心
原子炉停止系	独立 2 系統 （後備炉停止系に 受動的炉停止機能を設置）
主冷却系	中間熱交換器数及び 2 次系ループ数：4
崩壊熱除去系	自然循環式：5 系統 強制循環式：1 系統
原子炉建屋	3 次元免震建屋または水平免震建屋

2. 主要な設備の安全設計

2-1. 原子炉停止設備

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故対策（深層防護レベル 2 及び 3 対策）として、急速炉停止機能を有する独立した 2 系統の能動的な原子炉停止系（主炉停止系及び後備炉停止系）を設け、原子炉停止系の安全機能に高い信頼性を持たせる設計とする。

また、重大事故等の炉心損傷防止対策（深層防護レベル 4a 対策）として、能動的な安全設備に受動的な安全機能を組み合わせる観点から、受動的炉停止機構（自己作動型炉停止機構（SASS））を設置する。SASS は、後備炉停止系制御棒の切離れ部に、温度上昇により保持力が大きく低下するキュリー点式温度感知合金を設置したものであり、仮に安全保護系信号による能動的炉停止に失敗した場合でも、炉心出口温度の上昇により温度感知合金の温度が所定の値まで上昇すると後備炉停止系制御棒が受動的に落下し、大規模な炉心損傷を防止するものである（図 2 参照）。

2-2. 炉心冷却（崩壊熱除去）設備

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処する崩壊熱除去系（深層防護レベル 2 及び 3 対策）として、自然循環式の浸漬型直接炉心冷却系（浸漬型 DRACS）1 系統、及び、自然循環式の 2 次系共用型炉心冷却系（IRACS）4 系統を採用し、崩壊熱を最終的な熱の逃し場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等の炉心損傷防止対策（深層防護レベル 4a 対策）としては、炉心損傷までの時間余裕が大きい等の除熱失敗系シーケンスの特徴を踏まえ、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処する崩壊熱除去系の機能拡張を図る。具体的には、原子炉トリップ時に当該崩壊熱除去系による除熱に失敗することを想定しても、冷却材温度の上昇が緩慢であるため、事故管理方策を実行する時間余裕を確保できることから、機能拡張の方策として、最終ヒートシンクである空気冷却器ダンパ固着の解消のためのダンパ手動開度調整や無停電電源枯渇に備えたバックアップ電源の確保等を考慮する。

また、重大事故等の除熱失敗系シーケンスの影響緩和対策（深層防護レベル 4b 対策）として、代替冷却手段を備えた設計とする。代替冷却手段としては、共通要因故障を回避するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系とは独立し、多様性を備えた強制循環式の貫通型直接炉心冷却系（貫通型 DRACS）1 系統を導入する（図 3 参照）。

なお、貫通型 DRACS は、深層防護レベル 4b 対策としての冷却機能に加え、特定重大事故等対処施設を兼ねるものと位置付け、航空機衝突等を想定しても機能喪失しないよう、頑健な建屋内に収納するとともに、航空機燃料火災による共通要因故障防止のため、他の崩壊熱除去系との空気冷却器空気取り入れ口の位置的分散（離隔距離の確保）を図る。

2-3. 原子炉格納設備

重大事故等のシビアアクシデントの影響緩和対策（深層防護レベル 4b 対策）である原子炉格納設備には、想定される炉停止失敗系シーケンスによる重大事故に対して、損傷した炉心を原子炉容器内で格納し事象終息させるための設備と、ガス状及びエアロゾル状の放射性物質を格納する設備がある。ここでは、損傷炉心の格納に関する設備を示す（図 4 参照）。

炉停止失敗系シーケンスから炉心損傷に至った場合に、溶融燃料の凝集による厳しい再臨界を回避するため、溶融燃料の炉心領域外への流出を促進するよう、炉心内に溶融燃料流出管を複数本設ける。炉心溶融時に、溶融燃料流出管が溶融破損すると、溶融燃料は下部プレナム部に排出される。

また、原子炉容器内事象終息のために、炉心領域から流出した損傷炉心物質と原子炉容器の直接接触を防止して、損傷炉心物質を原子炉容器内で長期的に安定冷却・保持する必要があり、原子炉容器内にコアキャッチャを設置する。この原子炉容器内事象終息によって、原子炉格納容器内でのコア・コンクリート反応が生じない設計とする。

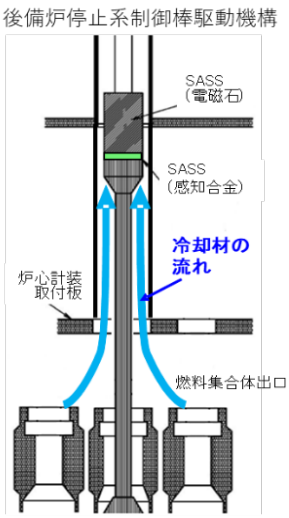


図 2 自己作動型炉停止機構(SASS)

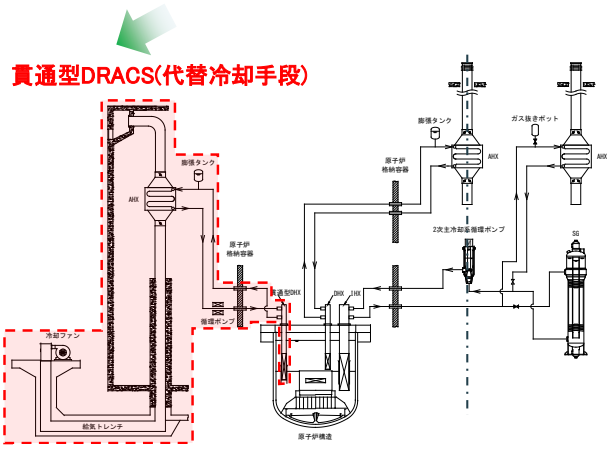


図 3 崩壊熱除去設備(代替冷却手段)

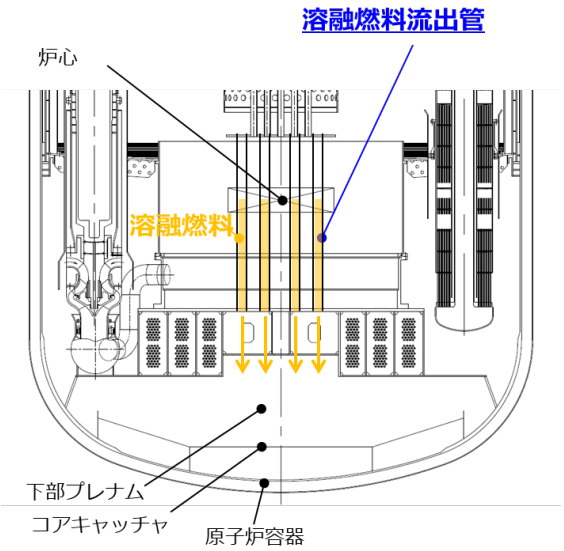


図 4 炉心損傷事故の設計対応

3. ハザード対策に関する設備の安全設計

ここではナトリウム冷却炉に特徴的な内部ハザードとして、ナトリウム-水反応を特に取り上げる。

蒸気発生器伝熱管からの水漏えいに伴うナトリウム-水反応が発生した場合でも、炉心に直接影響を及ぼさ

ないように 2 次系を設けるとともに、従属的なナトリウム漏えいを防止できるように、ナトリウム-水反応の影響を抑制できる設計とし、ナトリウム-水反応に伴う反応生成物による影響（圧力上昇、水素ガスの蓄積、水素以外の反応生成物の影響等）が、炉心の安全性や周辺環境に影響を及ぼさない設計とする。

具体的には、ナトリウム-水反応対策設備として、水リーク規模に応じた多様な水リーク検出設備(ナトリウム中水素計、カバーガス圧力計、圧力開放板破裂検出系)を設け、これらによって水リークを検知し、水側の隔離及びブロー、2 次ポンプトリップといった事象終息のためのシーケンスを自動作動させる。また、蒸気発生器カバーガス圧力開放系によって、水素ガスを燃焼処理し、大気放出することで、系統内の圧力上昇を抑制する（図 5 参照）。

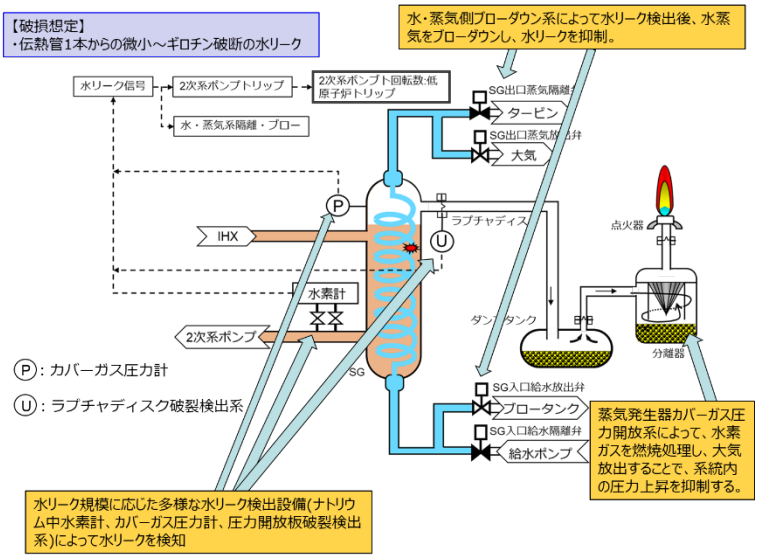


図 5 ナトリウム–水反応対策設備（設計基準）

また、ナトリウム-水反応が重大事故シーケンスの起因事象とならないように、ナトリウム–水反応対策設備の裕度を確保するため、ナトリウム-水反応の影響緩和方策の故障を想定しても、多重性又は多様性及び独立性の確保により対応可能な設計とする。

4. 研究開発段階炉規則とのギャップ

高速炉実証炉の設計は「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）に準拠しつつも、ナトリウム冷却炉の特徴を考慮した合理的で効果的な安全設計対策を指向しており、現状の設置許可基準規則とは必ずしも合致しない部分がある。研開炉設置許可基準規則とのギャップのうち、特徴的なものを以下に例示する。

・第 51 条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
・第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

規則では、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を要求している（第 51 条）。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する必要がある場合の設備を要求している（第 52 条）。高速炉実証炉では想定される炉停止失敗系の重大事故に対して、炉心の著しい損傷が発生する場合でも損傷炉心を原子炉容器内で長期的に安定冷却・保持することで、原子炉容器の破損を防止し、原子炉格納容器と燃料の直接接触が生じない設計（原子炉容器内事象終息）とするため、上記条項に記された設備を不要としている。高速炉実証炉では、損傷炉心の格納機能を原子炉容器が担う設計思想であり、設計成立性を試験データや解析評価等に基づいて示すこととしている。

5. まとめ

高速炉実証炉の安全設計として、安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に係る主要設備とハザード対策のうち、ナトリウム冷却炉に特徴的なナトリウム-水反応対策について紹介した。安全機能に係る主要設備の特徴としては、「能動的な原子炉停止系に加え、受動的炉停止機構の設置」「自然循環冷却を活用した崩壊熱除去設備の設置」「原子炉容器内事象終息を指向した炉心損傷対策設備の設置」があげられる。ナトリウム-水反応対策としては、炉心に直接影響を及ぼさないようにするとともに、重大事故シーケンスの起因事象とならないように、裕度を確保した対策設備とする。また、高速炉実証炉の設計は現状の設置許可基準規則とは必ずしも合致しない部分があり、特徴的なギャップについて例示した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」JPMT007143 の一環として実施した成果を含む。

*Koichi Higurashi[1], Yoshio Shimakawa[1], Akihiro Tani[1], Shinya Kosaka[1], Daisuke Sato[1] and Ryuzaburo Kubota[1]
[1]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力安全部会

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

[2F_PL] 次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

座長:山本 章夫(名大)

[2F_PL01]
リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けたPRA手法の高度化に関する研究
*成川 隆文[1] (1. 東大)

[2F_PL02]
安全研究のフロンティア拡大を目指して
*山路 哲史[1] (1. 早稲田大)

[2F_PL03]
原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み
*山下 啓[1]、*内田 淳一[1] (1. 規制庁)

©日本原子力学会

2F_PL01-03 は同予稿

2025年春の年会

原子力安全部会セッション

次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

The next generation's trend and continuous evolution of the safety research

*成川　隆文[1]，*山路　哲史[2]，*山下　啓[3]，*内田　淳一[3]
[1]東大，[2]早稲田大，[3]規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（１F）事故以降、我が国では新規制基準が策定され、それを満たした既設炉の再稼働が着実に進んできた。その間、1F 事故の直接的な要因やその背後にあった要因の分析も進み、それらから得られた教訓は原子力に係る全ての関係者間で広く認識共有され、例えば日本原子力学会事故調提言フォローワーキンググループにより、提言とフォローアップがまとめられている（2021 年 3 月）。また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会によりまとめられている（平成 29 年 3 月改訂）。

一方で、１F 事故直後から我が国の安全研究の抜本的な見直しに取り組んできた世代からポスト１Ｆ世代への知見や文化の継承が喫緊の課題となってきている。また、学会自らの改革、継続的な安全性の向上、国際的なリーダーシップの発揮等、未だに十分ではないことも指摘されている。以上のような１Ｆ事故を経た我が国の安全研究の見直しとその間の国内外の原子力エネルギー利用を巡る状況変化等も踏まえて、今後の我が国と世界の継続的な原子力安全研究展開を確かなものとするための現在地の検証と、今後の対話を見据えて、ポスト１Ｆ世代の講演者より次世代の研究動向と今後の安全研究のあり方についての考えを紹介頂き、今後の継続的な安全研究展開のあり方を総合討論する。

2. 各講演者の講演概要

2-1. リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けた PRA 手法の高度化に関する研究（東大・成川 隆文）

（Advancing PRA Methodology for More Rational Risk-informed Decision Making）

原子力発電施設のような大規模複雑システムのリスクマネジメントに係る意思決定には、不確かさを明示的に扱える確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）から得られるリスク情報の活用が有効である。この意思決定を一層合理的なものにするために、報告者は(1) PRA の現実性の向上、(2) PRA の信頼性の向上、(3) リスク情報の多様化、の 3 つの観点から、PRA の高度化に取り組んでいる。本報告では、(1) PRA の現実性の向上に関する大学での取り組みの例として、「不確かさを考慮した炉心損傷判定基準の最適評価法の開発に関する研究」を中心に紹介する。

今後の安全研究のあり方については、1F 事故の教訓を踏まえ、不確かさへの備えと規範的リスク分析の重要性を指摘する。不確かな状況における安全に係る意思決定の学理を構築し、安全の論理の欠けを発見するためのリスク情報の活用に加え、規範の視点からリスク評価を分析することで、安全確保活動の深さ（≒リスクの抑制水準）と広さ（≒抑制するリスクの種類・範囲）の妥当性を継続的に検証していくことの重要性を述べる。

2-2. 安全研究のフロンティア拡大を目指して（早稲田大・山路　哲史）

（Some Attempts to Bring Forward the Frontiers of Safety Research）

2025 年現在、日本の原子力発電を見渡すと、フロントエンド側だけでも歴史上最も課題が多様化しており（１F 廃炉、第 2・3 世代炉の運転（延長）～廃止処置、第 3+世代炉の新設、過酷事故対策、事故耐性燃料、5%超濃縮の HALEU 燃料、小型モジュラー炉及び第 4 世代炉の開発～実証等）、その結果、原子力安全の課題も多様化していると考えられる。一方、日本原子力学会の学会員数は 1999 年頃にピーク（正会員 7000 人強）に達した後は緩やかに減少している（2023 年度事業報告によれば正会員 5569 人）。今後の継続的な安全研究展開のためには、従来の取り組みの一層の強化に加え新たな安全研究者を呼び込むような安全研究のフロン

ティアの拡大が必要と考えられる。

安全研究のフロンティア拡大には「知識の集約や普及・向上」が有用と考えられる。例えば、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会には 2024 年度に新たに「1F 事故探求分科会」が設置され、「1F での事故進展の理解を事故事象の知見集約のプラットフォームとして解析コードの高度化にも資する整理」を念頭に重要度ランクテーブル（PIRT）の議論が始まっている。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）事業、原子力機構、東電ＨＤ、早稲田大学等による一連の協働により、従来の原子力学会の細分化された学術分野にとらわれず、幅広い視野を持つ多様な研究者・技術者がそれぞれの専門性の観点や多様な見地から 1F の現状を把握し、最新の知見を広く共有し、新たなイノベーションを促すプラットフォームの役割を担うことが期待される１Ｆデジタルツイン（debrisEye）が開発されている。PIRT、解析コード、デジタル・ツイン等を活用することで、個々の研究の境界や新たな研究のフロンティアを広げ、継続的な安全研究の展開が期待できる。

2-3. 原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み（規制庁・山下 啓、内田 淳一）
（Initiatives for Safety Research on Natural Events at the Nuclear Regulation Authority）

原子力規制庁技術基盤グループの 4 つの研究部門（システム安全、シビアアクシデント、放射線・廃棄物、地震・津波）では、17 の分野の安全研究を実施している。地震・津波研究部門はその一つである、人為的にコントロールできない外部事象（地震、津波等の自然事象）や、それらの影響を受ける建屋、機器等の原子力施設の構造健全性に関する安全研究を実施している。そのうち自然事象に関する安全研究はさらに地震動、地質、津波、火山の 4 つの分野に分けられ、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、平成 28 年熊本地震、令和 6 年能登半島地震等から得られた知見を踏まえた研究を実施・計画している。

同セッションにおいて、地震・津波研究部門の安全研究や発表者にとっての研究への動機付け等を紹介することで、活発な総合討論に向けた参考情報の一助となれば幸いである。

---

*Takafumi Narukawa[1], *Akifumi Yamaji[2], *Kei Yamashita[3], *Junichi Uchida[3]
[1]UTokyo, [2]Waseda Univ., [3]NRA

2F_PL01-03 は同予稿

2025年春の年会

原子力安全部会セッション

次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

The next generation's trend and continuous evolution of the safety research

*成川　隆文[1]，*山路　哲史[2]，*山下　啓[3]，*内田　淳一[3]
[1]東大，[2]早稲田大，[3]規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（１F）事故以降、我が国では新規制基準が策定され、それを満たした既設炉の再稼働が着実に進んできた。その間、1F 事故の直接的な要因やその背後にあった要因の分析も進み、それらから得られた教訓は原子力に係る全ての関係者間で広く認識共有され、例えば日本原子力学会事故調提言フォローワーキンググループにより、提言とフォローアップがまとめられている（2021 年 3 月）。また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会によりまとめられている（平成 29 年 3 月改訂）。

一方で、１F 事故直後から我が国の安全研究の抜本的な見直しに取り組んできた世代からポスト１Ｆ世代への知見や文化の継承が喫緊の課題となってきている。また、学会自らの改革、継続的な安全性の向上、国際的なリーダーシップの発揮等、未だに十分ではないことも指摘されている。以上のような１Ｆ事故を経た我が国の安全研究の見直しとその間の国内外の原子力エネルギー利用を巡る状況変化等も踏まえて、今後の我が国と世界の継続的な原子力安全研究展開を確かなものとするための現在地の検証と、今後の対話を見据えて、ポスト１Ｆ世代の講演者より次世代の研究動向と今後の安全研究のあり方についての考えを紹介頂き、今後の継続的な安全研究展開のあり方を総合討論する。

