2023年3月13日(月)

A会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[1A_PL] 核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開

座長:林 巧(QST)

13:00 ～ 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[1A_PL01] 核融合研の新体制（ユニット）の概要

*吉田 善章[1]（1. 核融合研）

[1A_PL02] 様々な超高流束場と協奏する材料の創製

*長坂 琢也[1]（1. 核融合研）

[1A_PL03] プラズマ・複相間輸送ユニットにおける炉工学研究

*増崎 貴[1]（1. 核融合研）

[1A_PL04] 超伝導・低温工学ユニットの研究計画

*平野 直樹[1]（1. 核融合研）

[1A_PL05] 核融合プラントからの新たなエネルギー創出の可能性とその安全性

*芦川 直子[1]（1. 核融合研）

[1A_PL06] 東芝エネルギーシステムズ社の核融合への取組と核融合研究進展への期待

*早川 敦郎[1]（1. 核融合研）

[1A_PL07] 総合討論

講演者全員

2023年3月14日(火)

A会場

企画セッション | 総合講演・報告 |「原子力アゴラ」調査専門委員会　核燃およびRI等研究施設検討・提言分科会

[2A_PL] 原子力人材育成と核燃・ RI研究施設との関わり

座長:斉藤 拓巳(東大)

13:00 ～ 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[2A_PL01] 核燃および RI等研究施設検討・提言分科会概要

*佐藤 修彰[1]（1. 東北大）

[2A_PL02] 人材育成と核燃・ RI研究施設の必要性

*上坂 充[1]（1. 原子力委員会）

[2A_PL03] 大学等 RI施設の状況と対応

*渡部 浩司[1]（1. 放射線施設協議会、東北大）

[2A_PL04] 総合討論

佐藤 修彰[1]、上坂 充[2]、渡部 浩司[3]、新井 知彦[4]、熊谷 直樹[5]、森下 泰[5]（1. 東北大、1. 原子力委員会、3. 放射線施設協議会、東北大、4. 文科省、5. 規制庁）

2023年3月15日(水)

A会場

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[3A_PL] グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

座長:岡本 孝司(東大)

13:00 ～ 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[3A_PL01] 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの適用

*田中 健一[1]（1. エネ総研）

[3A_PL02] 廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

*工藤 清一[1]（1. MHI）

[3A_PL03] 総合討論

岡本 孝司[1]、田中 健一[2]、工藤 清一[3]（1. 東大、2. エネ総研、3. MHI）

2023年3月14日(火)

B会場

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

[2B_PL] 都市域での放射線テロ対策の最前線

座長:永井 晴康(JAEA)

13:00 ～ 14:30 B会場 (11号館1F 1102)

[2B_PL01] 核セキュリティ対策に資する検知技術と初動対応

*土屋 兼一[1]（1. 科警研）

[2B_PL02] 局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDASの開発と放射線テロ対策への応用

*中山 浩成[1]（1. JAEA）

[2B_PL03] 総合討論：放射線テロ対策にシミュレーション情報をどのように活用したら良いか？

全講師および会場参加者

2023年3月13日(月)

C会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[1C_PL] 原子力規制の変更から10年。原子力安全部会の活動を批判的に振り返る

座長:山本 章夫(名大)

13:00 ～ 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[1C_PL01] 原子力安全部会の課題と挑戦

*更田 豊志[1]（1. 元規制委員会）

[1C_PL02] 総合討論

更田 豊志[1]、糸井 達哉[2]、竹山 弘恭[3]（1. 元規制委員会、2. 東大、3. 中部電力）

©日本原子力学会

2023年3月14日(火)

C会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会[標準委員会、土木学会原子力土木委員会共催]

[2C_PL] 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

座長:糸井 達哉(東大)
13:00 ～ 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[2C_PL01] 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方2021の概要
*成宮 祥介[1]（1. 原安進）

[2C_PL02] 安全目標の役割と普及
*山口 彰[1]（1. 原安協）

[2C_PL03] 地震・津波重畳による事故シナリオ
*桐本 順広[1]（1. 電中研）

[2C_PL04] 地震起因の内部溢水による事故シナリオ
*白井 孝治[1]（1. 電中研）

[2C_PL05] 原子力土木委員会との連携活動（リスコミ、原子力地震複合防災）
*蛯沢 勝三[1]（1. 土木学会）

[2C_PL06] 討議
糸井 達哉[1]、成宮 祥介[2]、山口 彰[3]、桐本 順広[4]、白井 孝治[4]、蛯沢 勝三[5]（1. 東大、2. 原安進、3. 原安協、4. 電中研、5. 土木学会）

2023年3月15日(水)

C会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[3C_PL] BWR型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み

座長:北田 孝典(阪大)
13:00 ～ 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[3C_PL01] 柏崎刈羽原子力発電所7号機における力量向上の取り組みについて
*伊能 政雄[1]（1. 東電HD）

[3C_PL02] 女川原子力発電所2号機における安全対策について
*猪股 一正[1]（1. 東北電力）

[3C_PL03] 島根原子力発電所2号機におけるブローアウトパネル閉止装置について
*中島 大志[1]（1. 中国電力）

2023年3月13日(月)

D会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | シニアネットワーク連絡会

[1D_PL] 次世代革新炉について語ろう

座長:早野 睦彦(SNW)
13:00 ～ 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[1D_PL01] 次世代革新炉の種類と開発のポートフォリオ
*齋藤 伸三[1]（1. SNW）

[1D_PL02] 次世代革新炉の意義とその役割について
*針山 日出夫[1]（1. SNW）

[1D_PL03] 革新炉開発がいざなう次世代の原子力技術者
*高木 直行[1]（1. 東京都市大）

[1D_PL04] 学生視点からの革新炉政策
*篠原 知篤[1]（1. 東京都市大）

[1D_PL05] パネル討論：次世代革新炉に期待すること
モデレータ：針山日出夫[1]、齋藤 伸三[1]、高木 直行[2]、篠原 知篤[2]、堀越 蓮[3]、田丸 友也[2]（1. SNW、2. 東京都市大、3. 東工大）

2023年3月14日(火)

D会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[2D_PL] エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化

座長:石川 顕一(東大)
13:00 ～ 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[2D_PL01] エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化
*黒田 雄二[1]（1. 海外電力調査会）

2023年3月15日(水)

D会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[3D_PL] 放射線標準のトレンド

座長:山田 崇裕(近大)
13:00 ～ 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[3D_PL01] 中性子標準の現在と今後
*松本 哲郎[1]（1. 産総研）

[3D_PL02] ラドンの標準化に関する国際動向
*床次 眞司[1]（1. 弘前大）

[3D_PL03] JAEAにおける二次標準の現状について
*谷村 嘉彦[1]（1. JAEA）

2023年3月14日(火)

E会場

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

[2E_PL]「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研

©日本原子力学会

究炉計画の現状
座長:峯尾 英章(JAEA)
13:00 ～ 14:30 E会場 (12号館2F 1225)

[2E_PL01] 新試験研究炉の概念検討
*辻本 和文[1] (1. JAEA)
[2E_PL02] 新試験研究炉の幅広い利用運営
*日野 正裕[1] (1. 京大)
[2E_PL03] 新試験研究炉利用に向けた地元関係機関との連携構築
*宇埜 正美[1] (1. 福井大)

2023年3月15日(水)

E会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 「シグマ」調査専門委員会[核データ部会共催]

[3E_PL] シグマ委員会設立60周年記念
座長:渡辺 幸信(九大)
13:00 ～ 14:30 E会場 (12号館2F 1225)

[3E_PL01] シグマ委員会60年の歩み
*深堀 智生[1] (1. JAEA)
[3E_PL02] 核データ部会と今後の期待
*西尾 勝久[1] (1. JAEA)
[3E_PL03] JENDL委員会とのかかわり
*吉岡 研一[1] (1. 東芝ESS)
[3E_PL04] シグマ委員会に期待すること
*千葉 敏[1] (1. 東工大)

2023年3月13日(月)

F会場

企画セッション | 合同セッション | 「原子力に関わる人文・社会科学的総合知問題」研究専門委員会、社会・環境部会

[1F_PL] 「総合知」の視点と原子力利用の諸課題
座長:土田 昭司 (関西大)
13:00 ～ 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[1F_PL01] 委員会設立の狙いと活動の経過報告
*佐田 務[1] (1. JAEA)
[1F_PL02] 「風評」問題に関する検討状況の報告
*寿楽 浩太[1] (1. 東京電機大)
[1F_PL03] 風評被害のメカニズム
*関谷 直也[1] (1. 東大)
[1F_PL04] 総合討論

2023年3月14日(火)

F会場

企画セッション | 合同セッション | 核燃料部会、計算科学技術部会

[2F_PL] 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】
座長:佐藤 勇(東京都市大)
13:00 ～ 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[2F_PL01] 公開燃料コード FEMAXI-8における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】
*宇田川 豊[1] (1. JAEA)
[2F_PL02] 高速炉 MOX燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】
*加藤 正人[1] (1. JAEA)
[2F_PL03] 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】
*沖田 泰良[1] (1. 東大)
[2F_PL04] 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】
*中村 博樹[1] (1. JAEA)

2023年3月15日(水)