2. 各講演者の講演概要

2-1. リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けた PRA 手法の高度化に関する研究（東大・成川 隆文）

（Advancing PRA Methodology for More Rational Risk-informed Decision Making）

原子力発電施設のような大規模複雑システムのリスクマネジメントに係る意思決定には、不確かさを明示的に扱える確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）から得られるリスク情報の活用が有効である。この意思決定を一層合理的なものにするために、報告者は(1) PRA の現実性の向上、(2) PRA の信頼性の向上、(3) リスク情報の多様化、の 3 つの観点から、PRA の高度化に取り組んでいる。本報告では、(1) PRA の現実性の向上に関する大学での取り組みの例として、「不確かさを考慮した炉心損傷判定基準の最適評価法の開発に関する研究」を中心に紹介する。

今後の安全研究のあり方については、1F 事故の教訓を踏まえ、不確かさへの備えと規範的リスク分析の重要性を指摘する。不確かな状況における安全に係る意思決定の学理を構築し、安全の論理の欠けを発見するためのリスク情報の活用に加え、規範の視点からリスク評価を分析することで、安全確保活動の深さ（≒リスクの抑制水準）と広さ（≒抑制するリスクの種類・範囲）の妥当性を継続的に検証していくことの重要性を述べる。

2-2. 安全研究のフロンティア拡大を目指して（早稲田大・山路　哲史）

（Some Attempts to Bring Forward the Frontiers of Safety Research）

2025 年現在、日本の原子力発電を見渡すと、フロントエンド側だけでも歴史上最も課題が多様化しており（１F 廃炉、第 2・3 世代炉の運転（延長）～廃止処置、第 3+世代炉の新設、過酷事故対策、事故耐性燃料、5%超濃縮の HALEU 燃料、小型モジュラー炉及び第 4 世代炉の開発～実証等）、その結果、原子力安全の課題も多様化していると考えられる。一方、日本原子力学会の学会員数は 1999 年頃にピーク（正会員 7000 人強）に達した後は緩やかに減少している（2023 年度事業報告によれば正会員 5569 人）。今後の継続的な安全研究展開のためには、従来の取り組みの一層の強化に加え新たな安全研究者を呼び込むような安全研究のフロン

ティアの拡大が必要と考えられる。

安全研究のフロンティア拡大には「知識の集約や普及・向上」が有用と考えられる。例えば、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会には 2024 年度に新たに「1F 事故探求分科会」が設置され、「1F での事故進展の理解を事故事象の知見集約のプラットフォームとして解析コードの高度化にも資する整理」を念頭に重要度ランクテーブル（PIRT）の議論が始まっている。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）事業、原子力機構、東電ＨＤ、早稲田大学等による一連の協働により、従来の原子力学会の細分化された学術分野にとらわれず、幅広い視野を持つ多様な研究者・技術者がそれぞれの専門性の観点や多様な見地から 1F の現状を把握し、最新の知見を広く共有し、新たなイノベーションを促すプラットフォームの役割を担うことが期待される１Ｆデジタルツイン（debrisEye）が開発されている。PIRT、解析コード、デジタル・ツイン等を活用することで、個々の研究の境界や新たな研究のフロンティアを広げ、継続的な安全研究の展開が期待できる。

2-3. 原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み（規制庁・山下 啓、内田 淳一）
（Initiatives for Safety Research on Natural Events at the Nuclear Regulation Authority）

原子力規制庁技術基盤グループの 4 つの研究部門（システム安全、シビアアクシデント、放射線・廃棄物、地震・津波）では、17 の分野の安全研究を実施している。地震・津波研究部門はその一つである、人為的にコントロールできない外部事象（地震、津波等の自然事象）や、それらの影響を受ける建屋、機器等の原子力施設の構造健全性に関する安全研究を実施している。そのうち自然事象に関する安全研究はさらに地震動、地質、津波、火山の 4 つの分野に分けられ、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、平成 28 年熊本地震、令和 6 年能登半島地震等から得られた知見を踏まえた研究を実施・計画している。

同セッションにおいて、地震・津波研究部門の安全研究や発表者にとっての研究への動機付け等を紹介することで、活発な総合討論に向けた参考情報の一助となれば幸いである。

---

*Takafumi Narukawa[1], *Akifumi Yamaji[2], *Kei Yamashita[3], *Junichi Uchida[3]
[1]UTokyo, [2]Waseda Univ., [3]NRA

2F_PL01-03 は同予稿

2025年春の年会

原子力安全部会セッション

次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

The next generation's trend and continuous evolution of the safety research

*成川　隆文[1]，*山路　哲史[2]，*山下　啓[3]，*内田　淳一[3]
[1]東大，[2]早稲田大，[3]規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（１F）事故以降、我が国では新規制基準が策定され、それを満たした既設炉の再稼働が着実に進んできた。その間、1F 事故の直接的な要因やその背後にあった要因の分析も進み、それらから得られた教訓は原子力に係る全ての関係者間で広く認識共有され、例えば日本原子力学会事故調提言フォローワーキンググループにより、提言とフォローアップがまとめられている（2021 年 3 月）。また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会によりまとめられている（平成 29 年 3 月改訂）。

一方で、１F 事故直後から我が国の安全研究の抜本的な見直しに取り組んできた世代からポスト１Ｆ世代への知見や文化の継承が喫緊の課題となってきている。また、学会自らの改革、継続的な安全性の向上、国際的なリーダーシップの発揮等、未だに十分ではないことも指摘されている。以上のような１Ｆ事故を経た我が国の安全研究の見直しとその間の国内外の原子力エネルギー利用を巡る状況変化等も踏まえて、今後の我が国と世界の継続的な原子力安全研究展開を確かなものとするための現在地の検証と、今後の対話を見据えて、ポスト１Ｆ世代の講演者より次世代の研究動向と今後の安全研究のあり方についての考えを紹介頂き、今後の継続的な安全研究展開のあり方を総合討論する。

2. 各講演者の講演概要

2-1. リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けた PRA 手法の高度化に関する研究（東大・成川 隆文）

（Advancing PRA Methodology for More Rational Risk-informed Decision Making）

原子力発電施設のような大規模複雑システムのリスクマネジメントに係る意思決定には、不確かさを明示的に扱える確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）から得られるリスク情報の活用が有効である。この意思決定を一層合理的なものにするために、報告者は(1) PRA の現実性の向上、(2) PRA の信頼性の向上、(3) リスク情報の多様化、の 3 つの観点から、PRA の高度化に取り組んでいる。本報告では、(1) PRA の現実性の向上に関する大学での取り組みの例として、「不確かさを考慮した炉心損傷判定基準の最適評価法の開発に関する研究」を中心に紹介する。

今後の安全研究のあり方については、1F 事故の教訓を踏まえ、不確かさへの備えと規範的リスク分析の重要性を指摘する。不確かな状況における安全に係る意思決定の学理を構築し、安全の論理の欠けを発見するためのリスク情報の活用に加え、規範の視点からリスク評価を分析することで、安全確保活動の深さ（≒リスクの抑制水準）と広さ（≒抑制するリスクの種類・範囲）の妥当性を継続的に検証していくことの重要性を述べる。

2-2. 安全研究のフロンティア拡大を目指して（早稲田大・山路　哲史）

（Some Attempts to Bring Forward the Frontiers of Safety Research）

2025 年現在、日本の原子力発電を見渡すと、フロントエンド側だけでも歴史上最も課題が多様化しており（１F 廃炉、第 2・3 世代炉の運転（延長）～廃止処置、第 3+世代炉の新設、過酷事故対策、事故耐性燃料、5%超濃縮の HALEU 燃料、小型モジュラー炉及び第 4 世代炉の開発～実証等）、その結果、原子力安全の課題も多様化していると考えられる。一方、日本原子力学会の学会員数は 1999 年頃にピーク（正会員 7000 人強）に達した後は緩やかに減少している（2023 年度事業報告によれば正会員 5569 人）。今後の継続的な安全研究展開のためには、従来の取り組みの一層の強化に加え新たな安全研究者を呼び込むような安全研究のフロン

ティアの拡大が必要と考えられる。

安全研究のフロンティア拡大には「知識の集約や普及・向上」が有用と考えられる。例えば、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会には 2024 年度に新たに「1F 事故探求分科会」が設置され、「1F での事故進展の理解を事故事象の知見集約のプラットフォームとして解析コードの高度化にも資する整理」を念頭に重要度ランクテーブル（PIRT）の議論が始まっている。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）事業、原子力機構、東電ＨＤ、早稲田大学等による一連の協働により、従来の原子力学会の細分化された学術分野にとらわれず、幅広い視野を持つ多様な研究者・技術者がそれぞれの専門性の観点や多様な見地から 1F の現状を把握し、最新の知見を広く共有し、新たなイノベーションを促すプラットフォームの役割を担うことが期待される１Ｆデジタルツイン（debrisEye）が開発されている。PIRT、解析コード、デジタル・ツイン等を活用することで、個々の研究の境界や新たな研究のフロンティアを広げ、継続的な安全研究の展開が期待できる。

2-3. 原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み（規制庁・山下 啓、内田 淳一）
（Initiatives for Safety Research on Natural Events at the Nuclear Regulation Authority）

原子力規制庁技術基盤グループの 4 つの研究部門（システム安全、シビアアクシデント、放射線・廃棄物、地震・津波）では、17 の分野の安全研究を実施している。地震・津波研究部門はその一つである、人為的にコントロールできない外部事象（地震、津波等の自然事象）や、それらの影響を受ける建屋、機器等の原子力施設の構造健全性に関する安全研究を実施している。そのうち自然事象に関する安全研究はさらに地震動、地質、津波、火山の 4 つの分野に分けられ、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、平成 28 年熊本地震、令和 6 年能登半島地震等から得られた知見を踏まえた研究を実施・計画している。

同セッションにおいて、地震・津波研究部門の安全研究や発表者にとっての研究への動機付け等を紹介することで、活発な総合討論に向けた参考情報の一助となれば幸いである。

---

*Takafumi Narukawa[1], *Akifumi Yamaji[2], *Kei Yamashita[3], *Junichi Uchida[3]
[1]UTokyo, [2]Waseda Univ., [3]NRA

企画セッション | 総合講演・報告：「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

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

[2G_PL] 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

座長:高木 純一(東芝ESS)

[2G_PL01]
本委員会の目的と活動方針

*勝村 庸介[1] (1. 東大名誉)

[2G_PL02]
WG1「FPの量・物質収支と化学形態」

*和田 陽一[1] (1. 日立)

[2G_PL03]
WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

*宮原 直哉[1] (1. MHI)

[2G_PL04]
WG3「環境への移行経路の特定」

*唐澤 英年[1] (1. 八戸工大)

[2G_PL05]
成果のまとめと今後の課題

*三輪 周平[1] (1. JAEA)

[2G_PL06]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(1) 本委員会の目的と活動方針

(1) Purposes and policies of the committee activity

勝村　庸介 (主査)
東大名誉教授

1. 本研究専門委員会の目的

「福島第一原子力発電所(1F)廃炉に係る核分裂生成物(FP)挙動」研究専門委員会（本研究専門委員会）は2021年度に設置され、以下の2つの目的のもとに1F廃炉並びに軽水炉の安全性向上の取り組みに資するための調査・検討を進めてきた[1]。

① 1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献。
② ソースターム予測技術の向上への貢献。

2. 本研究専門委員会の活動方針

2021年からの2年間は、担当幹事を中心とした4つの「拡大幹事会」を設置して今後検討すべき技術課題の調査を行い、本研究専門委員会の全体会議で技術課題に関する議論と課題の特定を行った[2]。この検討結果を受けて、期間延長後の2023年度からの2年間では選定された技術課題に応じた3つのワーキンググループ(WG)を設置して、委員内外の専門家による講演を基に、各技術課題の解決に向けての調査・検討を進めてきた[3]。4年間の活動の成果は技術報告書としてまとめ、2025年度に発行予定である（図１、図２）。

(1) WG1：FPの量・物質収支と化学形態
事故により放出されたFPの量・分布、すなわちマスバランスについて検討するとともに、そのために必要なFPの化学形態や，物理・化学的挙動について知見を整理する。

(2) WG2：サンプリングの目的とデータ活用
1F実機データサンプリング（分析）への期待（ニーズ）について議論を行い、サンプリングの目的を設定するとともに、現状や計画を基に、ニーズとの乖離やその差を埋めるための方策等について議論する。また、点データからマクロな状態を推定する方法や不確かさについて議論を進める。

(3) WG3：環境への移行経路
実機データ（環境放出量、シールドプラグ付着量）と現状の事故進展シナリオから得られる推定値を比較し、事故進展シナリオを見直し、実測値から得られる事故シナリオ案を提案する。スクラビングモデルやリークモデルの検討を行い、フィルターベントシステムの汚染対策案を提案する。

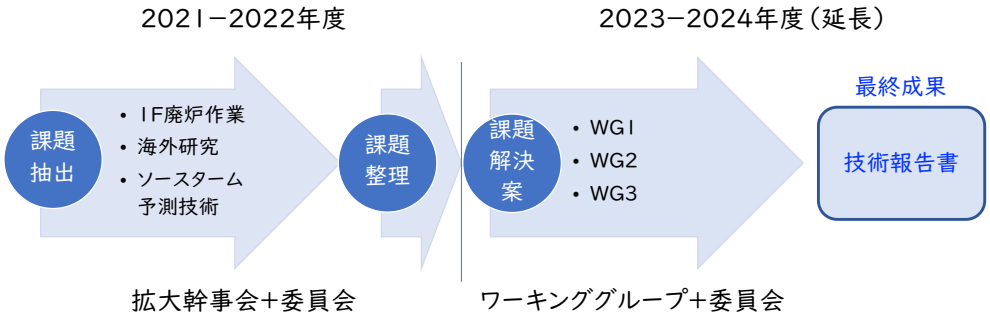


図１　本研究専門委員会の進め方

図２　WG において検討する課題

3. 本研究専門委員会での議論

本研究専門委員会の全体会議では、拡大幹事会や WG で議論している技術課題の中で共通性の高い項目あるいは重要な項目について議論してきた。これまでの検討内容は解説記事として適宜報告している[1-3]。表１に 4 年間の全体会議での講演題目を記す。2 つの目的に貢献するために、1F に関する研究・開発および関連事業の状況、並びに規制の動向に対して FP 挙動の観点での検討を行ってきた。また、現象面では SA 解析コードと実機のふるまいの比較から Cs の再移行の可能性の指摘と評価の重要性を挙げた。こうした現象の理解に不可欠な Cs の物理・化学的知見の現状や Cs を中心とする建屋内での放射性核種分布の評価についても議論した。各 WG での検討と合わせて技術報告書として成果をまとめる所存である。

表１　本研究専門委員会の全体会議での講演一覧

回	講演題目	講演者名
1	2021 年度 廃炉・汚染水対策事業について	NDF　中野　純一　様
2	福島第一原子力発電所PCV内部調査関連サンプル等の分析結果と考察 －2019年度測定結果を中心に－	東京電力　平井　睦　様
3	1F 廃炉に係る基礎・基盤研究の全体マップ	JAEA　田川　明広　様
4	熱水力ロードマップとその利用について	JAEA　中村　秀夫　様
5	講演なし。前半２年間のまとめとして検討すべき技術課題を議論	
6		
7	SA 解析コード SAMPSON を用いた 1F 炉内 RN 分布評価の現状と課題 1F サイト線量の増加と各号機の事故進展について	エネ総研　木野　千晶　様 元 JAEA　佐藤　一憲　様
8	いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ シビアアクシデントにおいて炉内で想定されるセシウムの化学	JAEA　佐藤　志彦　様 JAEA　三輪　周平　様
9	福島第一原子力発電所の分析戦略と燃料デブリ性状把握の技術開発の現状	NDF　中野　純一　様
10	1F 建屋内放射性核種分布に関し得られる情報の整理と課題	JAEA　唐澤　英年　様
11	原子力発電所の新規性基準への適合と安全対策	東京科学大　奈良林　直　様

[参考文献]
[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 2023:65(1);59-60.
[2] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 2023:65(11);38-43.
[3] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 2025:67(2);60-64.

*Yosuke Katsumura
Prof. Emer. UTokyo

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(2) WG1「FP の量・物質収支と化学形態」

(2) WG1 "FP inventory, mass balance, and chemical forms"

和田 陽一 (幹事)
日立

1. はじめに

本研究専門委員会では４年間の活動の中で，前半の 2 年間は拡大幹事会の活動を中心に今後取り組むべきものとして３つの技術課題を決定した[1]。それを受けて後半 2 年間では技術課題毎のワーキンググループ(WG)を中心として検討を進めてきた。WG1 では，３つの技術課題の内，「核分裂生成物(FP)の量・物質収支と化学形態」について，主に FP のマスバランス評価、存在量、化学形態、放射性廃棄物分析データ、FP 移行時の物理化学プロセスについて、専門家の講演に対し議論を行う形式で活動してきた。以下に後半 2 年間の活動状況について記す。

2. WG1 の活動で得られた知見

WG1 においては事故により放出された FP の量・分布、すなわちマスバランスについて検討し、そのために必要な FP の化学形態や、物理・化学的挙動について議論してきた。これにより、将来的に事故進展シナリオの蓋然性が高まり福島第一原子力発電所(1F)事故事象の把握とソースターム(ST)予測技術の向上が図られ、軽水炉の安全性向上が期待される。また、長期的な影響シナリオの検討での予測精度が向上し、事故時の ST 評価結果を初期条件とした FP の長期挙動解析、リスク評価、廃炉作業時の被ばく低減、廃棄物の合理的処理・処分へとつながり 1F 廃炉への貢献が実現する。

WG1 および当研究専門委員会の全体委員会で FP の物理・化学的挙動の知見に関する議論を行ってきた(表１[2])。特に Cs は事故時・廃炉作業時の被ばく原因や放射性廃棄物の主線源となることから精力的な研究が進められている。1F 事故後、燃料からの放出挙動やコンクリートやエポキシといった表面への吸着挙動[3]、構造材料表面と CsOH の反応[4]の研究が行われている他、反応速度、熱力学及び要素モデルに関する関するデータベース”ECUME”がまとめられた[5]。また、1F 事故で放出された核種について現在までの廃棄物分析

表 1　WG1 でのこれまでの講演および全体委員会の関連する講演一覧[2]

区分	回	講演題目	講演者名
WG	1	1F 廃棄物のキャラクタリゼーションに関する進捗	JAEA　駒　義和 様
	2	1F における Cs を中心としたマスバランスの推算	JAEA　内田　俊介　様
	3	Cs 等の FP 核種の移行挙動に関する基礎実験	東京都市大　佐藤　勇 様
	4	福島第一事故廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発 廃炉リスク評価分科会での活動と FP 情報に関する期待	電中研　杉山　大輔　様 大阪大　竹田　敏 様
	5	燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発	東北大　出光　一哉　様
	6	セシウム／酸化皮膜／微量元素の相互作用と 構造材料表面の酸化物と水酸化セシウムの低温反応	東京大　村上　健太　様
	7	Cs の化学挙動－CsI-H_2O 系実験結果と化学反応解析例	JAEA　唐澤　英年　様
全体	7	SA 解析コード SAMPSON を用いた 1F 炉内 RN 分布評価の現状と課題	エネ総研　木野　千晶　様
	8	ｼﾋﾞｱｱｸｼﾃﾞﾝﾄにおいて炉内で想定されるセシウムの化学	JAEA　三輪　周平　様
	10	1F 建屋内放射性核種分布に関し得られる情報の整理と課題 -デブリ／FP マスバランスの現状と課題	JAEA　唐澤　英年　様

データ FRAnDLi がデータベース化されている[6]。分析データに基づいて各核種挙動がグループ化され、Cs を基準としたグループ毎の輸送比が得られている。FP の炉内保有量（インベントリ）が種々の廃棄物に分配されると想定しベイズ統計に基づき廃棄物の核種組成を推算する解析モデルも開発されている[7]。今後デブリ取り出しが進むにつれて重要となってくるデブリ成分の物理・化学的挙動やデブリ分析技術に関しての研究開発・人材育成も進められている[8]。

1F 事故時を起点とするシビアアクシデント（SA）解析コードを用いた FP 分布の解析と格納容器(PCV)雰囲気モニタ（CAMS）や汚染水の放射能計測データからの FP 分布の推定とを組合わせた評価によって、PCV 内の Cs 分布が評価されている[9]。しかし，本研究専門委員会の 1F 廃炉作業への貢献を考えたとき、デブリ取り出し時の被ばくや放射性物質放出のリスク評価には、作業時点での FP 量と分布、放出率等の情報が必要であり、上述の評価技術等の更なる精緻化が期待されている。現状のマスバランス評価に関しては，文献 9 の他，全体委員会での講演[10]，東京電力ホールディングス(株)殿報告書[11]、経済開発協力機構/原子力機関の報告書[12]等があるが，事故中の FP 挙動には不明点が残され SA 解析コードによる Cs の PCV 内分布について評価機関毎の違いが未だ大きく，放出された FP 量や線量実測値を必ずしも説明できていない。更なる改良には最良推定のための Cs 等 FP 挙動に関する最新知見を SA 解析コードに反映するとともに、事故進展シナリオや放出経路を見直していくことが必要である。現状においては、ECUME などの知見を反映することによって、例えば従来の SA 解析コードでは説明できなかったガス状ヨウ素の生成が定性的に説明できるようになってきている[13]。

3. まとめ

マスバランス評価および FP の物理・化学的挙動に関し Cs を中心とする FP 挙動のデータの蓄積が進んでいる。しかし，評価の精緻化を含む技術課題の解決には以下の項目の更なる検討が必要と考える。

① 核種のインベントリの評価精度の向上
② 核種の材料表面との反応、吸脱着、堆積、気相への放出、水相への移行に関する物理・化学的挙動
③ 知識の基盤となる核種分析データの拡充
④ デブリ分析技術の開発（物理・化学的特性の把握）と人材育成
⑤ FP 挙動の最良推定としての SA 解析コードの精度向上及び中長期的 FP 挙動の解析技術

[参考文献]

[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会．日本原子力学会誌．2023:65(11);38-43.
[2] 2023 年度開催報告. https://www.aesj.net/sp_committee/com_fissionproduct.
[3] Maeda K. et al. J Nucl Sci Technol, 2014:51(7-8);1006-1023.
[4] Ngarayana IW. et al. J Nucl Sci and Technol. DOI: 10.1080/00223131.2022.2029608.
[5] 日本原子力研究開発機構. JAEA-Data/Code 2019-017. https://doi.org/10.11484/jaea-data-code-2019-017.
[6] 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集. https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/
[7] Sugiyama D et al. J Nucl Sci and Technol, 2021:58(4); 493-506.
[8] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発(委託研究)-令和４年度　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業. JAEA-Review 2023-025, DOI:10.11484/jaea-review-2023-025.
[9] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、”シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動“,日本原子力学会, ISBN 978-4-89047-179-9, 2021.
[10] 手塚他．原子力学会 2021 年春の年会. 1A04 ；木野他．同 1A05；木野，手塚．同 2021 年秋の大会. 2J05.
[11] 東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ(株). https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/20210719.pdf
[12] OECD NEA. NEA No. 7525, 2021. https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-09/7525_bsaf.pdf
[13] 唐澤他,日本原子力学会 2023 年春の年会 1C10；同 2023 年秋の大会 2O08；同 2024 年秋の大会 2E07.

Yoichi Wada
Hitachi

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

（3）WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

(3) WG2"Purpose of sampling and utilization of obtained data"

宮原　直哉 (幹事)

MHI

1. はじめに

ワーキンググループ 2（WG2）では、前半の 2 年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題[1]のうち、「サンプリングの目的とデータ活用」について検討した。以下に活動成果について記す。

2. WG2 の活動成果

WG2 では、福島第一原子力発電所（1F）における FP 挙動・分布の解明の一助とすることを目的として、1F 実機データサンプリングの目的やデータの活用方法について検討した。WG2 の活動は、主に「サンプリングの目的」、「サンプリングの現状／計画」、「データの活用における課題」に係る委員等専門家からの講演に対し、議論を行う形式で実施してきた。WG2 でこれまでに議論を行ってきた講演一覧を表 1 に示す。

表 1　これまでに WG2 で報告された講演一覧

回次	講演題目	講演者
1	燃料デブリの分析に係る準備状況について	JAEA 小山真一氏
2	安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得）	CRIEPI 中村勤也氏
3	試験的・小規模取出しでの燃料デブリサンプルの分析の進め方・品質確認について	JAEA 倉田正輝氏
4	東京電力福島第一原子力発電所　原子炉建屋等スミヤ試料の分析	JAEA 丸山結氏
	燃料デブリ取り出しに資するクリギング手法の適用研究	JAEA 芝知宙氏
5	福島第一事故廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発 - ベイズ統計の適用について -	CRIEPI 杉山大輔氏
6	1F デブリ取り出しに向けて - TMI-2 で内部調査／デブリ分析データがどのように利用されたのか -	NDF 倉田正輝氏
7	Cs 含有微粒子の起源及び原子力安全への提言	新潟大 日髙昭秀氏
	Fundamental study on cesium trapping in siliceous thermal insulator material: a perspective on the formation of Cs-bearing particle	JAEA Rizaal 氏

前報（日本原子力学会 2024 年春の年会）[2]では、活動状況報告として、燃料デブリの取出し・分析に向けた準備状況（第 1 回 WG2）、サンプリングデータ（燃料デブリ性状）の適用先として想定されるダスト飛散率データ整備の取り組み（第 2 回 WG2）およびサンプリングデータの活用における品質確保の重要性（第 3 回 WG2）等について報告した。

第 4 回 WG2 では、既存のサンプリング事例として、原子炉建屋（RB）床面・壁面および 1/2 号機 SGTS 配管サンプルの分析結果[3]について議論した。Cs の化学形態 Mo/Cs 元素量比が RB 高層階ほど大きく、号機によって異なること等から、FP 挙動と事故シナリオを関連付けて議論する必要性を確認した。

第 4 回および第 5 回 WG2 では、サンプリングデータの内外挿に適用する統計的手法である「クリギング」および「ベイズ統計」について議論した。講演では、それぞれ燃料デブリの計量管理、廃棄物のインベントリ推算に適用した事例について紹介され[4,5]、今後取得される燃料デブリの局所的なサンプリングデータから広範囲なデータを推定するための手法として適用可能であることを確認した。

第 6 回 WG2 では、スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）における内部調査／デブリ分析データの活用事例[6]を確認した。TMI-2 における燃料デブリ取り出しでは、燃料集合体を入れた収納容器を上部から吊り上げる方式が採用され、燃料デブリ取り出しの事前調査または初期段階において、小型カメラによる上層部の観察、コアデブリサンプリング等が実施された。そこで得られたサンプルの組成分析や実サンプル試験に基づき、ウランとの相対比による炉心物質・FP 分布の類型化、自然発火が無いことの確認等が実施された。サンプリングにより得られた知見は、炉内状況推定図の精緻化や、次段階での内部調査や燃料デブリ取り出し方法の検討において参照された。

第 7 回 WG2 では、Cs 含有微粒子サンプルについて、その生成過程[7-8]が 1F 事故シナリオの解明において重要であることを確認するとともに、既設軽水炉の安全性向上にも役立つ可能性について議論した。

これらの成果は、1F 実機サンプリングデータを活用した FP 挙動・分布の解明に繋がるものであり、1F 燃料デブリ取出しに向けたリスク評価、廃炉作業時の被ばく低減等に資することが期待できる。

3. まとめ

1F 事故後 13 年目となる 2024 年 11 月、2 号機から初めてとなる燃料デブリサンプルが取り出され、現在、その分析が行われている[9]。しかしながら、これは燃料デブリ全体の極一部であり、取り出しの対象となる広範囲な燃料デブリの性状を把握するためには量的に十分とは言えない。今後も、サンプリングによるデータの蓄積を継続するとともに、それを燃料デブリ取り出しにおいて有効に活用するための方法を継続的に検討する必要がある。

本 WG では、この地道なサンプリング・分析の取り組みの中で、得られた知見がどのように活かせるのかについて議論してきたものであり、今後、その内容を技術報告書にまとめる所存である。本 WG で得られた成果が 1F における FP 挙動・分布の解明に向けた取り組みのきっかけとなり、Step by step による燃料デブリ取り出しをより実効的なものとすることに繋がることに期待したい。

[参考文献]

[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会、日本原子力学会誌、2023:65(11);36-43.
[2] 宮原直哉、1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における FP 挙動に関する技術課題に対する取り組み (3) WG2「サンプリングの目的とデータ活用」、日本原子力学会 2024 年春の年会(3E_PL03).
[3] 例えば、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、第 44 回会合資料 3-1.
[4] 芝ら､燃料デブリの計量管理のためのクリギング手法の適用研究､日本原子力学会 2019 年春の年会(3M02).
[5] D. Sugiyama, et al., “Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference”, J. Nucl. Sci. Technol., 58(4), 2021.
[6] 例えば、USNRC, “Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest”, NUREG/KM-0001, Supplement 1, 2 and 3, 2020.
[7] A. Hidaka, “Origin of Cs-bearing silicate glass microparticles observed during Fukushima accident and recommendations on nuclear safety”, J. Radioanalytical and Nucl. Chem., 332(6), 2023.
[8] 例えば、M. Rizaal, et al., “Investigation of high-temperature chemical interaction of calcium silicate insulation and cesium hydroxide”, J. Nucl. Sci. Technol., 57(9), 2020.
[9] 例えば、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合、第 133 回事務局会議資料 3-3.

Naoya Miyahara
MHI

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

（4）WG3「環境への移行経路の決定」

(4) WG3 "Identification of transfer path to the environment"

唐澤　英年 (幹事)
八戸工大

1. はじめに

ワーキンググループ 3(WG3)では、前半の 2 年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題の内、「環境への移行経路の決定」について検討を進めてきた[1]。以下に活動内容について記す。

2. WG3 の活動内容

WG3 では、これまでのシビアアクシデント(SA)解析による環境へのソースターム(ST)評価で考慮されていなかったシールドプラグ隙間部での Cs 蓄積などの新事象に係る事故進展シナリオを検討するため、主に①FP のリーク箇所・タイミングの特定、②シールドプラグ隙間部における Cs 蓄積メカニズム、③FP 放出モデル、に対する専門家からの講演、及び原子力規制委員会「福島第一原子力発電所(1F)における事故の分析に係る検討会」(以下「事故分析検討会」と略す) での関連資料[2]の紹介に対して議論を行う形式で活動してきた。これら活動を通して、1F 事故事象の把握に基づく事故進展シナリオの見直しにより ST 予測技術の向上が図られ、軽水炉の安全性向上が期待される。

WG3 で行われたこれまでの講演の一覧を表 1 に示す。#1～#5 の講演の概要は 2024 年春の年会で報告した[3]。#1 の講演 1 では、1F サイト内外のモニタリングポストでの測定値と気流計算に基づき WSPEEDI で逆推定した Cs/I の放射能放出タイミングの予測結果について紹介いただいた[4]。#2 の講演 2 では、1F サイト周辺の最終土壌沈着分布と気流計算に基づき仮想放出回帰推定法により逆推定した ^{129m}Te の放出時間帯と、炉内熱水力事象との関係について紹介いただいた[5]。#3 の講演 3 では、SA 解析コード MELCOR 解析を行った事故進展シナリオにより 1F 敷地内外の放射能測定結果を説明できるとのことであった。#4 の講演 4 では、WSPEEDI で予測していない 3/11 の 19 時頃と 3/12 の 2 時頃の Te 放出の経路について検討しているとのことであった。これら講演から、上記①の FP 放出のタイミングの特定がほぼできた。また、#5 の講演 5 では、電気配線貫通部低圧モジュールからのリークは、ハウジング／電気配線と樹脂との熱膨張率の相違で説明できるとしている。

表 1　WG3 でのこれまでの講演一覧[2]

回	講演#	講演題目	講演者名
1	1	大気拡散解析による ST 推定の現状と課題	JAEA　永井晴康委員
	2	土壌汚染マップと大気拡散計算から逆推定した福島事故初期の ^{129m}Te, I, Cs の ST への提言	新潟大　日高昭秀委員
2	3	MELCOR コードによる解析と環境放出 FP 測定値に基づく 1F1-1~3 号機事故の分析	CRIEPI　氷見正司委員
	4	1 号機事故初期における ^{129m}Te リーク箇所、放出タイミングの検討（速報）	新潟大　日高昭秀委員
3	5	BWR 原子炉格納容器貫通部の漏洩試験	IEST　岡田英俊委員
4	6	原子炉格納容器貫通部の破損形態	IEST　岡田英俊委員
	7	Advance/BAROC によるシールドプラグからの FP エアロゾル漏洩解析を行うための機能追加と事例解析	アドバンスソフト　高橋淳郎委員

講演 5 に関連し、電気配線貫通部低圧モジュールのリークパスでのエアロゾルの除去効率(DF)を調査した。リークパスでのエアロゾルの DF は、実験結果から低電圧モジュールの場合約 740、フランジガスケットの場合約 14 となり、PCV 雰囲気ガス中に存在する放射性エアロゾルは、リークパスから放出されると DF として少なくとも 10~100 程度と評価された[6]。講演 6 では、原子炉格納容器(PCV)貫通部に関し、USNRC が実施した通常用エアロックの漏洩試験の概要が紹介された[7]。設計条件下の 8 試験と設計外条件（加圧・加熱）下の試験が行われたが、設計条件下では計測可能な漏洩は見られなかった。しかし、設計外条件の 1.03MPa, 427℃でガスケットは破損し、弾性が喪失し加圧・加温前の状態には戻らなかった。

上記②のシールドプラグ隙間部の Cs 蓄積の主因は、PCV トップフランジのリークと考えられている。これまでの SA 解析では貫通部からのリークは熱水力解析では考慮していたが、FP のリーク量は少ないことから安全裕度として SA 解析の対象になっていなかった。事故分析検討会では、シールドプラグ隙間部での Cs 蓄積量を測定結果に基づき 1 号機；0.1~0.2PBq、2 号機；20~40PBq、3 号機；30PBq と推定している[8]。講演 7 では、この Cs 蓄積現象を再現するために、Advance/BAROC コードに流路入口出口の差圧により流路面積が変化する機能を組込み、原子炉建屋上部を模擬した体系での事例解析が紹介された[9]。シールドプラグを 2 層にした事例解析により、定性的に妥当な動作確認ができたとのことである。隙間への Cs 沈着挙動の解析が期待される。

上記③の FP 放出モデルの検討では、BWR のソースターム評価に重要なスクラビングモデルの現状について調査した。現行の安全評価では実験結果に基づく実験相関式が使われている[10]。また、最近では、プールスクラビングモデル改良のため、小規模個別効果試験による現象の可視化、大規模総合効果試験による減圧沸騰試験、及び中規模総合試験による DF の温度依存性等のメカニズムの解明が行われている[11]。大規模総合効果試験結果によると、減圧時の DF は定圧時とほぼ同等であるとの結果を得ている。

3. まとめ

1F 事故以前に用いられていた SA 時の事故進展シナリオは、1F 事故で観察された PCV から原子炉建屋への FP リーク挙動やシールドプラグ隙間部への Cs 蓄積などの事象検討から以下の見直しが必要である。

① PCV トップフランジからの FP リークモデル作成
② シールドプラグ隙間部への Cs 汚染機構の解明、特に、Cs 汚染源の特定
③ PCV から建屋への FP リークモデル作成
④ スクラビングモデルの機構論化

[参考文献]

[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会，日本原子力学会誌，2023:65(11);38-43.
[2] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会｜原子力規制委員会.
[3] 唐澤英年、1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における FP 挙動に関する技術課題に対する取り組み (3) WG3「環境への移行経路」、日本原子力学会 2024 年春の年会(3E_PL0).
[4] H.Terada, et al., Environmental Radioactivity, 231-106104(2020), https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2019.106104.
[5] A.Hidaka, et al., J. Nucl. Sci. Tech., 60, Isue 7(2023), https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2142311.
[6] 渡辺他、日本原子力学会和文論文誌、8 巻 4 号, p332~343(2009).
[7] J.T.Julien, et al., Nucl. Eng. Des. 125, pp.23-40(1991).
[8] 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023 年版)、000425218.pdf.
[9] 高橋他、原子力学会 2024 春の年会、3D10(2024).
[10] I.kaneko,et al., 22nd DOE/NRA Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference, p453(1992).
[11] 秋葉他、日本原子力学会和文論文誌、19 巻 1 号(2020)、粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究.

Hidetoshi Karasawa Hachinohe Inst. of Tech.