F会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[3F_PL] ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
座長:福元 謙一(福井大)
13:00 ～ 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[3F_PL01] M/HEAの研究開発状況
*橋本 直幸[1] (1. 北大)
[3F_PL02] Coフリー MEAの重照射効果
*岡 弘[1] (1. 北大)
[3F_PL03] ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性
*永瀬 丈嗣[1] (1. 兵庫県立大)
[3F_PL04] ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用
*西本 昌史[1] (1. 東北大)

2023年3月13日(月)

G会場

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[内閣府原子力委員会、WiN-Japan共催]

[1G_PL] 原子力分野におけるダイバーシティ＆インクルージョンの推進
座長:黒崎 健(京大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[1G_PL01] 原子力分野のジェンダーバランスの改善に向けて
*岡田 往子[1] (1. 原子力委員会)

©日本原子力学会

[1G_PL02] 参加者とのディスカッション

2023年3月14日(火)

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 水化学部会

[2G_PL] プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み

座長:渡邉 豊(東北大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[2G_PL01] PWRプラント再稼働に向けた1，2次系水化学の取り組みについて

*前田 哲宏[1]（1. MHI）

[2G_PL02] PWRプラントの高経年化対策としての一次冷却材の溶存水素濃度最適化に関する取り組み

*杉野 亘[1]（1. 原電）

[2G_PL03] プラント長期停止後の CF逆洗管理について

*六沢 隼人[1]（1. 東北電力）

[2G_PL04] BWRプラントの腐食電位測定

*伊藤 剛[1]（1. 日立）

2023年3月15日(水)

G会場

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[3G_PL] 第15回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー企画小委員長)
13:00 ～ 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[3G_PL01] カーボンニュートラル社会実現の為のイノベーション

*松橋 隆治[1]（1. 東大）

2023年3月13日(月)

H会場

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

[1H_PL] 福島復興・再生に向けて

座長:藤田 玲子(福島特別PJ)
13:00 ～ 14:30 H会場 (13号館1F 1312)

[1H_PL01] 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

*藤田 玲子[1]（1. 福島特別PJ）

[1H_PL02] 南相馬市における稲作へのセシウム影響について

*三倉 通孝[1]（1. 東芝ESS）

[1H_PL03] 福島県における環境回復と福島環境創造センターの取組

*上桧 治男[1]（1. 福島県環境創造セ）

[1H_PL04] 総合討論

2023年3月14日(火)

H会場

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

[2H_PL] 試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

座長:堀 雅人(JAEA)
13:00 ～ 14:30 H会場 (13号館1F 1312)

[2H_PL01] 文部科学省における核不拡散・核セキュリティに関する取組

*佐藤 政文[1]（1. 文科省）

[2H_PL02] 試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向

*宇根崎 博信[1]（1. 京大）

2023年3月13日(月)

I会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会

[1I_PL] 1F廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP挙動に関する課題の整理

座長:勝村 庸介(原子力システム研究懇話会)
13:00 ～ 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[1I_PL01] 本委員会の目標と活動方針

*和田 陽一[1]（1. 日立）

[1I_PL02] 実機調査から得られた課題

*高木 純一[1]（1. 東芝ESS）

[1I_PL03] JAEA/CLADS関連研究調査から得られた課題

*宮原 直哉[1]（1. MHI）

[1I_PL04] 実機解析調査から得られた課題

*三輪 周平[1]（1. JAEA）

[1I_PL05] 事故分析調査から得られた課題

*唐澤 英年[1]（1. JAEA）

2023年3月14日(火)

I会場

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

[2I_PL] 燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

座長:佐々木 隆之(京大)
13:00 ～ 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[2I_PL01] 燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況の概要

*中野 純一[1]（1. NDF）

[2I_PL02] 事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況

©日本原子力学会

*溝上 暢人[1]（1. 東電HD）

[2I_PL03] 燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況

*小山 真一[1]（1. JAEA）

[2I_PL04] 燃料デブリの経年変化特性の推定状況

*鈴木 晶大[1]（1. NFD）

[2I_PL05] 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

*鎌田 正輝[1]（1. MHI）

[2I_PL06] 総合討論

*モデレーター: 加藤 和之[1]、講演者全員（1. NDF）

2023年3月15日(水)

I会場

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

[3I_PL] 福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

座長:宮野 廣(廃炉委委員長)
13:00 ～ 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[3I_PL01] 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

*鈴木 俊一[1]（1. 東大）

[3I_PL02] 1F廃炉に係る地震時健全性評価と課題

*高田 毅士[1]（1. JAEA）

[3I_PL03] 現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

*高田 孝[1]（1. 東大）

2023年3月13日(月)

J会場

企画セッション | 委員会セッション | 教育委員会

[1J_PL] 産業界における人材育成の現状と課題について

座長:池田 伸夫(九大)
13:00 ～ 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[1J_PL01] 東京電力 HDにおける人材育成の取組み

*松澤 泰弘[1]（1. 東電HD）

[1J_PL02] 原子力機構における人材育成の取組み

*宮村 浩子[1]（1. JAEA）

[1J_PL03] 日立 GEにおける人材育成の取組み

*松井 哲也[1]（1. 日立GE）

[1J_PL04] 総合討論

講演者全員

2023年3月14日(火)

J会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会[熱流動部会、計算科学技術部会共催]

[2J_PL] 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

座長:大川 富雄(電通大)
13:00 ～ 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[2J_PL01] プール沸騰における実験研究と計測技術の現状

*上澤 伸一郎[1]（1. JAEA）

[2J_PL02] 燃料集合体における非定常限界熱流束の実験研究

*新井 崇洋[1]（1. 電中研）

[2J_PL03] 二相流・沸騰解析における妥当性確認について

*吉田 啓之[1]（1. JAEA）

[2J_PL04] 機構論的限界熱流束評価手法の検討結果について

*小野 綾子[1]（1. JAEA）

2023年3月15日(水)

J会場

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

[3J_PL] 再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

座長:高橋 信(東北大)
13:00 ～ 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[3J_PL01] BWR運転員訓練の現状

*岩垂 功二[1]（1. BWR運転訓練セ）

[3J_PL02] 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み（エラーの未然防止に向けて）

*小笠原 和徳[1]（1. 東北電力）

[3J_PL03] 総合討論

岩垂 功二[1]、小笠原 和徳[2]、五福 明夫[3]、决得 恭弘[4]（1. BWR運転訓練セ、2. 東北電力、3. 岡山大、4. 日本原燃）

2023年3月13日(月)

K会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

[1K_PL] 炉物理におけるマルチフィジックス研究と今後

座長:鈴木 求(電中研)
13:00 ～ 14:30 K会場 (13号館2F 1322)

[1K_PL01] 炉物理におけるマルチフィジックスシミュレーションの現状と将来展望

*巽 雅洋[1]（1. 原子力エンジ）

[1K_PL02] JAEAマルチフィジクス用プラットフォーム

©日本原子力学会

JAMPANについて

*多田 健一[1]（1. JAEA）

[1K_PL03] 不連続体を対象としたマルチフィジックスシミュレーションとその産業応用

*酒井 幹夫[1]（1. 東大）

[1K_PL04] 総合討論

2023年3月14日(火)

K会場

企画セッション | 委員会セッション | 広報情報委員会　オープンスクール小委員会

[2K_PL] withコロナ時代のオープンスクールの在り方

座長:羽倉 尚人(東京都市大)

13:00 ～ 14:30　K会場 (13号館2F 1322)

[2K_PL01] 原子力オープンスクール活動の今

*吉田 茂生[1]（1. 東海大）

[2K_PL02] 科学館職員の立場から全国各地の取り組み状況について

*掛布 智久[1]（1. JSF）

[2K_PL03] 原子力委員として期待すること　市民感覚を受け取る場としてのオープンスクール

*岡田 往子[1]（1. 原子力委員会）

[2K_PL04] 全体討論

2023年3月15日(水)

K会場

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[3K_PL] 私たちの意識と倫理的な行動

座長:大場 恭子(JAEA)

13:00 ～ 14:30　K会場 (13号館2F 1322)

[3K_PL01] “企業風土”を考える

*深水 大輔[1]（1. 長島・大野・常松法律事務所）

2023年3月13日(月)

L会場

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[1L_PL] GX実現に向けた原子力学会の今後の役割とは

座長:小山 真一(JAEA)

13:00 ～ 14:30　L会場 (13号館2F 1323)

[1L_PL01] GX実現に向けて学会ステートメントで示した取り組みの全体像と課題

*川村 慎一[1]（1. 日立GE）

[1L_PL02] GXを実現するためのエネルギー政策について

*大田 悠平[1]（1. エネ庁）

[1L_PL03] 事業者の包括的なエネルギー戦略の取り組みと原子力の位置づけ

*佐藤 拓[1]（1. 関西電力）

[1L_PL04] GX実現を目指す電機産業からみた原子力の役割と期待

*小澤 隆[1]（1. 日本電機工業会）

[1L_PL05] 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会の論点

*斉藤 拓巳[1]（1. 東大）

[1L_PL06] GX実現の基盤となる研究開発力とその国際競争力

*大井川 宏之[1]（1. JAEA）

[1L_PL07] 総合討論

司会：小山 真一[1]、川村 慎一[2]、大田 悠平[3]、佐藤 拓[4]、小澤 隆[5]、斉藤 拓巳[6]、大井川 宏之[1]（1. JAEA、2. 日立GE、3. エネ庁、4. 関西電力、5. 日本電機工業会、6. 東大）