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(5) 成果のまとめと今後の課題

(5) Summary of the committee activity and future development

三輪　周平 (幹事)

JAEA

1. はじめに

各 WG での課題を整理し、1F 廃炉作業への貢献、環境へのソースターム評価精度の向上に向けた核分裂生成物（FP）挙動に係る今後の課題を取りまとめた。

2. 各 WG における成果

WG1 では[1]、マスバランス評価と FP の物理・化学的挙動を検討し、特にセシウム（Cs）の挙動に関する知見が拡充された。今後、評価精度の向上に向けて、核種のインベントリの精度向上や物理・化学的挙動の詳細な把握、核種の分析データの拡充、デブリ分析技術の開発と人材育成が重要となる。また、FP 挙動を解析するためのシビアアクシデント（SA）解析コードの精度向上と、中長期的な解析技術の発展が求められる。

WG2 では[2]、原子炉建屋などのサンプル分析や Cs 含有微粒子の分析からの FP 挙動と事故シナリオの関連性や、サンプリングデータの統計手法（クリギングやベイズ統計）を用いた局所データから広範囲を推定する方法に関する知見が拡充された。また、TMI-2 の事例を参考に、炉内状況の推定や調査の事例が整理された。これらの取り組みは、燃料デブリ取り出しの実効性向上や、FP 挙動・分布の解明に繋がると期待される。

WG3 では[3]、1F 事故前に用いられていた SA 時の事故進展シナリオについて、1F 敷地内外の放射能測定値や FP のリーク挙動、セシウムの蓄積状況を基に見直しが必要であることを明らかにした。具体的には、格納容器トップフランジや建屋への FP リークモデルの作成、シールドプラグ隙間部へのセシウム汚染機構の解明、スクラビングモデルの高度化が課題として挙げられた。これらの取り組みは、事故進展シナリオの精度向上と他の原子炉型の安全性向上への応用に繋がると期待される。

3. 今後の課題

以上の課題について、その反映先として 1F 廃炉作業とソースターム評価精度向上の観点で表 1 に示す項目で整理を行う予定であり、技術報告書として成果を取りまとめる。

1F 廃炉作業への貢献に関しては、FP の分布状況や燃料デブリの性状、サンプリング・分析の課題を整理し、廃炉作業効率向上に向けた提案を行う。まず、現状の FP 分布に関して、建屋内への FP リークやシールドプラグ間の汚染量評価、Debris Wiki で得られる線量分布の推定図を整理する。また、汚染水処理や廃棄物インベントリの評価を通じて、FP の分布とその化学形態（特にセシウム化学）について得られている知見を整理する。次に、燃料デブリの分布に関して、燃料デブリの量や内部に含まれる FP の量を推定するとともに、燃料デブリ取り出し時の安全性における課題を検討する。サンプリングと分析に関しては、現状のサンプリング状況を整理し、得られているデータの活用方法を検討する。また、適切なサンプリング先の選定や今後の課題についても議論を行い、具体的な方向性を示す。最後に、これらを整理し、廃炉作業効率向上に向けた提案として作業の効率化を図るための提言を行う。

環境中への放射性物質の放出（ソースターム）の評価精度向上に関しては、現状の事故進展シナリオや FP

の移行挙動、新たな知見の反映について整理し、学会未解明事項への対応やソースターム予測技術の向上への課題を提案する。現状の事故進展シナリオとしては、国際ベンチマーク解析における各国の事故シナリオを整理する。観測値から推定される事故進展シナリオに関しては、環境測定値をまとめ、大気拡散解析や土壌汚染マップを用いた逆推定を通じて、ソースタームの推定結果を検討する。また、SA 解析コード MELCOR による解析結果と環境中の放射性物質測定値に基づく事故進展の分析を行い、比較を通じて事故進展シナリオを更新する。現状評価されていない FP の移行挙動としては、建屋へのリークやシールドプラグ間のセシウム汚染、セシウム含有微粒子の生成等が考えられ、移行挙動に関する新たな課題として提案する。これには、BWR 原子炉格納容器貫通部の漏洩試験や過温破損・漏洩、さらには FCVS（フィルターベントシステム）に関する知見も含める。学会で未解明とされている事項については、「重要であり今後も継続した検討が必要と考えられるもの」として分類された課題と今回の調査・検討で得られた知見等をもとに、それらへの対応策を検討する。これらを踏まえ、ソースターム予測技術の向上に向けた課題を整理することで、1F 廃炉作業にも貢献可能な知見や課題を取りまとめる。

表 1 技術報告書の項目案

I	1F 廃炉作業への貢献	
	1	現状の FP 分布
	2	燃料デブリの分布
	3	放射性廃棄物
	4	サンプリング・分析データの活用
	5	廃炉作業効率向上への提案
II	環境へのソースターム評価精度の向上	
	1	現状の事故進展シナリオ
	2	観測値からの推定される事故進展シナリオ
	3	現状評価されていない FP 移行挙動
	4	事故進展シナリオの見直し
	5	学会未解明事項との対応
	6	ソースターム予測技術の向上への課題

[参考文献]

[1] 和田陽一, 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討 （2）WG1「FP の量・物質収支と化学形態」, 日本原子力学会 2025 年春の年会.

[2] 宮原直哉, 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討 （3）WG2「サンプリングの目的とデータ活用」, 日本原子力学会 2025 年春の年会.

[3] 唐澤英年, 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討（4）WG3「環境への移行経路の決定」, 日本原子力学会 2025 年春の年会.

Shuhei Miwa
JAEA

企画セッション | 総合講演・報告：「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

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

[2G_PL] 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

座長:高木 純一(東芝ESS)

[2G_PL06] 総合討論

講演者全員

本研究専門委員会は、FP挙動の解明を通じて1F廃炉作業への貢献と原子炉安全の一層の向上に繋げることを目標として多くの部会の参加の下で延長を含め４年間の活動を行ってきました。最初の2年間に抽出した今後本委員会で取り組むべき3つの技術課題に対し，後半２年間では各技術課題に対応したワーキンググループを設けて課題解決への道筋を議論してきました。本企画セッションでは，これまでの本委員会およびワーキンググループの議論について報告します。ご意見を期待しています。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：バックエンド部会

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

[2H_PL] 原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

座長:森下 喜嗣(TAS)

[2H_PL01]
クリアランス金属の再利用に係る取組みについて

*上山 裕[1] (1. 電事連)

[2H_PL02]
嶺南Eコースト計画における原子力リサイクルビジネスについて

*前田 耕作[1] (1. 福井県)

[2H_PL03]
福島第一原子力発電所における金属がれき等の減容及び再利用について

*高木 昌和[1] (1. 東電HD)

[2H_PL04]
パネルディスカッション

講演者全員、松田 貴光[1]、奈良 篤人[2]、井口 哲夫[3] (1. 福井県、2. 経産省、3. 名大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

バックエンド部会セッション

原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用
Recycle and Reuse of Metal Waste Generated from Nuclear Power Plants

（1）クリアランス金属の再利用に係る取組みについて

(1) The recycling of scrap metal from nuclear facilities

*上山 裕[1]
[1]電気事業連合会

1. 緒言

国内の原子力施設から廃止措置作業等で発生する金属製の解体撤去物のうち、クリアランス制度を適用し、“放射性廃棄物として扱う必要のないもの”として原子力規制委員会の確認を受けたもの（以下、「クリアランス金属」という。）は、溶融加工等により新たな製品の原材料として再利用することが可能である。しかしながら、実際はその再利用の方法には制限があり、一般の金属スクラップのように発生と同時に引渡しができず、その多くが原子力施設内保管されている状況である。今後廃止措置作業が本格化した場合、このクリアランス金属の保管量が増加し、当該作業の進行に影響を及ぼすことが懸念されている。こうした状況を回避するために、原子力事業者はクリアランス金属の再利用に関して様々な取組みを実施している。

2. これまでの取組み

2025 年 2 月現在、原子力規制委員会の確認を受けたクリアランス金属の物量は約 3,700 トンで、このうち再利用しているものは約 400 トンである。クリアランス金属の再利用は、発生元である原子力事業者（以下、「発生者」という。）がその業界内で率先して実施していくことを基本としており、それらの所在は全て追跡管理し、一般市場に流れないように運用している。例えばベンチや側溝用の蓋等は、全国の原子力発電所やその PR 館等に設置あるいは展示されているが、全てそれらの所在を発生者が把握している。また、近年では、クリアランス制度の社会定着を促進するため、業界外の施設においても、事前に合意を得た上でクリアランス金属を加工した製品を設置する取組みも活発に進めている。例えば、福井県内のサイクリングロード沿いの公共施設にクリアランス金属を原料に加工したサイクルスタンドを設置[1]し、一般国民にも見える形での再利用の方法も徐々に拡大している。なお、業界外の施設に設置した製品についても、発生者が追跡管理を実施している。クリアランス金属を加工する業者も徐々に増えており、製作できる製品の幅も拡大してきている。

3. 今後の取組み

再利用の実績は着実に蓄積されており、クリアランス金属を取扱う加工業者も増えてきたことで、製作できる品目の幅も拡大している。しかし、いずれも用途が限られた鋳造品であるため、例えば建材のような、より汎用性が高く需要の多い製品の再利用の実現が求められている。こういった状況を踏まえて、2024 年度には大容量の電気炉における連続鋳造により建材半製品（ブルーム）の製作を実施した[2]。今後は、この成果を基に最終製品である建材の加工を行い、より広範囲での再利用を志向する。また、これらの再利用実績も踏まえながら、広く理解活動を進め、制度の社会定着を目指していく。

参考文献

[1] 経済産業省 令和 4 年度「低レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発事業（原子力発電所等金属廃棄物利用技術確証試験）」報告書（2023 年 3 月）
[2] 経済産業省 令和 5 年度「低レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発事業（原子力発電所等金属廃棄物利用技術確証試験）」報告書（2024 年 10 月）

*Yutaka Ueyama[1]
[1]The Federation of Electric Power Companies of Japan

2025年春の年会

バックエンド部会セッション

原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

Recycle and Reuse of Metal Waste Generated from Nuclear Power Plants

（2）嶺南Eコースト計画における原子力リサイクルビジネスについて

(2) Nuclear Recycling Business in the Reinan E-Coast Plan

*前田 耕作[1]

[1]福井県

1. 概要

福井県では、原子力発電所立地地域である嶺南地域の振興のため「嶺南Eコースト計画」を策定し、この計画の下、廃炉に伴い発生する放射性廃棄物のうちクリアランスとして処理できるものの集中処理を行うプロジェクトを進めている。また、この実現に向け、地元企業や地域住民に対する理解促進活動を実施している。

2-1. 嶺南Eコースト計画について

福井県の嶺南地域は、1970 年（昭和 45 年）に日本初の商業用軽水炉として敦賀発電所 1 号機が稼働して以降 15 基の原子炉が立地し、関西地域への電力供給など国のエネルギー政策に大きく貢献してきた。しかし、2011 年（平成 23 年）の福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電所では運転停止や廃炉が相次ぎ、立地地域では、現状を踏まえて新たな将来像を描いていくことが求められている。

このため、エネルギー（Energy）をキーワードに、新たに整備される試験研究炉の利活用や廃止措置への対応を含む原子力関連の施策を充実させ、原子力と同様に CO2 フリーの再生可能エネルギーの利活用等も取り込みながら、地域経済の活性化（Economy）や環境にやさしいまちづくり（Ecology）の実現に向け「嶺南Eコースト計画」を策定した。

2-2. 原子力リサイクルビジネスについて

県内の原子力発電所 15 基のうち 7 基が廃炉となる中、本県では、廃炉を地域振興、産業育成のチャンスと捉え、放射能レベルが低いクリアランス物に着目して、事業化の検討を進めてきた。

原子力リサイクルビジネスでは、複数の原子力発電所からクリアランス推定物を収集し、溶融処理を行ったのちにクリアランス確認を行う集中処理事業の検討を進めている。溶融後のクリアランス確認は国内初の取組みであるため、福井県、資源エネルギー庁、原子力規制庁との間で意見交換を行う公開の場を令和 5 年 7 月から実施したところであり、県では事業実現に向けた規制面での見通しは得られたと考えている。

2-3. 地元企業の参入促進活動、地域住民向けの理解促進活動について

令和 4 年度から、原子力リサイクルビジネスの実現に向けて、地元企業向けの参入促進活動および地域住民向けの理解促進活動を行ってきた。また、福井県は全国で初めて、県内全市町にクリアランス製品の設置を行っている。

---

*Kosaku Maeda[1]

[1]Fukui prefecture

2025年春の年会

バックエンド部会セッション

原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用
Recycle and Reuse of metal waste generated from nuclear power plants

(3) 福島第一原子力発電所における金属がれき等の減容及び再利用について

(3) Volume reduction and Reuse of metal rubbles at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*高木　昌和[1]
[1]東京電力 HD

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、廃炉に向けた主な課題として汚染水対策・ALPS 処理水対策、使用済み燃料プール内の燃料の取り出し、燃料デブリの取り出し、廃棄物対策を挙げて取り組んでおり、取り組みの状況と工程を廃炉中長期実行プラン[1]にて提示している。このうち、廃棄物対策では、当面 10 年程度に発生すると想定される固体廃棄物について，「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画」を 2016 年 3 月に策定し，2024 年 12 月に最新版を公表している[2]。本稿は，福島第一原子力発電所の廃止措置の廃棄物対策における、溶融設備の位置付けと概要、および今後の見通しを紹介する。

2. 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理と計画中の溶融設備

震災・事故直後、津波や水素爆発の影響から、1～4 号機周りに大量のがれきが散乱した。また、廃炉作業に必要な炉注水設備や水処理設備等の建設エリアを確保するため森林を伐採したことで、汚染土壌・伐採木が発生した。がれき・汚染土壌・伐採木は、現在約 50 万 m3（2024 年 12 月末現在）[2]となっており、構内に点在する屋外の一時保管エリアに保管している。

福島第一原子力発電所では廃棄物対策として、減容のための焼却・切断・破砕設備を整備し、運用を開始しており、固体廃棄物貯蔵庫の増設も進めている。また、廃棄物量発生量低減のための構内使用足場材の再使用などの対策も進めている。更に、コンクリートがれきは粉砕し構内において路盤材等に再利用しており、金属がれきは減容するための溶融設備の設置を検討している。溶融後の金属は再利用することも計画している[1]。

がれき・汚染土壌・伐採木は、現状の保管量と当面の 10 年程度での発生を合わせて約 69 万 m3[2]となると見込んでおり、約 29 万 m3 に減容して固体廃棄物貯蔵庫に保管する計画である。特に原廃棄物として約 20 万 m3 を占める金属がれきは、検討中の溶融設備にて溶融することで減容されるとともに Cs/Sr が除去され、3/4 程度は再利用可能と見込んでいる。

検討中の溶融設備は、鉄スクラップから鋼材を製造している普通鋼電炉工場で運用されているアーク溶融方式を採用し、数十万m3 を処理することを想定して、処理量は 120ton/日（30ton バッチ。4 回/日処理）としている。設備の設置は、2029 年度～2031 年度頃を目指している。溶融による除染効果については鉄スクラップに微量に含まれる Sr の挙動を測定確認するなどして、2000 程度の除染係数を見込めると考えており、引き続き調査を進めている。なお、同様の方式・規模の原子力発電所の金属廃棄物のリサイクル設備をフランスの EDF が計画中である[3]。

3. まとめ

福島第一原子力発電所の廃炉作業を円滑に進めるには、廃棄物の減容と再利用とを組み込んだ廃棄物管理の確立が必要であり、その一環としての金属廃棄物の溶融設備の実現に取り組んでいく。

参考文献

[1]廃炉中長期実行プラン 2024，東京電力ホールディングス株式会社，2024 年 3 月 28 日
[2]福島第一原子力発電所 固体廃棄物の保管管理計画～2024 年度改訂について～，東京電力ホールディングス株式会社，2024 年 12 月 2 日
[3] Fessenheim Technocentre: Seven Key Questions to Understand the Very Low-Level Radioactive Metals Recycling Project, https://sfeninenglish.org/fessenheim-technocentre-seven-key-questions-to-understand-the-very-low-level-radioactive-metals-recycling-project/, Sfen in English, October 18, 2024, 2025 年 2 月 4 日にリンク先表示可を確認

*Masakazu Takaki[1], [1]TEPCO HD

企画セッション | 部会・連絡会セッション：バックエンド部会

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

[2H_PL] 原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

座長:森下 喜嗣(TAS)

[2H_PL04] パネルディスカッション

講演者全員、松田 貴光[1]、奈良 篤人[2]、井口 哲夫[3] (1. 福井県、2. 経産省、3. 名大)

原子力施設の廃止措置円滑化や資源の有効活用の観点から、放射能濃度が極めて低い金属廃棄物を再利用していくことが重要である。これまで事業者が限定的に再利用を進めてきたが、社会の理解を得て建材等の工業製品へ利用規模を拡大し、資源リサイクルの仕組みに定着させていくことが重要である。
本企画セッションでは、金属廃棄物の再利用に関する事業者の取組みや、溶融処理を取り入れることで効率的に再利用しようとする福井県の取組みを紹介した後、これらの技術的及び政策的課題等について資源エネルギー庁や学識経験者を交えて意見交換を行い、参加者の理解促進の一助とする。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：海外情報連絡会

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

[2I_PL] 米国新政権の原子力政策について

座長:木藤 和明(日立GE)

[2I_PL01]
米国新政権の原子力政策について

*中塚 亨[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

海外情報連絡会セッション

米国新政権の原子力政策について
Nuclear energy policy of the new US administration

（1）米国新政権の原子力政策について

(1) Nuclear energy policy of the new US administration

*中塚 亨[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

2025 年 1 月 20 日にトランプ氏が 2 期目となる第 47 代米国大統領に就任した。就任当日に出された約 50 件の大統領行動の中には、世界のエネルギー（原子力を含む）のリーダーとしての地位の確立に向けた取組み等が盛り込まれた。エネルギーや閣僚人事に関連したいくつかの大統領令の内容から今後の原子力政策への影響を考える。

2. 政権の初動

大統領行動（大統領令（EOs）、覚書、宣言、その他の声明など）の中からエネルギーに関連するものをいくつか紹介する。

2-1. 米国エネルギーの解放

大統領令「米国エネルギーの解放」[1)]は、米国の手頃で信頼性の高いエネルギーと天然資源を解き放つことは国益となり、米国の繁栄が回復する。また、米国の経済と軍事の安全保障が再構築され、強さを通じて平和がもたらされるとしている。

以下の行動を指示している。

- 連邦政府機関に対し、「国内のエネルギー資源の開発に潜在的に負担をかける」措置の即時見直しを指示。特に石油、天然ガス、石炭、水力発電、バイオ燃料、重要な鉱物、および原子力エネルギー資源を挙げている。
- 特定の大統領令および規制措置の廃止と修正。
- 効率的な許可によるエネルギー優位性の実現。
- 環境分析における正確性の優先。
- 「グリーン・ニューディール」の終了。
- 米国の国家安全保障の保護。
- 米国の鉱物資源優位性の回復。

グリーン・ニューディールの中には、2022 年インフレ低減法（Inflation Reduction Act of 2022、IRA）[2)]またはインフラ投資・雇用法（Infrastructure Investment and Jobs Act、IIJA）[3)]を通じて計上された資金の支出を一時停止することも記載されている。IRA に含まれる原子力に対する税額控除はこの対象とならないが、2 つの法律により支出される原子力支援のための以下のプログラムは影響を受ける可能性がある。

- 民生用原子力クレジット・プログラム
- 先進的原子炉実証プロジェクト
- 第三+世代小型モジュール炉（SMR）プログラム
- 高アッセイ低濃縮ウラン（HALEU）製造
- 濃縮ウラン調達

2-2. 国家エネルギー緊急事態の宣言

大統領令「国家エネルギー緊急事態の宣言」[4)]は、米国のエネルギーの生産、輸送、精製、発電の不足が国

の経済、国家安全保障、外交政策にとって異常かつ特別な脅威であるとし、国家エネルギー緊急事態を宣言することで対処することを目的としている。「米国は国内で未実現のエネルギー資源を活用し、国際同盟国やパートナーに信頼性が高く、多様で、手頃なエネルギー供給を販売する潜在力を持っている。これにより、現在の経済で忘れ去られた米国人の雇用と経済的繁栄が創出され、米国の貿易収支が改善され、敵対的な外国勢力との競争に米国が勝利し、同盟国やパートナーとの関係が強化され、国際平和と安全が支援される。」と記されている

以下の行動を指示している。

- 緊急時の承認。
- エネルギー・インフラの提供の迅速化。
- 陸軍工兵隊が管理する水質浄化法(CWA)およびその他の法令に基づく緊急規制および全国的な許可。
- 絶滅危惧種法（ESA）緊急協議規則。
- 絶滅危惧種法委員会の招集。
- 協調的なインフラ支援。

この中で、「エネルギー」または「エネルギー資源」という用語は、原油、天然ガス、リース凝縮液、天然ガス液、石油精製製品、ウラン、石炭、バイオ燃料、地熱、流水の運動、および重要鉱物を意味する。」と定義されている。原子力もエネルギー資源として強化される可能性もあるが、化石エネルギーとどのような比重になっていくか、今後の推移をみる必要がある。

2-3. 国際環境協定において米国を第一に

大統領令「国際環境協定において米国を第一に」[5]は、自らの政権の政策は「米国経済に損害を与えたり、その成長を妨げる可能性のある国際協定の策定や交渉において、米国および米国国民の利益を最優先することである。」とし、米国連大使は、気候変動に関する国際連合枠組条約の下でのパリ協定からの米国の離脱を正式に書面で通知する文書を国連事務総長に速やかに提出することを目的としている。

以下の行動を指示している。

- 国連気候変動枠組条約（UNFCCC）に基づくパリ協定からの米国の即時離脱を文書で通告するよう、米国国連大使に指示。さらに、UNFCCC の下で締結された資金面を含む関連合意、協定等からの離脱を国連に文書で通告するよう指示。
- 米国国際気候資金計画の即時廃止、撤回。主要機関の長（エネルギー長官を含む）に対し、大統領令から 30 日以内に、国際気候資金計画を推進するために実施された政策の撤回または破棄するための行動の詳細を報告するよう指示。

2023 年のアラブ首長国連邦ドバイで開催された第 28 回 UNFCCC 締約国会議（COP28）において、米国を含む 22 か国が 2050 年までに原子力エネルギー容量を 3 倍に増やす宣言 [6]を発表し、原子力拡大の世界的な規模が高まった。米国がこの協定から離脱すると、今後、気候変動対策として国際的に原子力を打ち出していく流れにおいて米国のプレゼンスの低下が予想される。

2-4. 米国第一の通商政策

大統領覚書「米国第一の通商政策」[7]は、米国投資と生産性を促進し、米国の産業および技術上の優位性を高め、経済と国家の安全保障を守り、米国の労働者、製造業者、農家、牧場主、起業家、企業に利益をもたらす、強力で活力のある通商政策を確立するための戦略を概説している。

以下の要素が示されている。

- 不公平で不均衡な貿易への対処。
- 貿易赤字の調査。
- 外部歳入庁（ERS）の設立。

- 不公正貿易慣行の見直し
- 貿易協定の評価。
- 米国・メキシコ・カナダ協定（USMCA）の見直しに向けて、公開協議プロセスを開始。
- 中華人民共和国との経済および貿易関係。
- 通商代表部に米国と中国との間の経済貿易協定を再検討、必要に応じた関税等の措置の勧告を指示。

米国は、大型軽水炉の建設、運転や、SMR の開発において、国際的な原子力サプライチェーンを活用している。当該国に対する大きな関税が課された場合、原子炉構成要素のコストを上昇させ、既存炉の発電コストや新型炉の開発コストが上昇する可能性がある。

2-5. 人工知能における米国のリーダーシップへの障壁を取り除く

大統領令「人工知能における米国のリーダーシップへの障壁を取り除く」[8]は、米国の人工知能（AI）革新の障壁となっている既存の特定の AI 政策および指令を撤回し、米国が人工知能における世界的リーダーシップを維持するためにとる行動を示している。

以下の行動を指示している。

- AI アクションプランの策定
- 大統領令、関連政策の撤回

今後、AI やデータセンターのための電力需要の急増が予想されており、脱炭素目標に基づきこれに対応するために原子力エネルギー（SMR 等）を志向する企業が増えている。本大統領令は、AI 用途としての原子力の導入機会を促進する可能性がある。一方で、新規に SMR を導入し、運転開始するまでには長い期間が必要であり、当面は国家エネルギー緊急事態のもとで導入が促進されるであろう化石エネルギーにより需要を満たすものと見込まれる。

2-6. 人事

大統領行動「トランプ大統領が内閣および閣僚レベルの任命を発表」[9]において、エネルギー長官には、石油サービス会社「リバティー・エナジー」の創業者兼最高経営責任者（CEO）であり、SMR スタートアップ企業である Oklo の役員も務めた、クリストファー・ライト氏が指名され、米国議会上院の承認プロセスへ送られ、2 月 3 日に承認された。昨年 11 月に指名が発表された後、1 月 15 日には議会上院の公聴会に臨んでいるが、ここで氏は「原子力や LNG を含むエネルギー生産の拡大」を主張しており、基本的には原子力推進の立場と見られる。

大統領行動「上院に送られた指名」[9]において、エネルギー省副長官にジェームス・ダンリー氏が指名され、上院に送られた。ダンリー氏は第 1 期トランプ政権時に連邦エネルギー規制委員会（FERC）において、顧問弁護士、委員、後に委員長を務めた。

大統領行動「トランプ大統領が委員長と委員長代行を任命」[11]において、米国原子力規制委員会（NRC）院長に現委員のディビッド・ライト氏が任命された。D. ライト氏は、2018 年から委員を務めている。氏は、以前から規制の簡素化と明確化を求めている。リスク情報に基づく技術包括的な先進的原子炉の規制枠組みである 10 CFR Part 53 の簡素化を求めており、2 つの枠組みを含めるという当初の計画に対して、一部を不承認とし、合理化を求めた。

また、FERC 委員長に現委員のマーク・クリスティ氏が任命された。

3. 今後の見通し

原子力エネルギーは米国において超党派の支持が得られている数少ない分野であるが、原子力をクリーンエネルギーと明確に位置付けて各種の支援策を打ち出した前バイデン政権と比較し、トランプ政権では低コストで安定供給が可能なエネルギーとしての位置づけで推進していくものと思われる。従来の環境規制の緩

和が進められ、原子力エネルギーの研究開発、導入がどのように推移していくのか、今後の政策の具体的進展を見据える必要がある。

参考

1) Presidential Actions, Unleashing American Energy, Executive Order, January 20, 2025, Whitehouse.gov
2) H.R.5376 - Inflation Reduction Act of 2022, 117th Congress (2021-2022), Congress.gov
3) H.R.3684 - Infrastructure Investment and Jobs Act, 117th Congress (2021-2022), Congress.gov
4) Presidential Actions, Declaring A National Energy Emergency, Executive Order, January 20, 2025, Whitehouse.gov
5) Presidential Actions, Putting America First in International Environmental Agreements, Executive Order, January 20, 2025, Whitehouse.gov
6) Declaration to Triple Nuclear Energy, December 1, 2023
7) Presidential Actions, America First Trade Policy, January 20, 2025, Whitehouse.gov
8) Presidential Actions, Removing Barriers to American Leadership in Artificial Intelligence, Executive Order, January 23, 2025, Whitehouse.gov
9) Presidential Actions, President Trump Announces Cabinet and Cabinet-Level Appointments, January 20, 2025, Whitehouse.gov
10) Presidential Actions, Nominations Transmitted to the Senate, January 22, 2025, Whitehouse.gov
11) Presidential Actions, President Trump Designates Chairmen and Acting Chairmen, January 20, 2025, Whitehouse.gov

*Toru Nakatsuka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

©日本原子力学会

3A_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

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。

3A_PL01-02 は同予稿

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. 中嶌純也, 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

3A_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

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。

3A_PL01-02 は同予稿

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. 中嶌純也, 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。

©日本原子力学会

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)

©日本原子力学会

2025年春の年会

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スはマクロパルス内部のミクロパルスがピコ秒の時間幅であること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。

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

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

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。

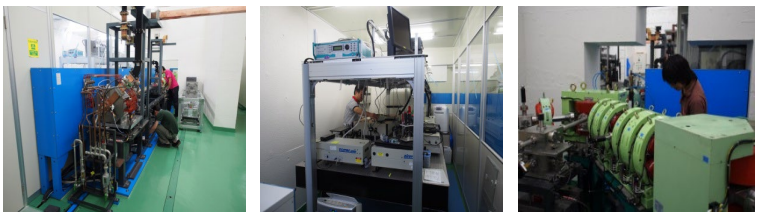


Fig.2　レーザーフォトカソード RF 電子銃 S バンドライナックによるフェムト秒パルスラジオリシスシステム

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ろう。

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ッ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

ンシャル以下）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.

2025年春の年会

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[1]

[1]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を把握する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 Muroya[1]

[1]SANKEN, Osaka Univ.

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会

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[1]
[1]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度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 Sakaue[1]

[1]The 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)

©日本原子力学会

2025年春の年会

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[1]
[1]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。

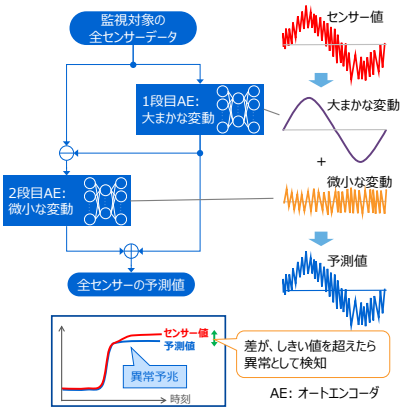


図 1　異常予兆検知システム

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。

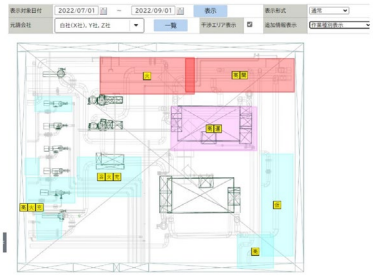


図 2 エリア管理システム

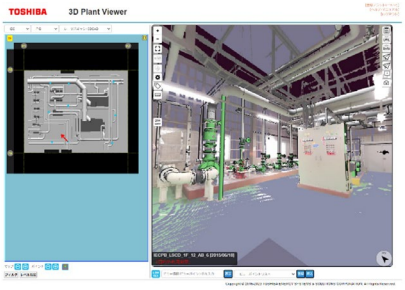


図 3 3D プラントビューワ

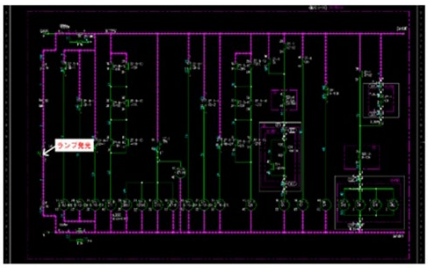


図 4 電気系アイソレーション管理システム

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に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 Osaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions.

2025年春の年会

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]、新間 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者や監理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。

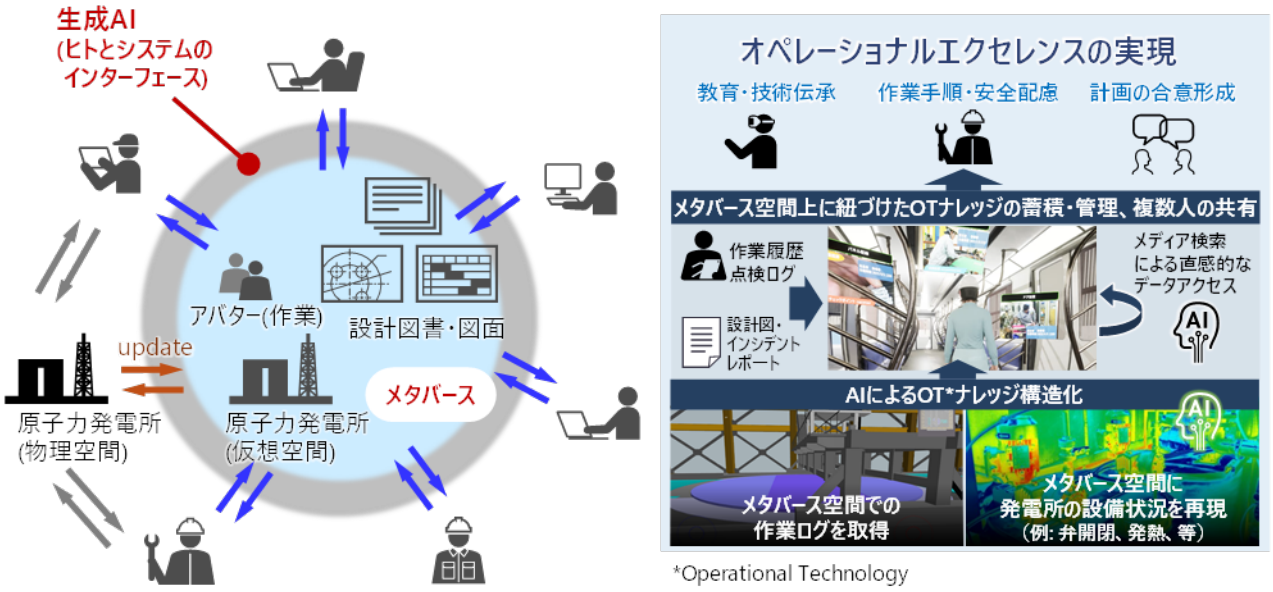


図１． 原子力発電所におけるメタバース利用のイメージ

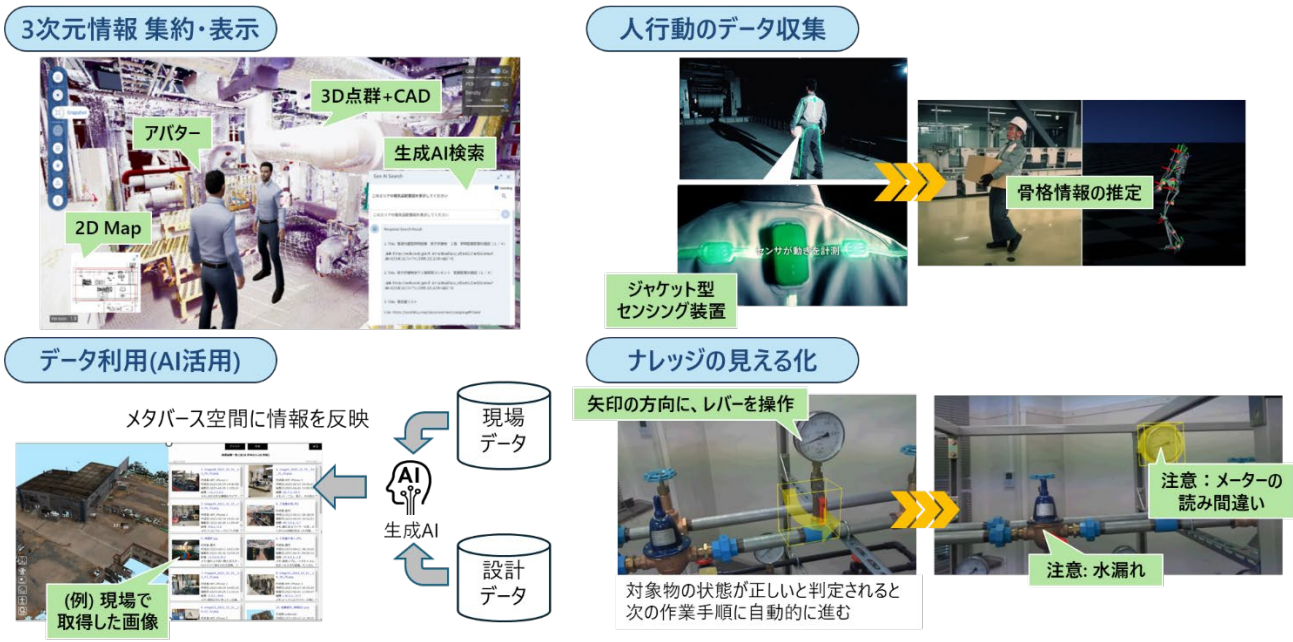


図２． 原子力分野のメタバースに関連する要素技術（例）

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（3D CAD）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。

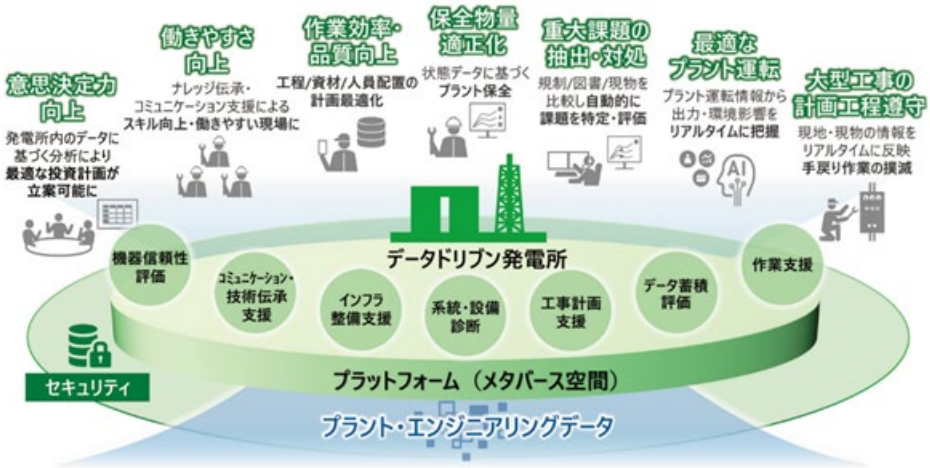


図３． データドリブン発電所のイメージ

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ライズの例を示す。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]。