2023年3月14日(火)

L会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 新型炉部会

[2L_PL] 新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

座長:堺 公明(東海大)

13:00 ～ 14:30　L会場 (13号館2F 1323)

[2L_PL01] カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ

*黒崎 健[1]（1. 京大）

[2L_PL02] 2024年以降の高速炉開発の在り方

*小竹 庄司[1]（1. 原電）

[2L_PL03] 核燃料サイクル技術開発の現状

*竹内 正行[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 | 核融合工学部会

[1A_PL] 核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開

座長:林 巧(QST)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[1A_PL01] 核融合研の新体制（ユニット）の概要

*吉田 善章[1]（1. 核融合研）

[1A_PL02] 様々な超高流束場と協奏する材料の創製

*長坂 琢也[1]（1. 核融合研）

[1A_PL03] プラズマ・複相間輸送ユニットにおける炉工学研究

*増崎 貴[1]（1. 核融合研）

[1A_PL04] 超伝導・低温工学ユニットの研究計画

*平野 直樹[1]（1. 核融合研）

[1A_PL05] 核融合プラントからの新たなエネルギー創出の可能性とその安全性

*芦川 直子[1]（1. 核融合研）

[1A_PL06] 東芝エネルギーシステムズ社の核融合への取組と核融合研究進展への期待

*早川 敦郎[1]（1. 核融合研）

[1A_PL07] 総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

2023年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開
Expanding academic fields of nuclear fusion engineering research under the new UNITs of NIFS

（1）核融合研の新体制（ユニット）の概要
(1) Unit system --the new organization of NIFS for interdisciplinary development of fusion science

吉田善章
核融合科学研究所

120 以上の国と地域が目標として掲げる「2050 年カーボンニュートラル」を達成するために，残された約 30 年で核融合エネルギーを実用化することが期待されている．しばしば「核融合 30 年問題」と揶揄されるように，あと 30 年で実現するという見通しを 50 年以上にわたって繰り延べてきた「核融合コミュニティー」にとって，最後のチャンスが訪れていると言ってよいだろう．

早期実現というミッションのもとでは，不確実性を認めながらも，デファクトスタンダードに研究資源を集中し，その開発の過程で生じる困難を個別的な課題に還元し，「パーツ」あるいは「遺伝子」のレベルで alternative に置き換えてゆくという戦略が必要である．萌芽的なアイデアや先進性を重んじる学術研究にとって，多様な選択肢 alternative を用意するということは，まさしくその本分であることに間違いはない．しかし，核融合エネルギー開発の現実において，「alternative」とは具体的に何であるべきかを正確に理解する必要がある．学術研究には，炉形式全体という「パッケージ」の alternative を提案するのではなく，様々な対象において発現しうる「遺伝子」の alternative を準備することで開発研究と協働することが求められる．翻ってこのことは，学術研究自身に本来の在り方を取り戻すことにもなる．これまでの核融合研究のパラダイムは，炉形式間の性能比較であり，パラメタ競争であった．「そのもの」を作って，比べてみる，という素朴な科学である．これでは開発研究と何も変わらない．新しいパラダイムは，「そのもの」を腑分けし，色々な方式にわたって共通性があるテーマを取り出し，一般性という観点から研究する，そのテーマの一覧表でなくてはならない．特定の方式において生じる課題（例えば閉じ込め性能が良くならないとか，突発的な不安定性が起こるとか）を，方式の個別性を超えた一般原理に基づいて解決することが学術研究の役割である．

このような時代認識と学問観に基づいて，核融合研（NIFS）は根本的なパラダイム転換を行う．新しいパラダイムは，核融合という複合的な研究対象を私たちの学問観で「分節化」したものである．「分節化」というと，対象をバラバラに分解してしまうと誤解する人がいるが，そうではない．分節化とは対象に「意味」を与えるための出発点として「単語」を同定することである．核融合研究に学術としての意味を与えるためには，それぞれのテーマに，他分野と通じ合う普遍的な意味を与えなくてはならない．意味の単位＝ユニットたちは，色々な組合せで色々な「文」を構成することができる．それが「プロジェクト」である．例えば「閉じ込め改善」というプロジェクトは，「揺動・乱流」「プラズマ計測・データ解析」「シミュレーション」などのユニットが結合して構成される．さらに，ユニットたちは他の結合によって別のプロジェクトを構成し，様々な科学技術の文脈を紡ぐことができる．

NIFS は，核融合エネルギーというチャレンジを学術のテーマに分節化し，それぞれの課題を一般化することで他分野と通じ合う「ユニット」という研究チームを構成する．各ユニットは，NIFS 職員とともに所外の学際的なメンバーで構成される共同研究チームである．核融合科学を，未来志向のテーマに分節化することによって，これまで以上に広い分野を巻き込んだ共同利用・共同研究が生まれると期待される．2023 年度，NIFS は 11 のユニットの連合体として，新しい時代へ向けたスタートを切る．ユニットの研究テーマ一覧：https://www-col.nifs.ac.jp/Unit/UnitTheme.html を参照されたい．

Zensho Yoshida
National Institute for Fusion Science

2023年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開
Expanding academic fields of nuclear fusion engineering research under the new UNITs of NIFS

（2）様々な超高流束場と協奏する材料の創製

(2) Creation of materials concerting with various fields of ultrahigh flux

*長坂琢也，田中照也，高山定次，小林　真，能登裕之，申　晶潔
核融合研

1. 研究課題と目的

超高流束協奏材料ユニット（Ultrahigh-flux Concerting Materials Unit, 通称 UlCoMat）における研究テーマの焦点を図 1 に示す。核融合、原子力、宇宙、航空、化学プラント等で使用される材料は複合的な過酷環境にある。過酷環境では温度、応力、濃度場に急勾配があり、中性子照射下等では照射損傷も加わって超高流束のエネルギーと物質粒子が駆動され、非平衡状態がもたらされる。非平衡状態では非晶質や準安定化合物（準安定相）、そして結晶格子欠陥を含む構成原子集団の自己組織化による準安定周期構造（散逸構造）が見出されている。それらの生成機構と物性への寄与を深く理解し活用すれば、材料自らが安定化して劣化が止まったり、逆にその特性が改善する、いわば適応と呼べる新しい挙動が期待できる。特に、自己組織化がもたらす不均一な、そして多様なメゾスケール構造と、強度等マクロな材料特性との相関の理解は未だ乏しく、大変興味が湧く新領域の課題である。このメゾ構造ーマクロ物性相関の理解にもとづき、過酷環境下、非平衡状態でも安定な強化・機能因子を活用し増幅することで、過酷環境に耐える、から適応する材料へのパラダイム転換を図り新材料創製につなげる。一方完璧な適応は困難と考えるのが現実的であり、環境の揺動や損傷の蓄積・質的変化に適応が追いつかなければ特性劣化が進み材料は寿命を迎える。劣化の可逆性、不可逆性を理解し制御することで長寿命化を可能とし、さらに寿命を正確に見極め最小限の材料でシステムを維持し経済性と安全性を両立させることが工学課題である。

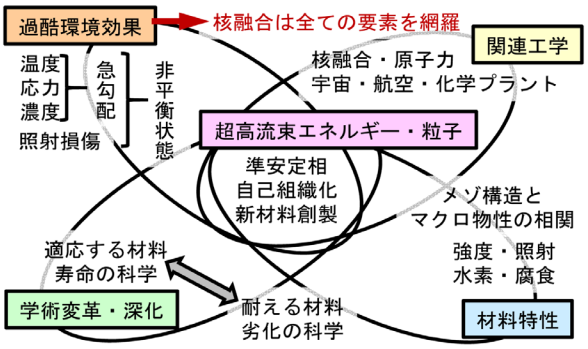


図 1　ユニットテーマの焦点

核融合は全ての過酷環境要素を網羅するので関連工学を先導できる。そこにあって本ユニットでは、材料の適応と寿命を支配する根本法則を究めて体系化し、過酷環境下工学システムを変革する高強度、高機能かつ長寿命材料の創製と寿命予測理論の確立を目指す。

2. 研究課題の定式化と戦略

超高流束がもたらす非平衡下において、材料のメゾ構造とマクロ物性の動態（ダイナミクス）を、原子の集団現象から理解し制御する。材料の構造と物性に及ぼす温度、応力、濃度、照射場の影響を、相乗効果を含めて明らかにするとともに、その機構モデルを構築する。

核融合炉等の構造強度を担う材料のうち、金属にあっては共有結合性が比較的大きく、セラミック的な高温強度が見込める高融点金属、あるいは鉄鋼であっても高融点セラミックナノ粒子を用いた分散強化合金等を研究対象とする。セラミック材料においては逆に、極細繊維化、金属との接合、複合化によって、擬延性等の金属的な性質を付与した材料が対象である。一方、機能材料としては、絶縁、水素制御、各種センサーに利用できるセラミック材料を対象とするが、金属粒子を注入、分散させる、あるいは過飽和非金属欠損を導入し過剰な金属成分により発現する新たな現象を利用して高機能化を目指す。いわば、セラミック的金属、金属的セラミックというメタな状態にこそ新材料創製の可能性があると考える。

*Takuya Nagasaka. Teruya Tanaka, Sadatsugu Takayama, Makoto I. Kobayashi, Hiroyuki Noto, Jingjie Shen
[1]NIFS