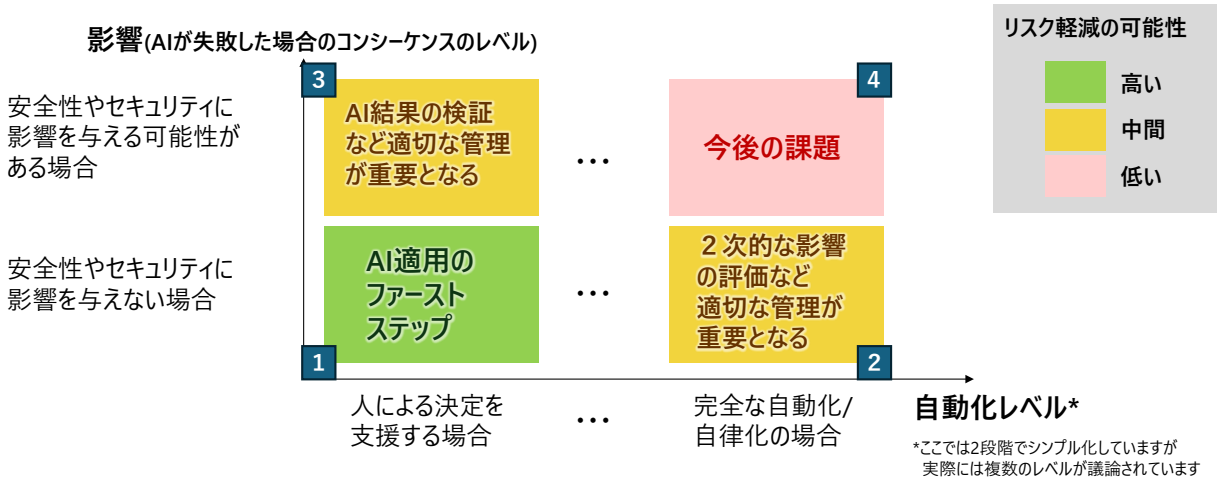


図４． AI のリスクと自動化レベルによるカテゴリ分類の例

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、現場作業者に対して遠隔地からの指示、作業者の異常行動検知、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 Kono[1], Satoshi Okad 1 a[1], Masatoshi Takada[1], Hiroki Ohashi[2], Daisuke Shinma[2],
Fumio Hatori[3], Yuichi Yashiro[3], and Toshihiro Sugajima[3]

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

2025年春の年会

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[1]
[1]JAEA

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。

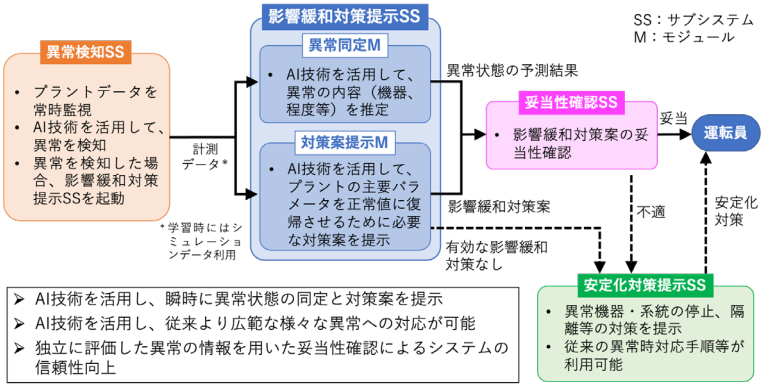


図 1　運転員支援異常時対応システム

*Shigeru Takaya[1] and *Norihiro Doda[1]

[1]JAEA

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[5]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[5]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[5]。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]。

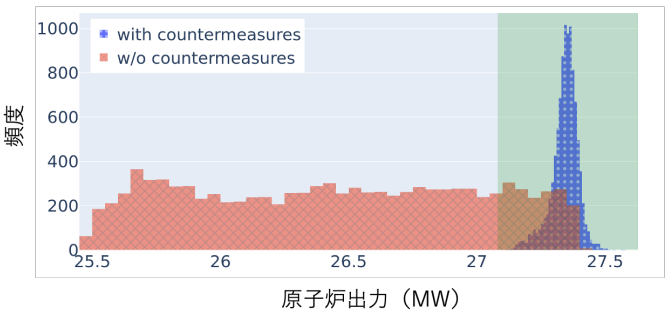


図2 対策実行有無による異常発生後の原子炉出力[5]

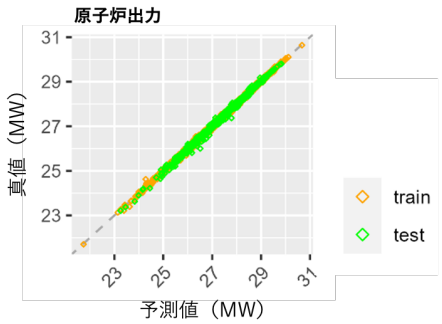


図3 AIサロゲートモデルの予測値と真値の比較[5]

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）を組み合わせて用いることで、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、分野間での取合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合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、取合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。

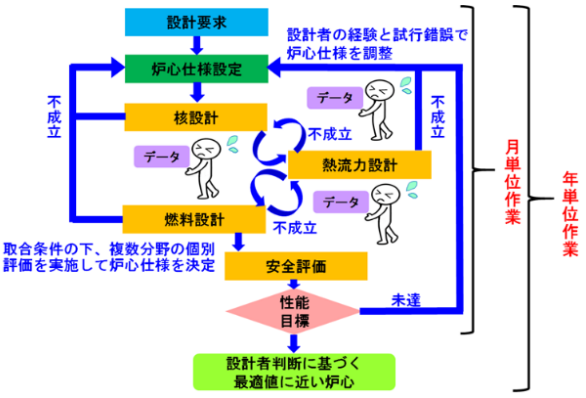


図 4　個別解析による炉心設計プロセス（従来）

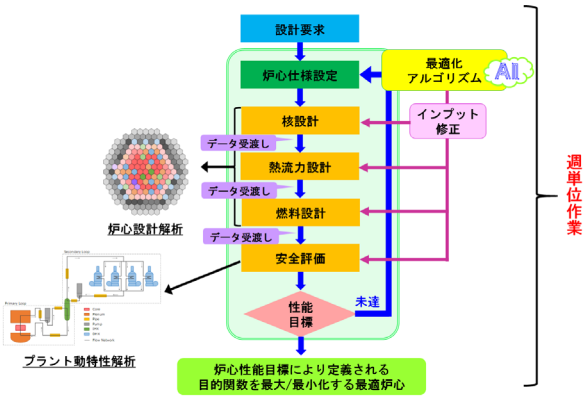


図 5　連携解析による炉心設計プロセス（新）

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 炉心体系の核設計解析（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。

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

ここで、$\hat{\boldsymbol{x}}$は次の探索点、 τ は m 点の探索点$\{\boldsymbol{x}_1, \cdots, \boldsymbol{x}_m\}$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。

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

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

ここで$\tilde{c}(\hat{\boldsymbol{x}})$は GP 回帰で予測される制約条件関数、$\lambda$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。

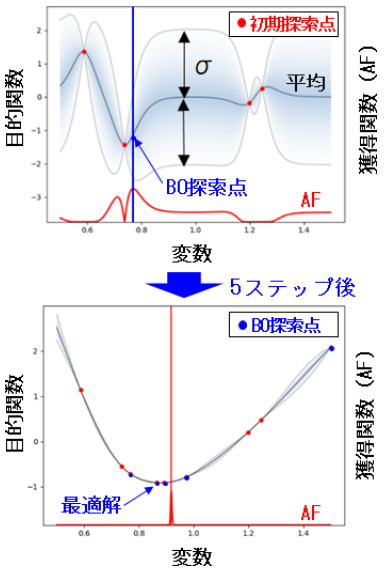


図 6　単目的 1 変数の最適化問題へのベイズ最適化の適用例

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

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

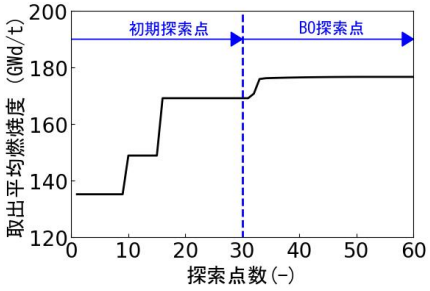


図 7　単目的最適化問題の収束過程

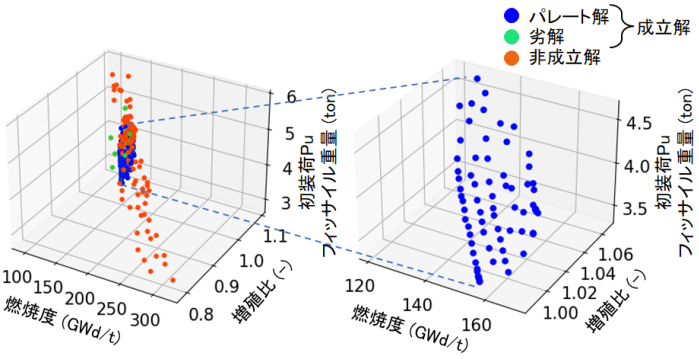


図 8　多目的最適化問題の解析結果（パレート解集合）

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) 宮﨑他, 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 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)

©日本原子力学会

3D_PL01-02 は同予稿

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[3]
[1]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、知識の習得やモティ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[i]）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

[i] 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、それらのアイディ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ればそれだけ、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、モティ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 YAGI[1], *Tomoki OHASHI[2] and Makoto TAKAHASHI[3]

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

3D_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

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[3]

[1]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、知識の習得やモティ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[i]）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

[i] 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、それらのアイディ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ればそれだけ、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、モティ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 YAGI[1], *Tomoki OHASHI[2] and Makoto TAKAHASHI[3]

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

©日本原子力学会

2025年春の年会

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[1]

[1]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。爆発的な拡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ためと考えている。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、初回に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 Furuya[1]

[1]Waseda Univ.

2025年春の年会

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[1]
[1]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。これまでに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しての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 Aragane[1]
[1]NEL.

2025年春の年会

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[1]

[1]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や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，定数や実験相関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し，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。そこでは，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と，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，エネ庁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流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 値に関係する放出係数，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容れやすいものと思料する。

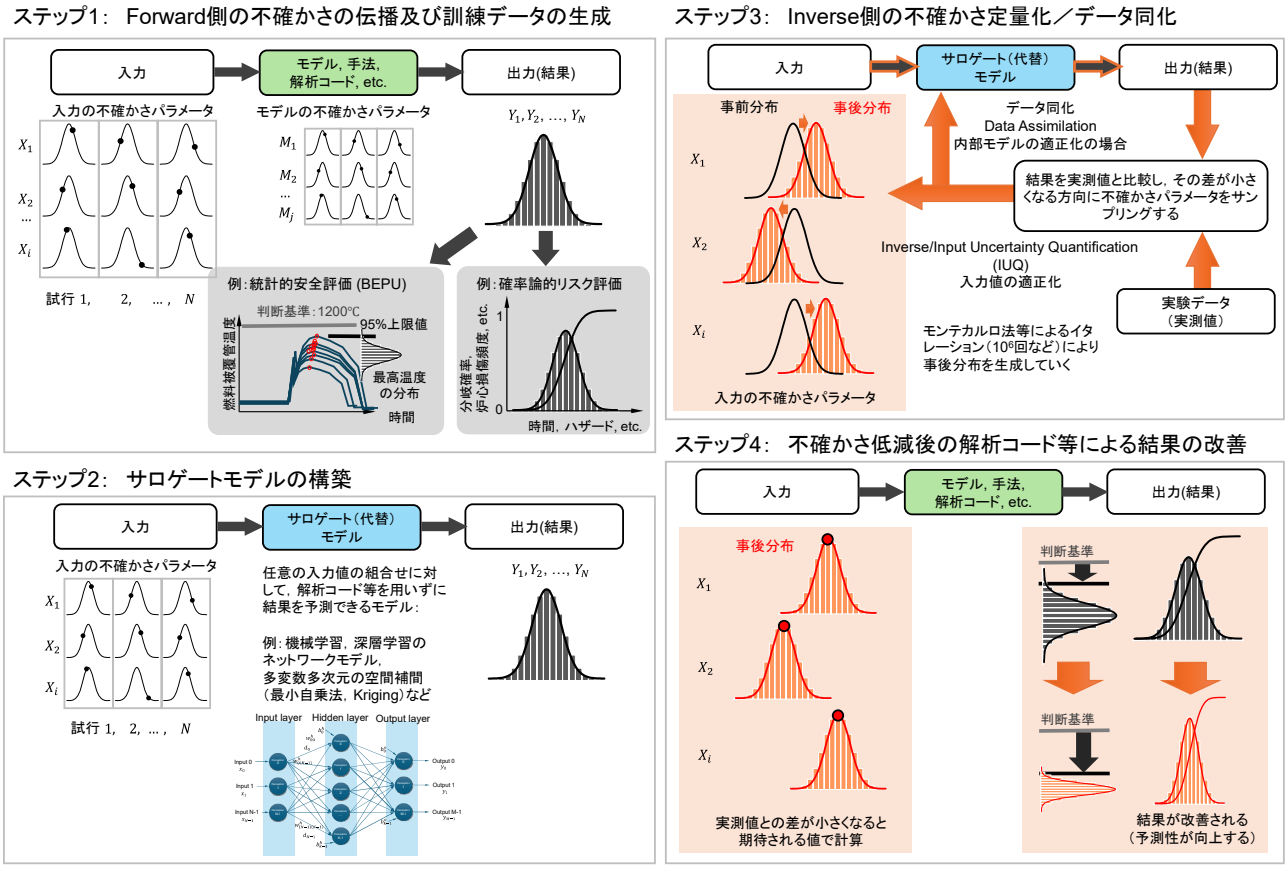


図 1　SAPIUM 手法やデータ同化における逆不確かさ定量化・低減(IUQ)の手順の概要

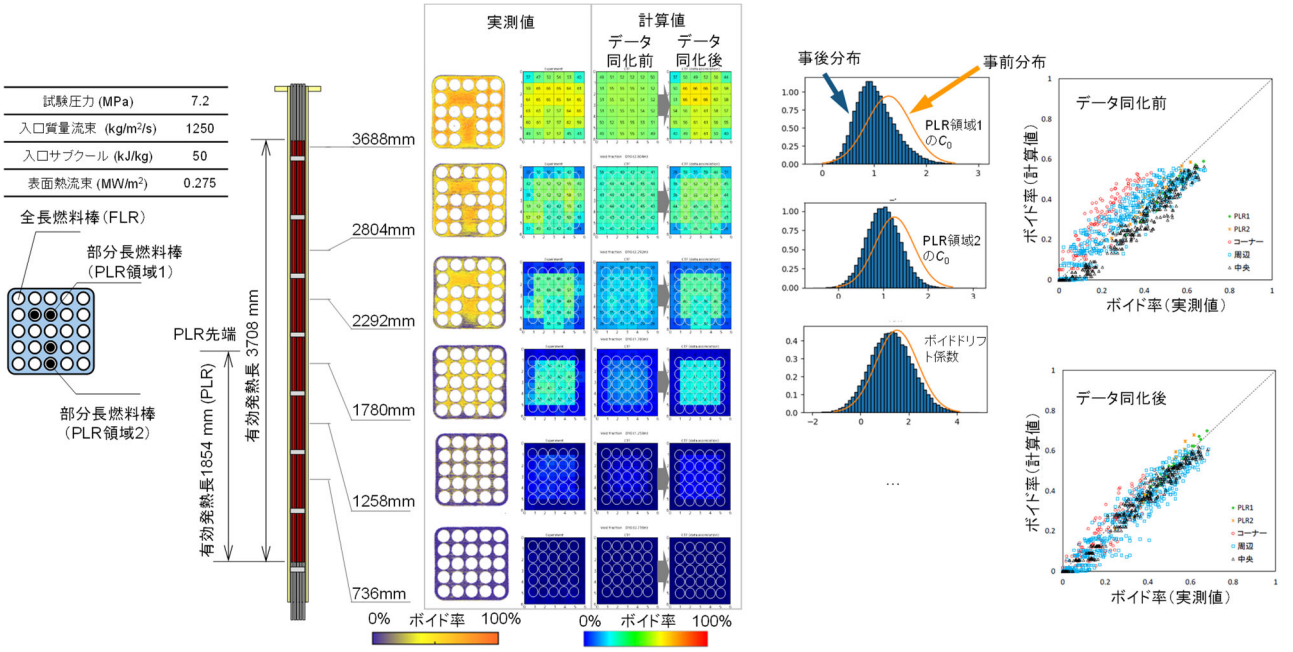


図 2　データ同化によるサブチャンネル解析のボイド分布の予測性の向上

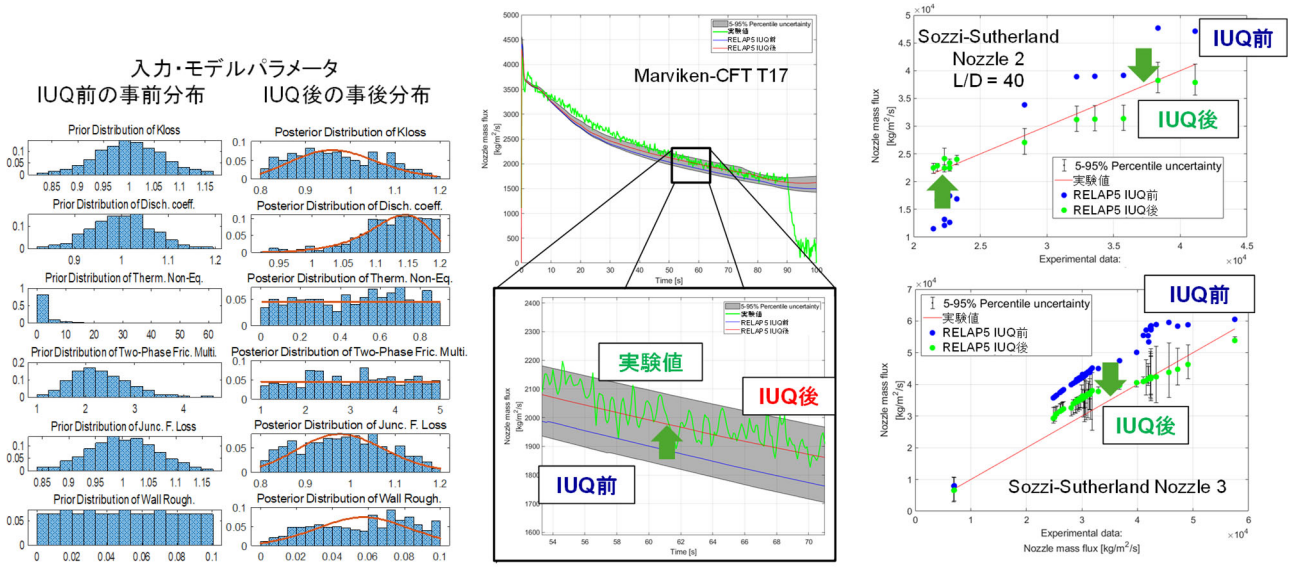


図 3　IUQ による LOCA 時の臨界流試験解析の再現性の向上

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 Ui[1]
[1]CRIEPI

2025年春の年会

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

（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 [1]
[1]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）。

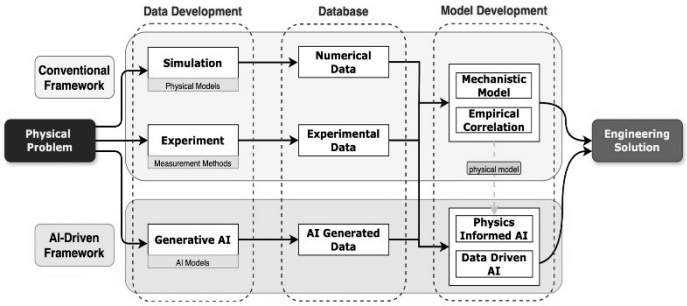


図１　熱流動における AI 駆動型フレームワークの一例

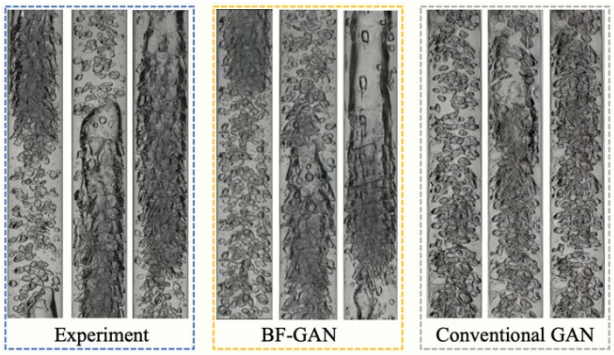


図 2 生成 AI による二相流画像と高速度カメラによる撮影画像との比較

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 Miwa[1]
[1]The 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)