2023年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開
Expanding academic fields of nuclear fusion engineering research under the new UNITs of NIFS

(3) プラズマ・複相間輸送ユニットにおける炉工学研究

(3) Fusion Engineering Research in the "Transports in plasma multi-phase matter system" Unit

*増崎　貴[1,2]

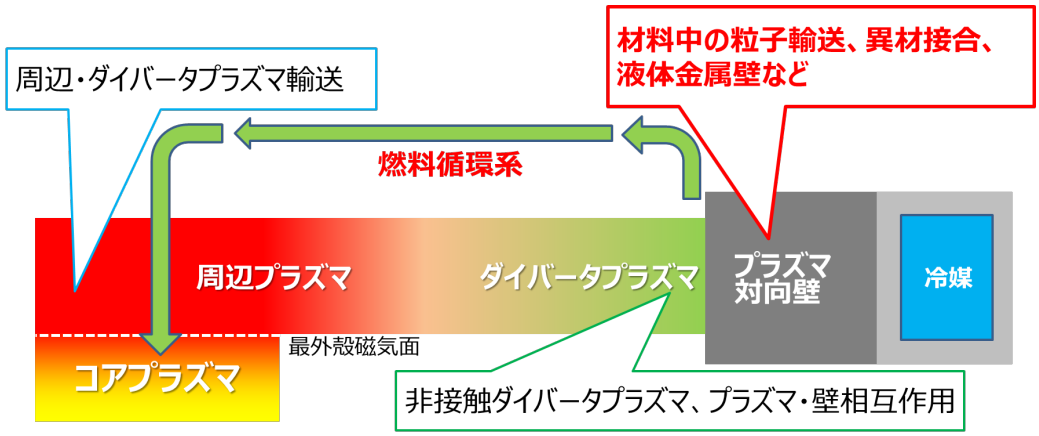
[1]核融合科学研究所，[2]総合研究大学院大学

プラズマ・複相間輸送ユニットでは、磁場閉じ込め核融合炉の開いた磁力線領域から壁へ、そして壁を冷却する冷媒、あるいは排気装置を経て燃料循環系に至る系を研究対象とする。この系は、プラズマと固体・液体・気体が接する系であり、この系における熱・粒子・運動量の輸送現象を理解し、予測して、制御することが本ユニットの研究目的である。さらにこのような研究から得られる知見や技術を、核融合分野以外の様々な分野に展開し、それらの分野の進展に寄与することを目指している。

本ユニットでは炉工学に関わり、次の研究を進めている。

1. プラズマ対向壁におけるプラズマ照射および中性子照射による壁の損傷形成や、その水素同位体蓄積・輸送への影響などについて、微細構造観察などからそのメカニズムを明らかにする研究
2. タングステンと銅合金など、高熱流束に耐え得る壁形成のために接合する異種材料間の物質移動現象を原子レベルの精度で解析し、空隙が極めて少ない強固な接合を可能とする方法をミクロな視点から探索する研究
3. 液体金属を用いたプラズマ対向壁について、プラズマと接する界面における不安定性や、液体金属中への粒子蓄積、核融合炉における機器配置、などに関する研究
4. 燃料循環系において特に、未反応の燃料粒子、ヘリウム灰、プラズマ中の放射損失増大のため導入する不純物ガスの排気と、それらの分離などに関する研究

発表では、本ユニットについて概要を紹介するとともに、これら炉工学に関わる研究について、現状と今後の展開について述べる。



プラズマ複相間輸送ユニットにおいて研究対象とする系と、炉工学に関わる研究課題（赤字）

*Suguru Masuzaki[1,2]

[1] National Institute for Fusion Science, [2] The Graduate University for Advanced Studies, SOKENDAI

2023年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開
Expanding academic fields of nuclear fusion engineering research under the new UNITs of NIFS

（４）超伝導・低温工学ユニットの研究計画

(4) Academic plan of Applied Superconductivity and Cryogenics Unit

*平野　直樹，芦川　直子，今川　信作，小野寺　優太，尾花　哲浩，　高田　卓，高畑　一也
田村　仁、力石　浩孝，成嶋　吉朗，濱口　真司，菱沼　良光，柳　長門
核融合研

1. はじめに

超伝導・低温工学ユニット（ASC ユニット）は、これまで核融合科学研究所が取り組んできた超伝導・低温工学関連の研究成果を踏まえ、長期的目標の核融合だけでなく、中短期的目標としてカーボンニュートラル社会構築を促進するような魅力的で汎用性のある革新的な超伝導マグネット技術、低温技術を高い信頼性のもとで確立するための学術研究を展開することを目指している。

2. ASC ユニットの研究対象

超伝導材料としては金属系から酸化物や MgB_2 まで、幅広い研究対象とする。冷却方法についても、液体水素冷却を含む様々な冷却方式を対象とする。これまでの豊富な研究実績を礎として、例えば以下の研究項目に挙げる取り組みにも挑戦する方針である。

＜ユニットとして取り組む研究項目＞

- 大電流高温超伝導導体・コイル研究
- 液体水素利用による超伝導応用研究
- 液体水素の低温物性評価
- 先進超伝導線材研究（高強度化・超極細線材加工）
- 超伝導線材、導体の高信頼性検査手法研究
- AI による予防保全技術開発研究

3. 研究目的

これまで LHD 計画や大学との共同研究にて培われた核融合開発に特化した超伝導・低温工学の遺伝子をさらに活性化することで、持続可能社会実現の加速的な駆動力となる「水素」までも包含し、高い安全性及び信頼性を指向する新たな超伝導工学・低温工学へと展開させることが本ユニットの研究目的である。そして、超伝導・低温工学の進展を次世代の核融合工学にフィードバックすることで、核融合研究における新しい局面を作り出すだけでなく、他のビッグサイエンスの更なる進展にも貢献することを目指す。

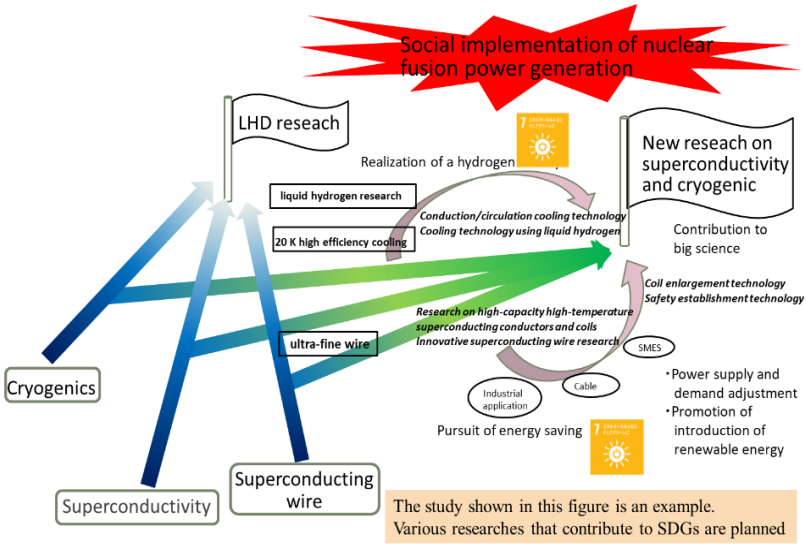


Fig.1 Goals of the Applied Superconductivity and Cryogenics Unit

*Naoki Hirano, Naoko Ashikawa, Shinsaku Imagawa, Yuta Onodera, Tetsuhiro Obana, Suguru Takada, Kazuya Takahata, Hitoshi Tamura, Hirotaka Chikaraishi, Yoshiro Narushima, Shinji Hamaguchi, Yoshimitsu Hisinuma, Nagato Yanagi
National Institute for Fusion Science

2023年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開

Expanding academic fields of nuclear fusion engineering research under the new UNITs of NIFS

（５）核融合プラントからの新たなエネルギー創出の可能性とその安全性

(5) Potential for new energy production in the fusion power complex and its safety

*a)芦川　直子

核融合研、a)総研大

1. 目的及び背景

カーボンニュートラルおよび持続可能な社会での核融合エネルギー利用に向け、社会が必要とする核融合プラントとは何か、および核融合プラントで必要な安全性に関する議論を進めている。本講演では、従来の発電のみを目指した核融合プラントではなく高効率化およびカーボンニュートラル社会への貢献を想定し、発電と水素製造を兼ね備えた付加価値の高いエネルギープラント、Fusion Power Complex、を提案しつつ、核融合炉に必要な安全工学とは何かについて触れる。

2. どのような核融合プラントが社会で必要とされるのか

図１に Fusion Power Complex の概念図を示す。将来の核融合炉では、液体水素による超伝導コイル冷却を前提とし、グリーン水素の製造および液体水素としての長期エネルギー備蓄が可能となる。また、従来の核融合発電炉の課題の一つであるベースロードとしての定格発電に対し、水素-電気変換によるデマンド調整も可能となる。水素社会との親和性が高く、そのような社会もしくは都市の一部として Fusion Power Complex の利用できることを提示し、具体的な課題について核融合分野外の専門家らと議論を進めている。

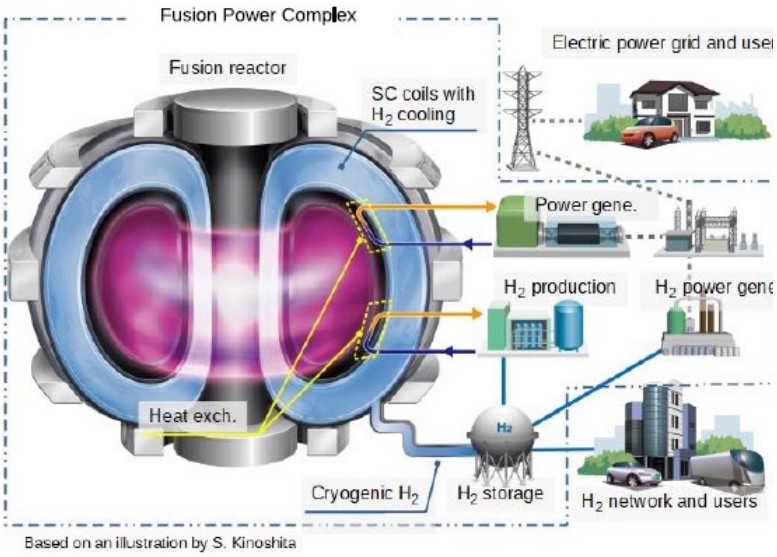


図１．核融合プラント複合施設の概略図(1)

3. 核融合炉の安全性

社会が核融合炉を許容するためには、工学な知見に基づく安全工学、およびそれを支える信頼性工学、制御工学等の関連分野との議論を踏まえた提案が必要となる。安全工学では、安全とは「許容できないリスクから免れていること」とある(2)。今後、核融合炉の社会実装に関する議論で「許容できないリスクに該当するのか」を工学的に提示する必要がある。安全規制について核分裂炉との相違点を踏まえた「核融合炉のための規制」の議論が、イギリス等海外の事例も含め始まりつつある。他方、社会が求める安全は「工学」という学問をはるかに凌駕する広い領域となり、信頼と併せて「安心」(3) も必要となる。安心や信頼の向上を得るための工学研究とは何かを課題として、今後検討を進める必要がある。

(1) H. Chikaraishi, N. Ashikawa et al., Plasma Fusion and Research 18 (2023) 1205001.
(2) 佐藤吉信、安全工学, Vol.41 (2002).
(3) H. Shoji、ITC31 (2022) Invited talk.

* Naoko Ashikawa,
National Institute for Fusion Science, a)SOKENDAI

2023年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合研・新研究体制での核融合工学研究の展開

Expanding academic fields of nuclear fusion engineering research under the new UNITs of NIFS

（6）東芝エネルギーシステムズ社の核融合への取組と核融合研究進展への期待

(6) Recent activities and expectations for research progress of Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation

*早川 敦郎[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ(株)

1. 東芝エネルギーシステムズ(株)と核融合

東芝エネルギーシステムズ株式会社（2017 年 10 月に株式会社東芝から分社）は、核融合研究が開始されて間もない1970 年代から関連技術の開発に取り組んできました。プラズマを生成するための真空容器、強力な磁場を作り出す超電導コイル、プラズマを高温に加熱する高エネルギー粒子や電磁波の発生装置、保守作業ロボットや計測機器など、主要な機器の設計・製作実績を有しています。

2. ITER/JT-60SA への貢献

当社は現在建設が進められている国際熱核融合実験炉（ITER）に、計画段階から積極的に協力してきました。工学設計活動において真空容器セクタモデルや、CS モデルコイル、実規模ビーグルマニピュレータの開発と主要コンポーネントの開発を担っていました。その後、実機建設にあたり、TF コイル 4 台の製造を担当しており、3 月に全て完成します。このコイルは総重量 300t、最大磁場 12T の世界最大の超電導コイルです。また、炉内のブランケットの交換に用いる遠隔保守装置の設計を実施中です。

また、当社は JT-60 時代から各種機器の製作を担当していましたが、超電導化改造（JT-60SA）にあたり、新たにプラズマ真空容器の製作を行うとともに、日欧で建設された機器の全体組立を実施しました。これにより、大型トカマク装置の組立経験を積むことができました。

3.大学関連装置への貢献

当社はトカマク、ヘリカル、ミラーなど種々の磁場閉じ込め実験装置、加熱機器、電源・制御システムなどの設計、製造、建設を行ってきています。世界最大級のヘリカル型装置である大型ヘリカル装置（LHD）では超電導ポロイダルコイルや加熱装置（NBI/ECH）などの製造を担当しました。また、WT-III、ガンマ 10、QUEST、RT-1 といった大学の種々の形式の核融合装置の設計・製造経験を有しています。

4.原型炉に向けて

大型プラズマ実験装置や ITER におけるこれまでの機器製作の実績をもとに、数十万 kW を超える定常かつ安定な電気出力の実証を目指す原型炉計画に参画しています。原型炉設計特別チームの一員として核融合中性子からのエネルギー取出しのキーとなるブランケットシステムや安全システムの検討に参画しています。

5.今後の核融合研究への取組、期待

核融合の研究開発は ITER の建設とその後の運転を経て、いよいよ実際のエネルギー生産を行うプラントの建設計画に進む段階を迎えます。東芝エネルギーシステムズ(株)は人類の持続的な繁栄に不可欠なエネルギーの開発に向けて今後も取り組みを続けていきます。

---

*AtsuroHayakawa[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 A会場)

[1A_PL07] 総合討論

講演者全員

核融合研では、学際的な取り組みとして独自の研究課題設定をテーマとし、新たな研究体制構築への議論を重ねてきた。2022年夏までに11件のユニットに議論が集約された[1]。これらユニットでは、基礎プラズマから核融合工学に至るまで、広く学術分野の課題に向けた取り組みとして、10年後の未来を見据えた課題設定がされ、2023年4月より本格稼働する。本セッションでは、核融合研のユニット研究体制の概要、および核融合工学部会と親和性の高いユニットに関する話題、さらに企業から見た核融合研究進展への期待について報告する。[1]吉田善章、「新しい時代の核融合科学研究所」、プラ核学会 98 (2022) 368.

©日本原子力学会

企画セッション | 総合講演・報告 | 「原子力アゴラ」調査専門委員会　核燃およびRI等研究施設検討・提言分科会

[2A_PL] 原子力人材育成と核燃・ RI研究施設との関わり

座長:斉藤 拓巳(東大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[2A_PL01] 核燃および RI等研究施設検討・提言分科会概要

*佐藤 修彰[1] （1. 東北大）

[2A_PL02] 人材育成と核燃・ RI研究施設の必要性

*上坂 充[1] （1. 原子力委員会）

[2A_PL03] 大学等 RI施設の状況と対応

*渡部 浩司[1] （1. 放射線施設協議会、東北大）

[2A_PL04] 総合討論

佐藤 修彰[1]、上坂 充[2]、渡部 浩司[3]、新井 知彦[4]、熊谷 直樹[5]、森下 泰[5] （1. 東北大、1. 原子力委員会、3. 放射線施設協議会、東北大、4. 文科省、5. 規制庁）

©日本原子力学会

2A_PL01-03 は同予稿

2023年春の年会

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰[1]，*上坂　充[2]，*渡部浩司[1,3]

[1]東北大学，[2]原子力委員会，[3]大学等放射線施設協議会

原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要
　分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性
　原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応
　大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Hiroshi Watabe[1,3]

[1]Tohoku Univ., [2]Atomic Energy Commission, [3]Radiation Safety Council of Universities in Japan

2A_PL01-03 は同予稿

2023年春の年会

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰[1]，*上坂　充[2]，*渡部浩司[1,3]

[1]東北大学，[2]原子力委員会，[3]大学等放射線施設協議会

原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要
　分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性
　原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応
　大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Hiroshi Watabe[1,3]

[1]Tohoku Univ., [2]Atomic Energy Commission, [3]Radiation Safety Council of Universities in Japan

2A_PL01-03 は同予稿

2023年春の年会

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰[1]，*上坂　充[2]，*渡部浩司[1,3]

[1]東北大学，[2]原子力委員会，[3]大学等放射線施設協議会

原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要
　分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性
　原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応
　大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Hiroshi Watabe[1,3]

[1]Tohoku Univ., [2]Atomic Energy Commission, [3]Radiation Safety Council of Universities in Japan

(2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 A会場)

[2A_PL04] 総合討論

佐藤 修彰[1]、上坂 充[2]、渡部 浩司[3]、新井 知彦[4]、熊谷 直樹[5]、森下 泰[5] （1. 東北大、1. 原子力委員会、3. 放射線施設協議会、東北大、4. 文科省、5. 規制庁）

GXにおいて原子力エネルギーがそのポテンシャルを発揮するには、研究開発体制の再構築が急務である。当分科会では、大学等核燃・RI施設について老朽化への対応や統廃合・拠点化を検討・提言してきた。本企画セッションでは、原子力人材育成と大学等核燃・RI研究施設との関わりについて、原子力委員会及び放射線施設協議会からの講演を頂くと共に、文部科学省、原子力規制庁を交えて再構築に係るパネルディスカッションを行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[3A_PL] グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

座長:岡本 孝司(東大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[3A_PL01] 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの適用

*田中 健一[1] （1. エネ総研）

[3A_PL02] 廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

*工藤 清一[1] （1. MHI）

[3A_PL03] 総合討論

岡本 孝司[1]、田中 健一[2]、工藤 清一[3] （1. 東大、2. エネ総研、3. MHI）

©日本原子力学会

2023年春の年会

標準委員会セッション

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

How the graded approach should be applied to decommissioning

（1）廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用

(1) Application of the graded approach in decommissioning

*田中　健一[1]