©日本原子力学会

2025年春の年会

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[1]
[1]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[1)]。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、1 F 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

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	20250 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 Koji[1]
[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI

2025年春の年会

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[1]
[1]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 Takata[1]
[1]The 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ブロワーの点検頻度を 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 日福島県楢葉町 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

2025年春の年会

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[1]
[1]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的な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、保修や運転等、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。

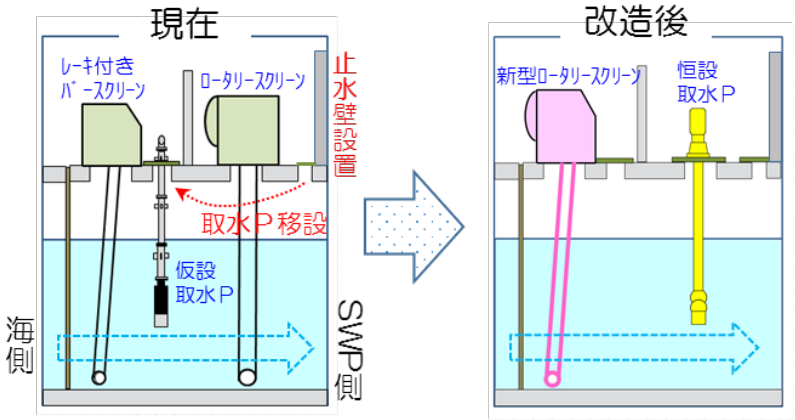


図1　工事概要

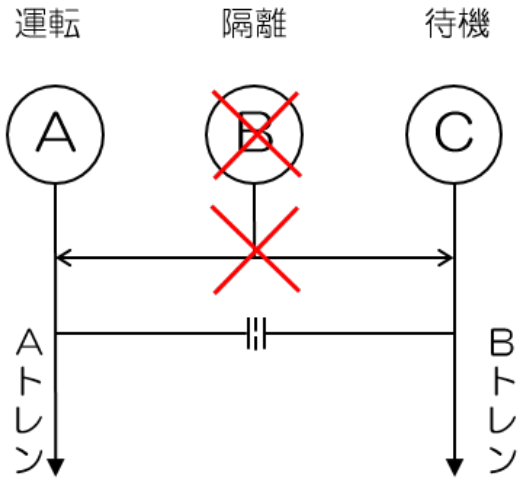


図2　工事実施中の海水系統

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 Dicision 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 Dicision 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、Dicision 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かったためである。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　CBDTM 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

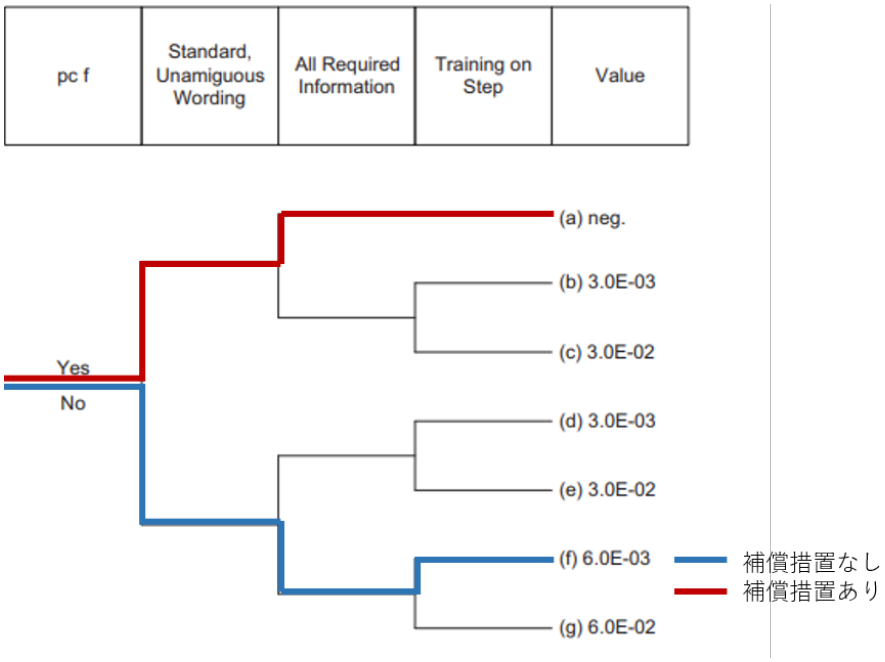


図3　Decision tree for p_cf: misinterpret instruction【2】

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	ΔCDF（補償措置実施後）	ΔCDF（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。

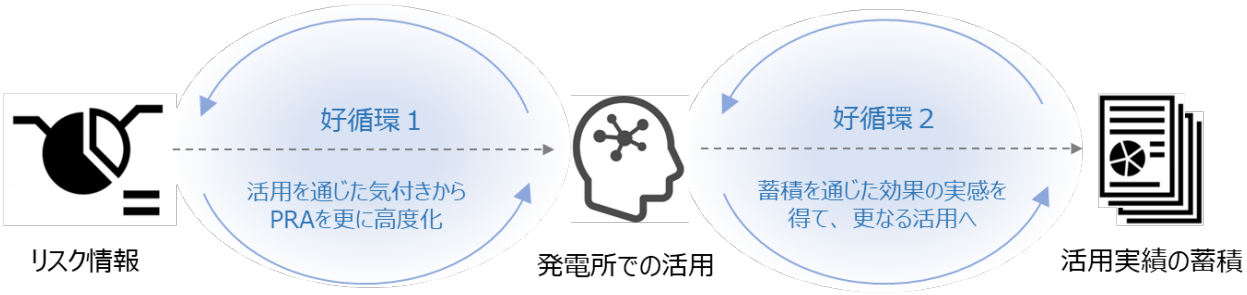


図 4 リスク情報活用の好循環の概念図

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 Ikuno[1] , Takeshi Numata[1] and Tomohiko Inui[1]

1 The Kansai Electric Power CO., INC.

2025年春の年会

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[1]
[1]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 の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 以上のシナリオ兎を対象に 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ーフェース（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。

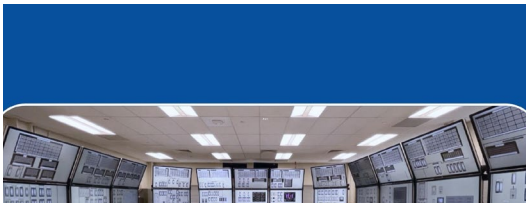


図 3 ヒューマンシステムシミュレーションラボ（HSSL）

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。

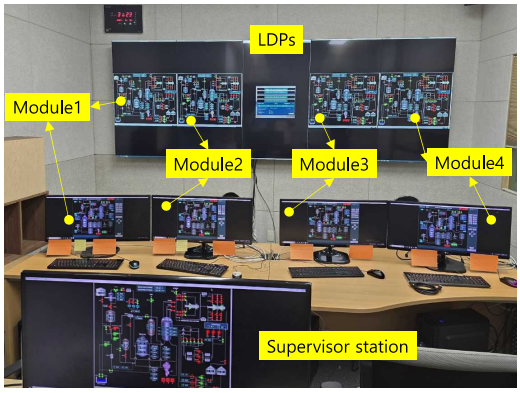


図 5 4 つのモジュールを統合した実験シミュレータ

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とで、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。

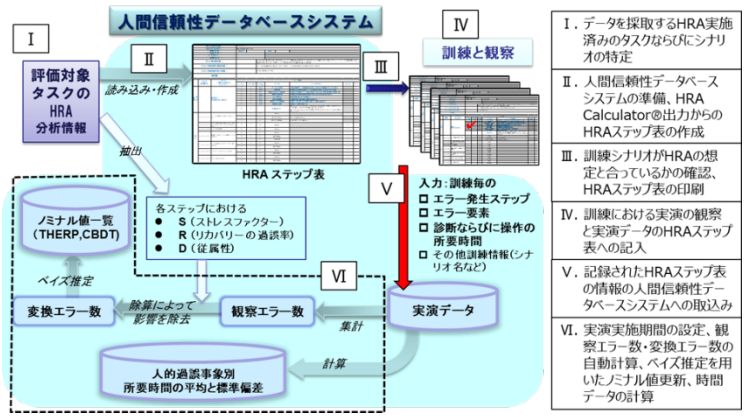


図 6　人間信頼性データ収集システムの流れ

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”となってしまっていた。

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の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 Yukihiro[1]

[1]Nclear 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)

©日本原子力学会

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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[3]
[1]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㈱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・汚染物が取り出される。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、その結果を廃棄鬱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

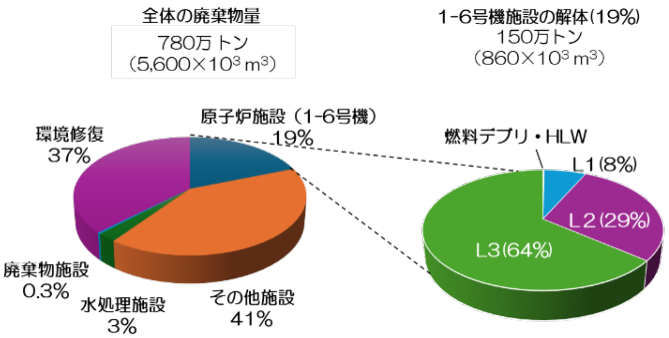


図２　原子炉施設(1-6 号機)の放射能レベルに応じた物量割合の推定

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、廃棄体化、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。

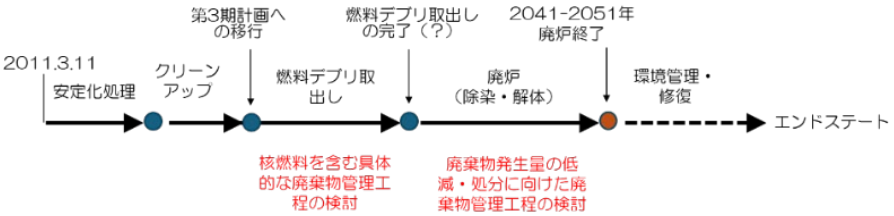


図３　1F 廃炉タイムラインの概略

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 Yanagihara[1], Daisuke Kawasaki[1], Takashi Asano[2] and Naoko Watanabe[3]

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

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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[3]
[1]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、炉心溶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圧力容器及びペデスタル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	○	○	○	□
ペデスタル部	△	△	○	□
ペデスタル底部	△	○	○	□

○；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砕・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となる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・化学的特性の分析などが必要となるが、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 Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1], Takashi Asano[2] and Naoko Watanabe[3]
[1]University of Fukui, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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[3]
[1]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など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。

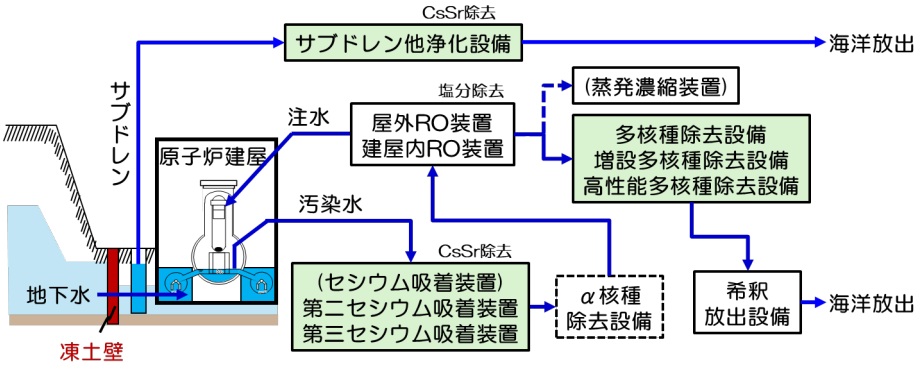


図１　主な汚染水処理設備（実施計画および廃炉中長期実行プラン[1]をもとに作図）

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m3
2	第二セシウム吸着装置	〃	265本	約200万m3
3	第三セシウム吸着装置	〃	22本	約30万m3
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m3
		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m3
6	サブドレン他浄化設備	〃	54本	約170万m3

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 100m^3/日以下に抑制(2025 年内)、②汚染水発生量を 50～70m^3/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 80m^3/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ついて簡単に示す。表１に示した使用済みベッセル、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ていされるため、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㈱、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㈱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㈱、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 Asano[1], Satoshi Yanagihara[2], Daisuke Kawasaki[2] and Naoko Watanabe[3]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]University of Fukui, [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

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[2]
[1]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

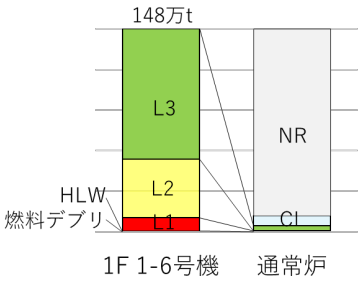


図 1 1F1-6 号機からの廃棄物発生推計量(通常炉との比較)

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

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。

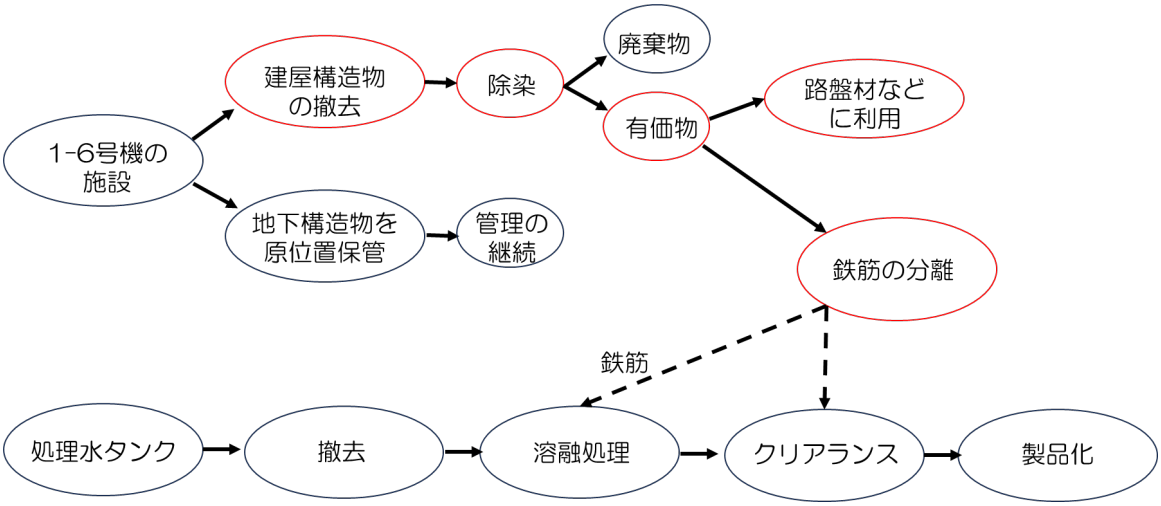


図 2　コンクリート構造物及び使用済みの処理水タンクを有効利用するシナリオ例

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 Watanabe[1], Satoshi Yanagihara[2], Takashi Asano[3], Daisuke Kawasaki[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]HGNE

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)

©日本原子力学会

2025年春の年会

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	• 燃料破損限界の検討 ➢ 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 ➢ 最悪想定の検討 ➢ 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	• 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 ➢ 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 ➢ 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	• LBE 選定の考え方 ➢ 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	• 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	• 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	• 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。

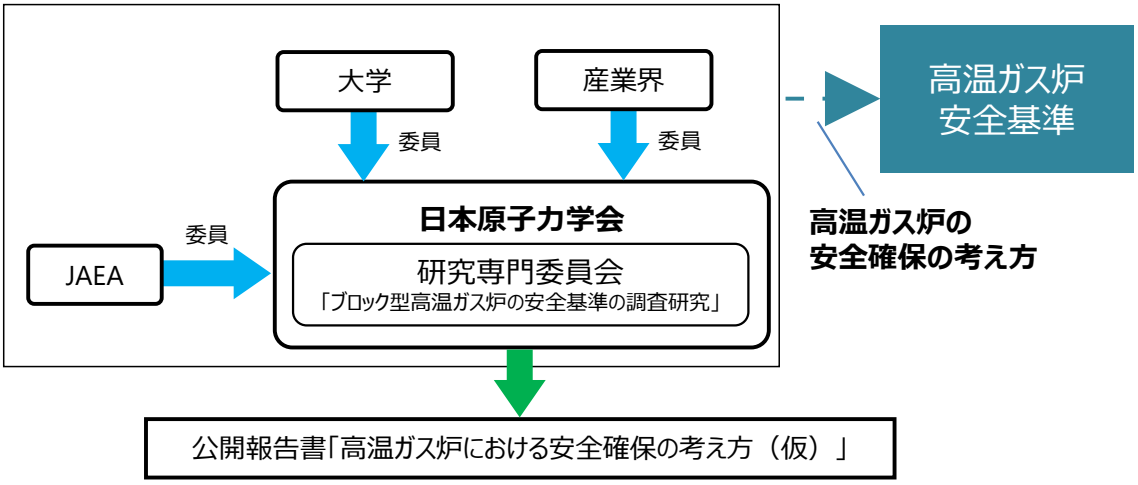


図１　専門委員会の概要

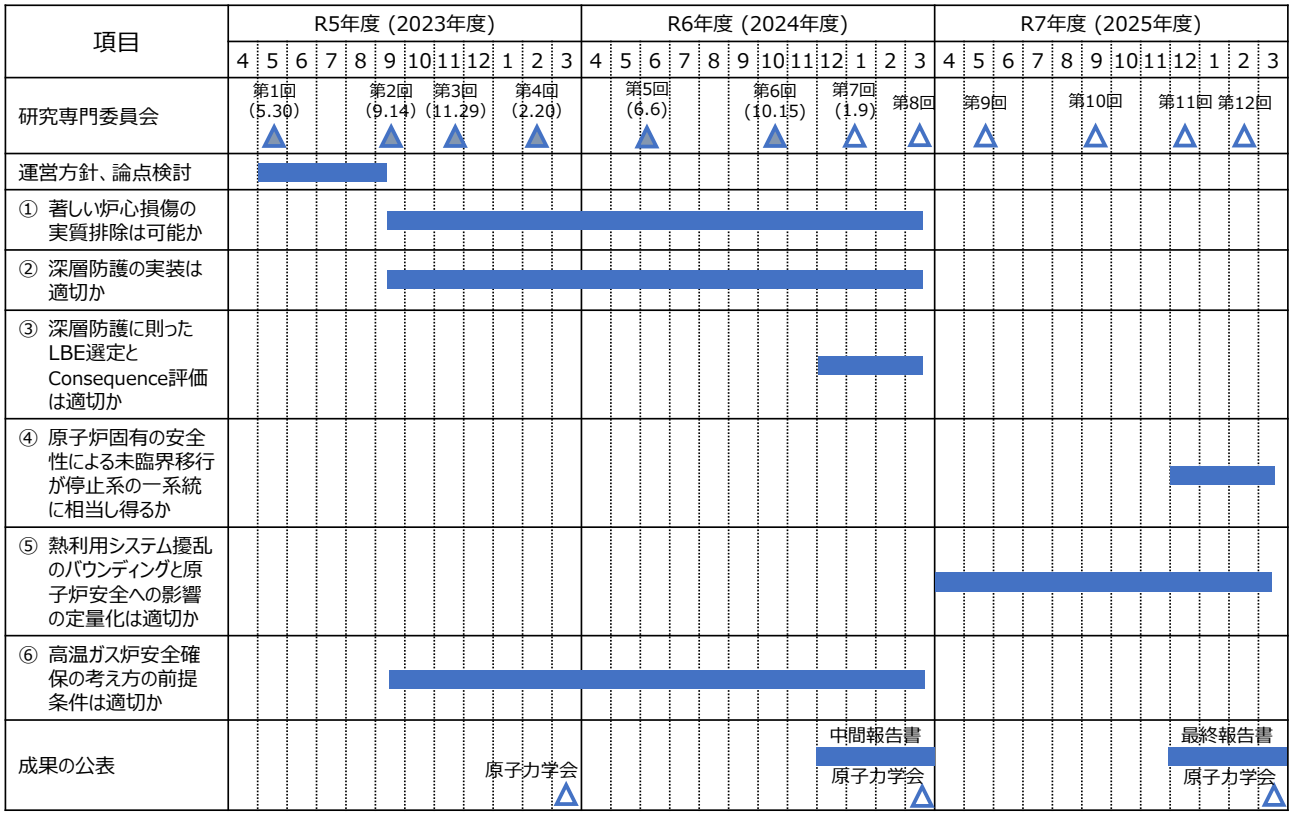


図２　検討スケジュール

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 Yamamoto[1]