[1]（一財）エネルギー総合工学研究所

1. はじめに

廃止措置の安全に関わる基本的な安全要求を示す学会標準“**原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX(基本安全基準)AESJ-SC-XXXX：20XX** [1]”から，廃止措置の活動（計画，実施及び終了）に対してグレーデッドアプローチを適用する際の要求事項，適用の手順及び留意点並びに適用に先立ち実施すべき事項について解説を行う。

2. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチとは

基本安全基準では，廃止措置措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用について次のように規定している。

> **5.4 グレーデッドアプローチ**
>
> 廃止措置に関わる全ての者は，グレーデッドアプローチの考え方に基づき，廃止措置の計画，実施及び終了の全ての段階における全ての局面に対して，廃止措置対象施設の特性及び廃止措置作業に伴うリスクの程度を考慮して，状況に応じた効果的な施策を講じて廃止措置を遂行しなければならない。

廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用の重要性はIAEAが発行する一般安全要求(GSR Part6）[2]にも次の要求が示されている。

> Requirement 2: Graded approach in decommissioning
>
> A graded approach shall be applied in all aspects of decommissioning in determining the scope and level of detail for any particular facility, consistent with the magnitude of the possible radiation risks arising from the decommissioning.
>
> （意訳）廃止措置のあらゆる側面に対して，グレーデッドアプローチが適用されなければならない。どのような施設の廃止措置についても，グレーデッドアプローチの考え方の適用によって，範囲や詳細さの程度が，廃止措置により生じ得る放射線リスクの大きさに見合ったものとならなければならない。

なお，適用にあたっては次の要求がある。

> 2.4. The type of information and the level of detail in the decommissioning plans and supporting documents, including the safety assessments, shall commensurate with the type, scale, complexity, status and stage in the lifetime of the facility and with the hazards associated with the decommissioning of the facility.
>
> （意訳）2.4.　廃止措置計画及びその裏付け文書（安全評価を含む）における情報の種類及び詳細さの程度は，施設の種類，規模，複雑さ，状態及びその存続期間における段階に見合っていなければならない。また，施設の廃止措置に伴うハザードにも見合っていなければならない

*Ken-ichi Tanaka[1]

[1]The Institute of Applied Energy　（I A E）

IAEAは，廃止措置の安全確保，すなわち，放射線防護の要求事項の１つとしてグレーデッドアプローチの考え方の適用を提唱している。IAEAは，廃止措置の安全確保にはグレーデッドアプローチの考え方の適用が必須であると主張しているのであるのである。グレーデッドアプローチは，規制のあり方として以前より提唱されていた考え方ではあり，国内外でバックエンド分野の重要性が増すとともに，ここ数年注目されてきた考え方である。

この考え方は，用語名の普及ほどその意味することが正しく普及しているとは言い難い現状がある。グレーデッドアプローチという語は，今般廃止措置に限らず原子力の種々な局面で用いられるようになっているが，この語の用いられ方はともすれば曖昧なものとなっている。この考え方が国内に持ち込まれてきた際に割り当てられた“段階的な対応”という訳語のために適用に関わる解釈が曖昧になり，“リスクに応じた規制”という説明とともに，ともすれば“規制の緩和”という文脈で用いられることが多い。しかしながら“緩和”という考えは，この考え方とは全く逆の方向性を意味するである

では，グレーデッドアプローチとはどのようなものであり，どのように適用していくべきであるか，IAEA安全用語集（**IAEA Safety Glossary[3]**）における定義は，この理解の一助となる。用語の定義は次の通りである。

1. For a system of control, such as a regulatory system or a safety system, a process or method in which the stringency of the control measures and conditions to be applied is commensurate, to the extent practicable, with the likelihood and possible consequences of, and the level of risk associated with, a loss of control.

（意訳）グレーデッドアプローチとは，規制体系又は安全管理体系というような管理のシステムに対して適用されるものである
グレーデッドアプローチは，このような管理システムにおいて設定されているプロセス又は方法において，そこで設定されている運用上の処置及び適用される条件が，実行可能な範囲で次の事項に見合うものであることを求めるものである

- **予め計画され，適用されている管理の処置に機能が喪失してしまう状況又は設定されている条件を逸脱するような状況が発生する可能性の大きさ及びその状況が発生したことによりもたらされると想定される結果，すなわち，管理状態の喪失に起因するリスクのレベル**

以上を踏まえ，次章以降に廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用について解説する。

3. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用

3-1. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用の基本的考え方

グレーデッドアプローチは，リスクの程度に応じて投入する資源の最適化を実現するための有効な手段である。グレーデッドアプローチの考え方の適用に当たっては，信頼性の高い判断材料並びに科学的及び工学的に合理的に設定された判定値に基づく透明性の確保が求められる。信頼性の高い判断材料とは，廃止措置の計画の準備段階において実施する施設の特性調査及び放射能インベントリ評価の結果とそれに基づく安全評価によって得られるものである。

IAEA GSR.Part.6 の２章“人の防護及び環境の防護”の中にグレーデッドアプローチの考え方の適用に関わる要求事項が定められている。なぜここに記述されているかということは，次のとおりであると解釈できる。

ICRP の発行物は，放射線防護に関わる要求事項を示しているのであるが，**ICRP Publication 101[4]** Part 2 の **f 項**に示される放射線防護の最適化のプロセスにグレーデッドアプローチの考え方の適用が盛り込まれている。その部分を以下に引用する。

f 項“被ばくのレベルと含まれる複雑さを考慮するために，ある段階的なアプローチが必要である。”

IAEA GSR Part.6 の２章“人の防護及び環境の防護”の２番目の要求事項として，グレーデッドアプローチの考え方の適用を求めていることは，グレーデッドアプローチを適用することで，“人の防護及び環境の防護”の最適化を図ることで，効率的で効果的な廃止措置を実現し，放射線防護の最適化を実現することを要求し

ているものである。

ただし，廃止措置の安全かつ合理的な遂行には，放射線防護だけでなく，それに関連する対象施設の特性の調査，放射能インベントリ評価及び作業計画の立案という作業においてもグレーデッドアプローチの考え方の適用が不可欠であるといえる。

3-2. 廃止措置対象施設の特性

廃止措置の対象となる施設の特性とは，廃止措置の準備作業で実施される施設の特性調査及び放射能インベントリ評価から得られる情報における対象施設の種類，規模及び複雑さのことをいう。ここでいう複雑さには次のものがある。

－ 廃止措置の対象施設の構造及び／又は設置上の複雑さ

廃止措置対象施設の状況把握及びそれに対する作業の作業量は，施設の構造上及び／又は設置上の状況に依存する。

－ 放射線被ばく対する安全対策を行う上での複雑さ

放射線防護の対策及び廃止措置作業で発生する放射性廃棄物の処理作業における安全対策は，その施設に残存する放射性物質の種類，性状及び放射能量の状況に依存する。

なお，廃止措置作業に伴う放射線被ばくのリスクは，廃止措置の作業で採用する方法による放射性物質の飛散の程度等に依存する。

3-3. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用に当たり事前に実施しておく事項

廃止措置の全般にわたり，グレーデッドアプローチを適用する場合に実施しておくべき事項として次がある。

a) 多様な廃止措置対象施設に対して，グレーデッドアプローチの考え方の適用を対象とする設備，機器及び／又は構造物の範囲（対象範囲）を明確にしていること。

事業者は，自らが廃止措置の対象とする施設に対して，次の特徴を正確に把握する。

－ 廃止措置の対象施設の目的及び規模

－ 施設に残存する核燃料物質等及び／又は放射性物質の種類，性状及び量

－ 設備及び機器の配置並びに構造上の複雑さ

－ 運転又は操業の履歴及び記録の保存状況の違い

なお，ここでいう保存状況とは，記録媒体（紙，アナログ記録媒体及びデジタル記録媒体），保存場所，保存期間及び記録の保存を行う組織をいう。

b) 多岐にわたる廃止措置の作業に対して，グレーデッドアプローチの考え方の適用の対象とする作業の種類及び内容を明確にしていること。

多岐にわたる廃止措置の作業において，多数存在する工法及び必要な安全対策の選択肢の中から，廃止措置を行おうとする場合の外的要因及び内的要因を考慮して最適な選択をしなければならない。 考慮すべき外的要因及び内的要因は次のとおりである。

1) 外的要因

外的要因の例として次の事項が挙げられる。

－ 廃止措置に関わる法令，規制の枠組み及び政府の政策

－ 廃止措置の対象施設の地形，水理条件，気象条件など

－ 廃止措置の対象施設の周辺公衆の居住の状況（住民数，男女別住民数，世代別住民数等）

－ 廃止措置の対象施設の周辺の土地の利用状況（農地の作付け状況，かんがい（灌漑）利用等）

－ 廃止措置の対象施設の立地地域におけるステークホルダーとの関係（行政の状況，産業界の状況及び地域住民のコミュニティの状況）

2) 内的要因

内的要因の例として次の事項が挙げられる。

－ 廃止措置対象施設は，通常の手順で停止したものであるか，異常事象又は事故を経て停止したものであるか。

－ 廃止措置対象施設は，運転期間中及び運転終了後に十分な維持管理が行われていない状態が長く続いた後のものであるか。

－ 実施しようとしている廃止措置の作業は，当該施設又は他の類似施設で実績を有するか，又は，新規なものであるか。

－ 廃止措置対象施設について，明確に状況を把握できないことに起因する対象範囲の状態に対する情報の不確かさは存在するか。例としては，建物又は構造物の経年劣化が，施設のもつ工学的な安全対策に与える影響などがある。

－ 対象範囲の特徴を考慮した事象の発生のしやすさ及びそれらを緩和できなかった場合の結果を評価し，必要な施策を考慮したか。
（地震に起因する事象，洪水及び近隣の施設からの影響又は依存性）事象／事故シーケンスの起因事象の存在及び種類（人的過誤，火事，溢水，重量物の落下，建物の倒壊又は損壊，化学反応及び異常な高温）

c) 明確に定義された範囲において放射線被ばくの原因となる次の事項に配慮し安全評価の詳細さを最適化して評価を行うこと。

－ 放射性物質の所在及び量

－ 放射線被ばくの経路（被ばくシナリオ）

－ 定義された範囲で実施される作業の複雑さ

d) 安全評価の実施に当たっては，次の事項を確実にしていること。

－ 対象範囲及び作業の種類及び内容から，起こり得る起因事象が設定されていること。

－ 設定された起因事象の妥当性は，類似の範囲及び作業の種類及び内容における起因事象と比較して検証されていること。

－ 類似の範囲及び作業の種類並びに内容における起因事象からリスクの顕在化に至るシナリオを参考にして，その範囲，作業の種類，その作業内容における事象，事象に至るシナリオ及び事象の影響が設定されていること。

－ 一般にリスクは事象が与える影響の大きさと事象の発生頻度（発生確率）で定義されるが，廃止措置においては発生頻度を定量的に設定することは必ずしも可能ではない。このような場合は，類似した事象を参照するなどして設定をしなくてはならない。このような類似した事象を採用した場合には，参照の根拠及び採用の判断について合理的な説明がされていること。

e) 実施された安全評価の結果の信頼性が検証されていること，ただし，安全評価の結果に求められる信頼性の程度は，作業の複雑さ及び結果が与える影響の大きさに見合ったものであること。

f) グレーデッドアプローチの考え方の適用においては，一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され，区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていること。

グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。

－ 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。

－ 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。

－ グレード間のリスクの差分を考慮し，追加すべき対策を決定していく。

なお，定性的な判断基準は，そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。

g) グレードの設定及びグレードごとの対策は，文書化されており，作業における対策の実装の判断が検証可能であること。

3-4. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用に関わる要求事項

廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用では，いかなる廃止措置の局面においても，安全に対して妥協するということがあってはならない。“妥協することがあってはならない”とは，多様な廃止措置対象施設及び多岐にわたる廃止措置の活動に対するグレーデッドアプローチの考え方の適用において，次の条件を満たしていることをいう。

a) 関連する全ての安全要求及び安全基準を確実な遵守の下で適用すること。

ここでいう安全要求とは，この標準に規定されている内容のうち，グレーデッドアプローチを適用しようとしている事項に関連するものを指す。安全基準は，グレーデッドアプローチを適用しようとしている事項に対して適用される法令に定められた基準値又はその他の判断基準等（IAEA の安全要求等）を指す。

b) 廃止措置対象とする施設及び作業の放射線被ばくのリスク（以下，この附属書では放射線被ばくのリスクを“リスク”と省略して表記する。）がどのようなものであるかを明確に把握していること。

c) そのリスクが及ぶ対象範囲及び活動の内容を明確に把握していること。

d) そのリスクの評価を行う場合における評価作業の詳細さの程度は，そのリスク及びそれによって引き起こされる結果に見合ったものであること。

e) b)から d)までで取り扱うリスクに関する内容に関わる説明が文書化されていること。

また，グレーデッドアプローチの考え方の適用においては，一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され，区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていることが求められる。

グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。

－ 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。
－ 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。
－ グレード間のリスクの差分を考慮し，追加すべき対策を決定していく。

なお，定性的な判断基準は，そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。

4. 終わりに

グレーデッドアプローチの考え方の適用では，廃止措置の対象施設に対して精緻な調査（対象に対する詳細な事実の把握）を行い，厳密に適用範囲，適用の基準及びその対策を設定が必須なのである。グレーデッドアプローチの考え方の適用は，このような精緻な作業の下に可能になるものである。このような条件の下の適用は，合理的な資源の投入及び廃止措置の活動自体の簡略化を可能にし，合理的な廃止措置を実現する。グレーデッドアプローチの考え方の適用は，精緻化と合理化，又は，詳細化と簡略化のように相反する活動を表裏一体で行なっていくことであるといえるのであり，決して“緩和”の措置でないことを理解いただきたい。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 “原子力施設の廃止措置計画の基本安全基準：20XX”，AESJ-SC-XXXX-20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）

[2] IAEA Safety Standards,“Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6”, No. GSR Part 6, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA、(2014)

[3] IAEA, “IAEA Nuclear Safety and Security Glossary　2022 (Interim) Edition”，INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2022

[4] ICRP, “Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public/ the Optimisation of Radiological Protection”, ICRP Publication 101, Ann ICRP 36 (3), 2006

2023年春の年会

標準委員会セッション

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

How the graded approach should be applied to decommissioning

（2）廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

(2) Application of the Graded Approach to Safety Assessment in Decommissioning Planning

*工藤　清一[1]

[1]MHI NS エンジニアリング株式会社

1. はじめに

新規に発行される廃止措置の安全確保に関わる学会標準のうち，“**発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準：20XX**”[1]（以下，**廃止措置安全評価基準**という）では，廃止措置計画において実施する安全評価の基本的考え方及び技術的要求事項をまとめており，グレーデッドアプローチ [2] を適用 [3] して公衆被ばく防護の観点からの重要度ランクを設定して，その重要度に応じた安全確保対策を計画するための方法の例を説明する。

2. 適用範囲

廃止措置の対象となる発電用原子炉施設に適用する。なお，使用済燃料が使用済燃料貯蔵施設に存在する状況における安全確保に関する事項はこの標準の適用範囲外とする。

3. 廃止措置計画における安全評価の基本的考え方

3-1. 廃止措置計画における安全評価の目的

廃止措置計画における安全評価の目的は，日本原子力学会標準**“原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX”AESJ-SC-XXXX：20XX** [4] 及び**“発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX”AESJ-SC-XXX：20XX** [5] からの要求に基づき，選定された廃止措置の方策及び計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点から安全であることを証明することである。そのために次の事項の実施を要求する。

－廃止措置の作業を安全に実施できることを確認する。

－計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点で，一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくに対して ALARA の精神に則り，線量目標値，目安線量，線量限度又は計画線量を超えることがないことを確認する。

－施設の維持管理に関し，廃止措置の作業を安全に実施するために必要な設備とその能力及びその維持管理が必要となる期間を明確にする。

3-2. 廃止措置計画にグレーデッドアプローチを適用するための安全評価

廃止措置対象施設の特性及び廃止措置の作業に伴う放射線リスクの大きさに応じて効果的な廃止措置の方策，作業の手順，安全対策などを計画するために，放射線影響に関する安全評価の実施を要求する。そのための手段として，グレーデッドアプローチを適用し，廃止措置対象施設の状態を考慮し，除染，解体，撤去，処理，移送などの廃止措置の作業を安全に実施するために維持すべき設備とその性能を安全評価によって特定する。

4. 廃止措置計画における安全評価に関する要求事項

4-1 平常時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

原子炉施設の廃止措置においては，廃止措置の作業に伴って施設外に放出される放射性物質及び施設内の放射性物質から放出される放射線によって施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が，法令等で定める限度及び目標値を下回る計画であることを放射性廃棄物の発生量を考慮の上で確認しなければならない。

---

*Seiichi Kudo[1]

[1]MHI NS Engineering Co.Ltd.

4-2 事故時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業において，廃止措置工事の計画を逸脱する事象が発生した場合に，施設周辺の一般公衆に与える放射線の影響が，審査指針に基づくリスクが小さいとする判断基準を下回るよう計画されていることを確認することを要求する。

4-3 放射線業務従事者の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業に伴う放射線業務従事者の被ばくに対する防護措置を検討し，ALARA の精神に則り，合理的に達成し得る限り放射線業務従事者の被ばく線量を低減する計画とすることを要求する。また，工事の実施段階において放射線業務従事者の放射線管理を行うための基本となる計画線量を設定することを要求する。