[1]Nagoya University

2025年春の年会

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。

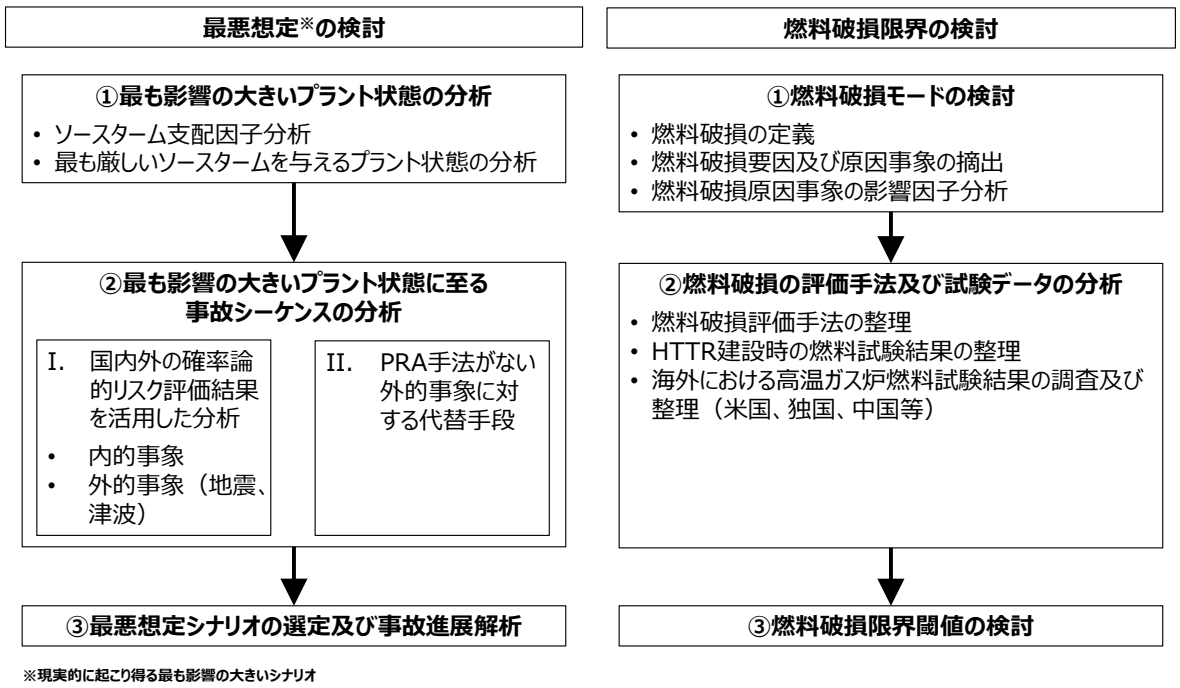


図１　論点「炉心の著しい損傷の排除は可能か」検討フロー

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	• 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。	• 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	• 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。	• 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

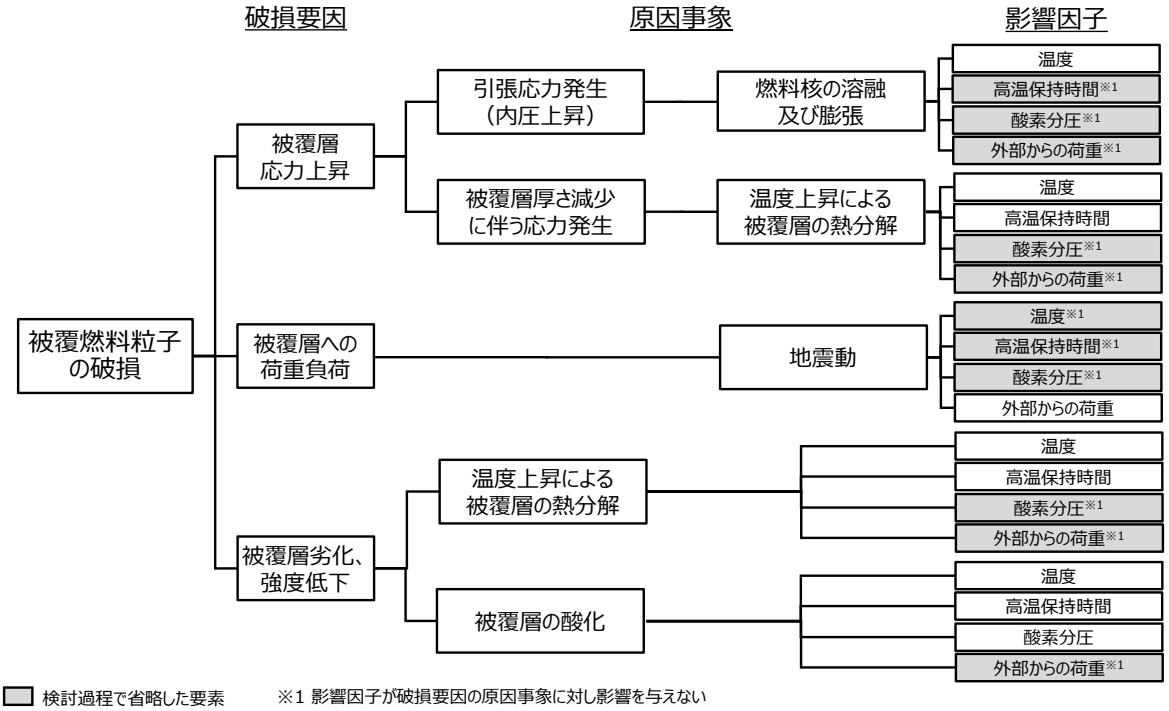


図２　緩和設備の多重故障時における燃料破損モードに関するマスターロジックダイアグラム

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 Fuketa[1],

[1]The University of Tokyo

2025年春の年会

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]，韮澤 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
1段目	事故の発生防止
2段目	事故の影響緩和
3段目	敷地外における放射線影響緩和

防護レベル	目的	関連するプラント状態
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
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
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
設計対応	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
設計対応	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
設計対応	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	5	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)	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

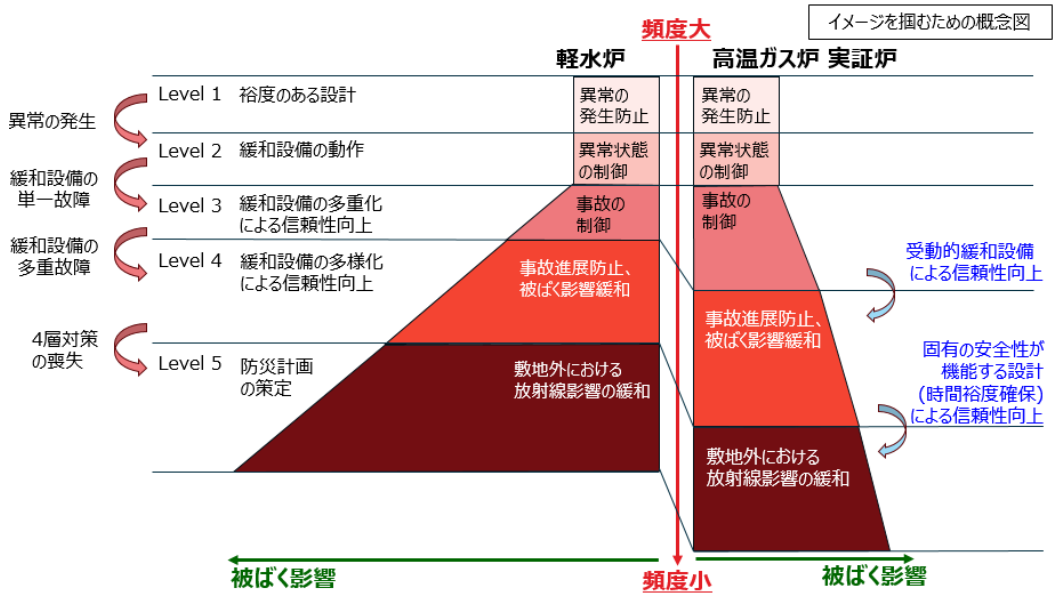


図 3　高温ガス炉実証炉の深層防護案

*Masayuki Kauchi[1], Wataru Sakuma[1], Motoki Konno[1], Takayuki Nirasawa[1], Hiroyuki Sato[2], Nariaki Sakaba[2]
[1]MHI – Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.　[2]JAEA – Japan Atomic Energy Agency

2025年春の年会

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」を摘出
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）を摘出
⑤ ③で摘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、以下条件をいず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。

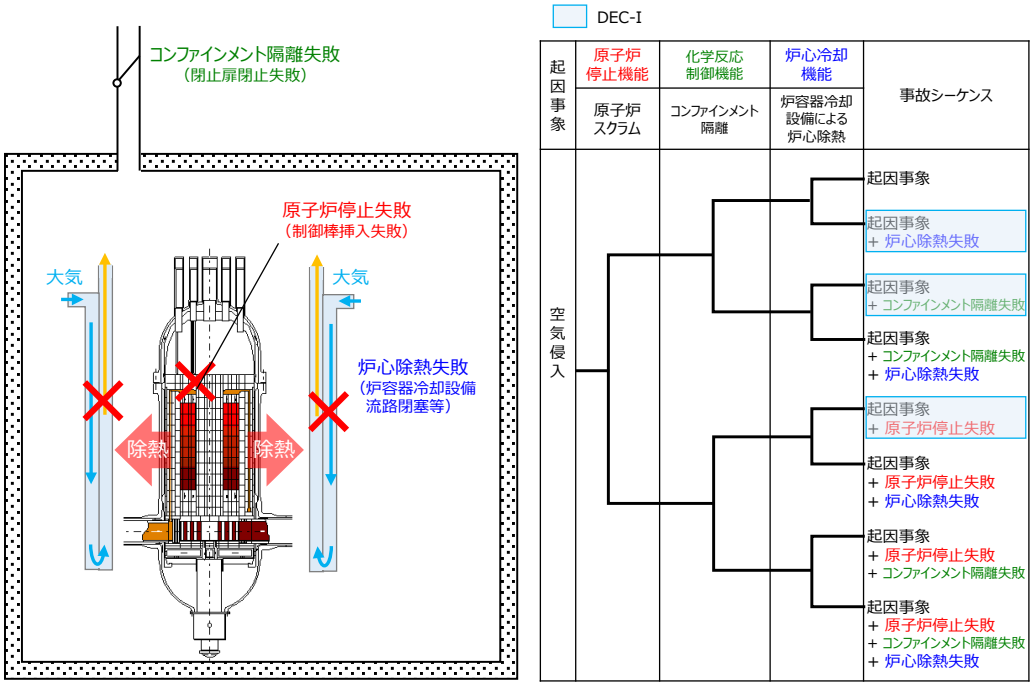


図 1　DEC-I の選定例

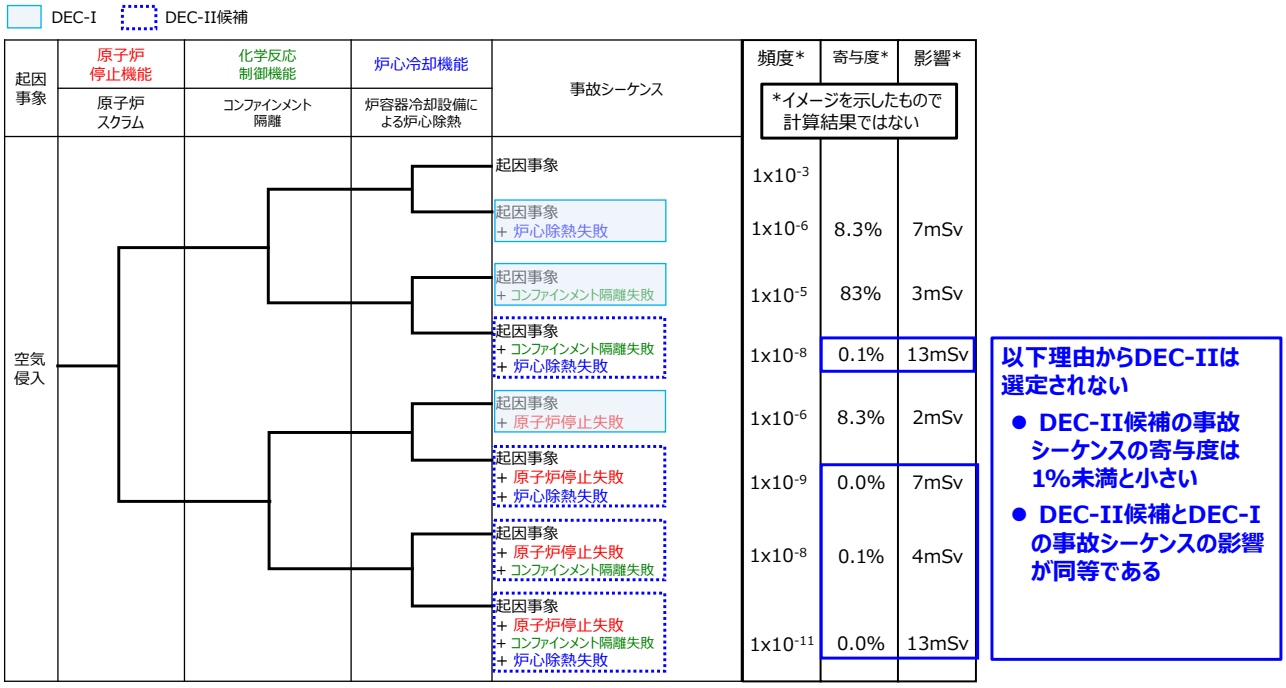


図 2　DEC-II の選定例(頻度・寄与度・影響については、説明のためのイメージ)

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 Sato[1], Nariaki Sakaba[1]

[1]Japan 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 I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 Erickson[1] (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)

©日本原子力学会

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

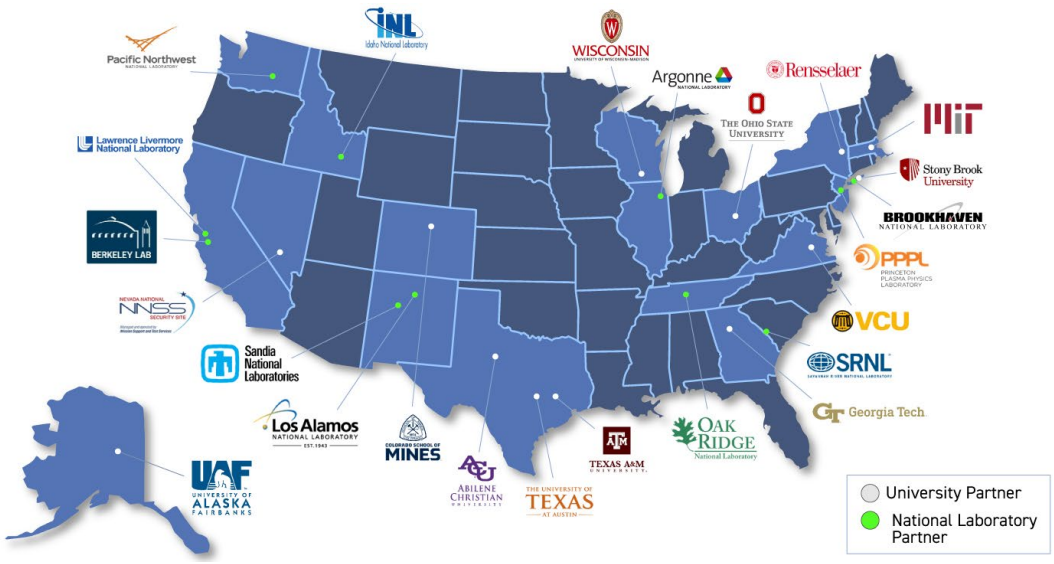
世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来
Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

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

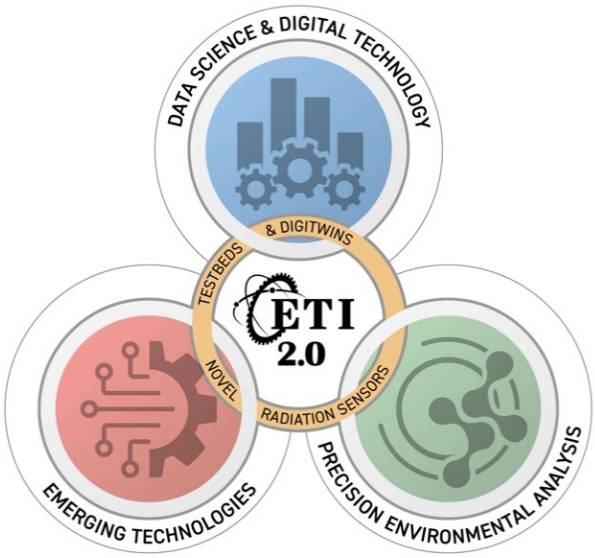
*Anna Erickson[1], Pavel Tsvetkov[2]

[1]Georgia Tech, [2]Texas 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.

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

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

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

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