5 廃止措置計画における安全評価の手順

廃止措置計画における安全評価の手順は**図 1** による。

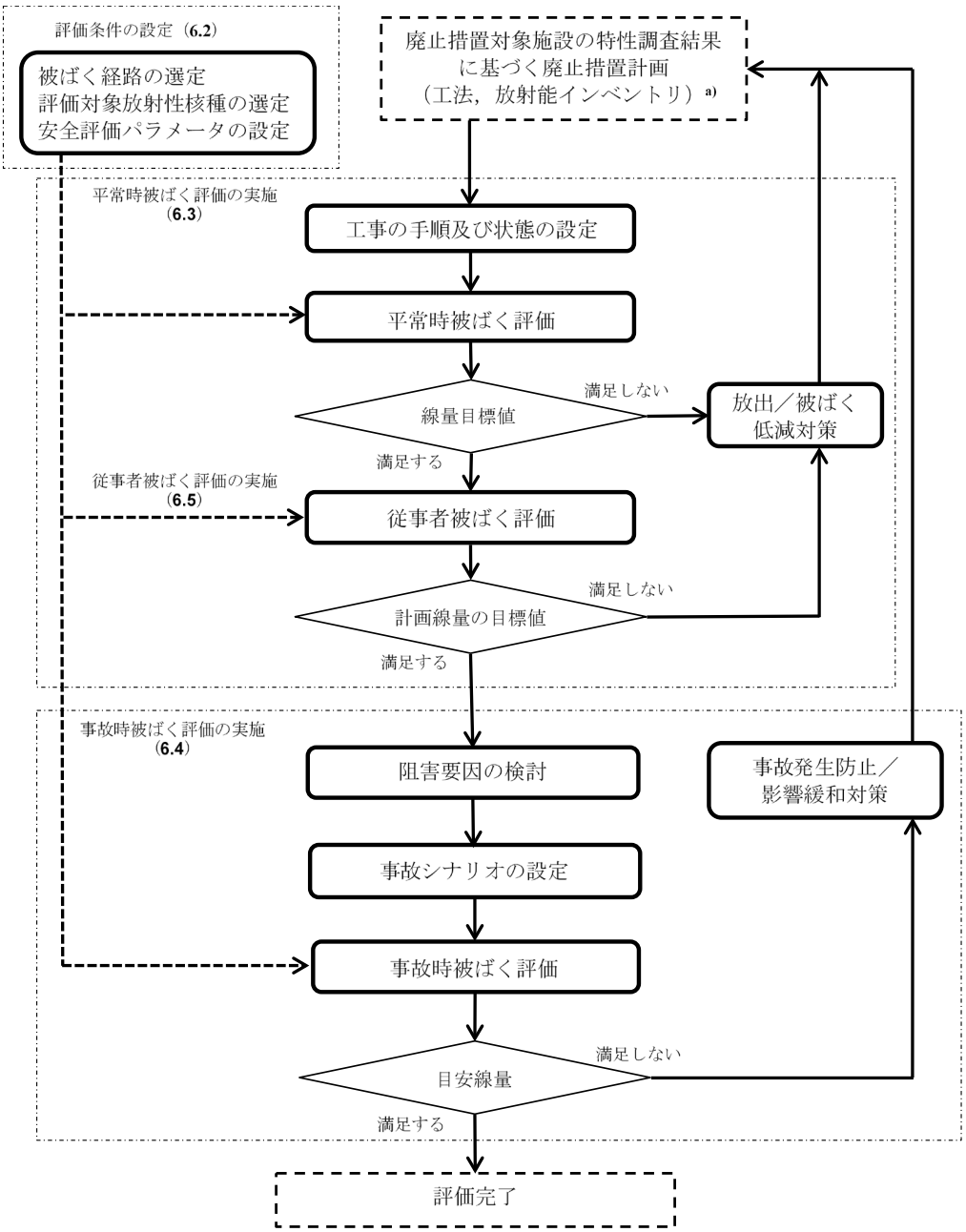


図 1－廃止措置計画における安全評価の実施手順

6. グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例

6-1 安全評価におけるグレーデッドアプローチ

廃止措置のリスクの大きさの分類について，公衆被ばく防護の観点からの重要度を設定する方法を例示する。重要度ランクは解体対象物又は取扱対象物ごとに設定することを基本とし，次に示す設備ごとに設定する方法が例として挙げられる。

－廃止措置において計画されるそれぞれの工事ごとに設定する
－系統設備ごとに設定する
－二次廃棄物の集積ごとに設定する（換気系／排気系フィルタの取扱いなど）

解体対象物のうち，残存放射能量が少なく放射線防護の観点からのリスクが低いものの物量は極めて多く，これらに対しては重要度ランクを簡易的な方法で判定することが合理的である。また，残存放射能量が比較的多く，放射線防護の観点からのリスクが低くない若しくは高いものについては，現実的な条件に基づき被ばく評価を行って重要度ランクを判定することで，過度の安全余裕を排除した適切な安全確保対策を講じることが要求される。そのため，安全評価にグレーデッドアプローチを適用し，廃止措置の作業における取扱対象物がもつ潜在的な公衆被ばく影響の大きさによって重要度ランクを判定する方法として，裕度の異なる次の 2 段階の評価方法 [6] を例示する。

第 1 段階（概略評価）：想定される全事故を考慮した包括的な条件に基づく残存放射能量と施設周辺の一般公衆の被ばく線量との関係をあらかじめ求めておき，判定基準となる残存放射能量と取扱対象物の残存放射能量との比較によって重要度ランクを判定する。

第 2 段階（詳細評価）：対象とする事故の現実的な放出条件に基づき施設周辺の一般公衆の被ばく線量を求め，判定基準となる実効線量との比較によって重要度ランクを判定する。

6-2 重要度区分の設定例

廃止措置の対象となる施設及び作業において起こり得る安全が阻害される事故に対し，公衆被ばくの観点からの影響の大きさを“重要度”として区分する。

重要度として 3 つの領域に区分する例 [6] を次に示す。

－公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必須とする領域
－事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域
－公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必要としない領域

このうち，事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域についてはさらに 2 段階に分割し，公衆被ばくの観点からの重要度ランクを A,B,C 及び D の 4 段階に区分した例 [6] を**表 1** に示し，その判定方法を**図 2** に例示する。

表 1－公衆被ばくの観点からの重要度分類の区分例 [6]

重要度区分		判定基準 a), c)	安全確保対策への要求事項 b)
対策を要求	ランク A	Ds1 ＞ 5mSv	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求（5mSv 以下にすること） ・安全確保対策の機能を確実に確保 d)
事業者の自主努力	ランク B	5mSv ≧ Ds1 及び Ds2 ＞ 300μSv/y	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 ・安全確保対策の機能を確保 c)
事業者の自主努力	ランク C	5mSv ≧ Ds1 及び 300μSv/y ≧ Ds2 ＞ 10μSv/y	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 ・安全確保対策の機能を確保 c)
対策不要	ランク D	残存放射能量による判定： 非飛散性：1×10^{11} Bq ≧ As1 飛散性：1×10^{10} Bq ≧ As2 （10μSv/y ≧ Ds2 に相当）	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求しない

注 a) Ds ： 廃止措置工事中の事故発生時において想定される潜在被ばく量（施設周辺の一般公衆の実効線量）
Ds1（ランク A 下限及びランク B 上限）は，防災対策を想定し，短期被ばく経路による実効線量とする。
Ds2（ランク B 下限，ランク C 及びランク D）は，長期被ばく経路も考慮し，年間の実効線量とする。
As ： 対象設備の残存放射能量
As1＝非飛散性（放射化）核種の Co-60 等価放射能量
As2＝飛散性（表面汚染）核種の Co-60 等価放射能量

注 b) 公衆に対する安全（放射線防護）の観点で要求される事項
廃止措置の作業に関わるその他の安全（従事者に対する放射線防護，労働安全など）への安全対策及び維持管理の方策は別途講じられる。

注 c) 年間当たりの線量基準は，年間に発生し得る事故の線量の合計が該当の基準線量を超過しないようにする。

注 d) 安全確保対策の機能が必要な時に確実に稼働するよう，多重化などを含む対策を計画する。

注 e) 異常検知後に早期に安全確保対策ができるように計画する。

6-3 事故シナリオの検討

法令等に定める公衆に対する年間の線量限度及び線量目標値を満足できる廃止措置工事の手順に対し，**図 3** に示すように，これらの正常な進行を阻害する要因を抽出して，その阻害要因が進展し

た場合に想定される事故を抽出し，周辺公衆に対して被ばく影響を及ぼす事故シナリオを策定する。阻害要因の抽出においては内的要因，人的要因及び外的要因を考慮し，想定する事故の網羅性を確保する目的で，放射性物質の取扱いの観点から工事の手順を分割し，それぞれの行為又は機械的／化学的作業に対して，その正常な進行を阻害する要因を抽出する。動的なもの又は流動的なものに関しては HAZOP 法，機器類の操作に関しては FMEA 法などによる阻害要因の抽出が有効である。

また，事故シナリオはグレーデッドアプローチを適用して起因事象の分類ごとに，影響の大きい事故は個別に飛散パラメータを設定し，影響の小さい事故は複数の事故を包含するように飛散パラメータを設定して代表的な事故シナリオへの類型化を行う。

なお，廃止措置中に想定される事故の抽出及び類型化に関して，一旦，類型化を行った後においては，未検討の新たな作業がない限りにおいて，類型化された代表事象を対象に評価を行うことを許容する。また，ほかの施設における廃止措置中に想定される事故の類型化についても，類似性が認められる場合には参考とすることができる。

6-4 事故発生時の公衆被ばく評価

事故シナリオをベースに事故発生時の公衆被ばく評価を行う。評価に当たっては，事故の想定に合わせて放射性物質の飛散率又は放射線の放出率を設定する必要がある。基本的には，類型化された事故のうち最も大きな飛散率又は放出率を設定し，かつ，不確定性がある場合にはこれを考慮するのが望ましい。また，付着／沈着などによる放射性物質の放出低減が潜在的に保証できるものに関してはこれを考慮して評価することができる。

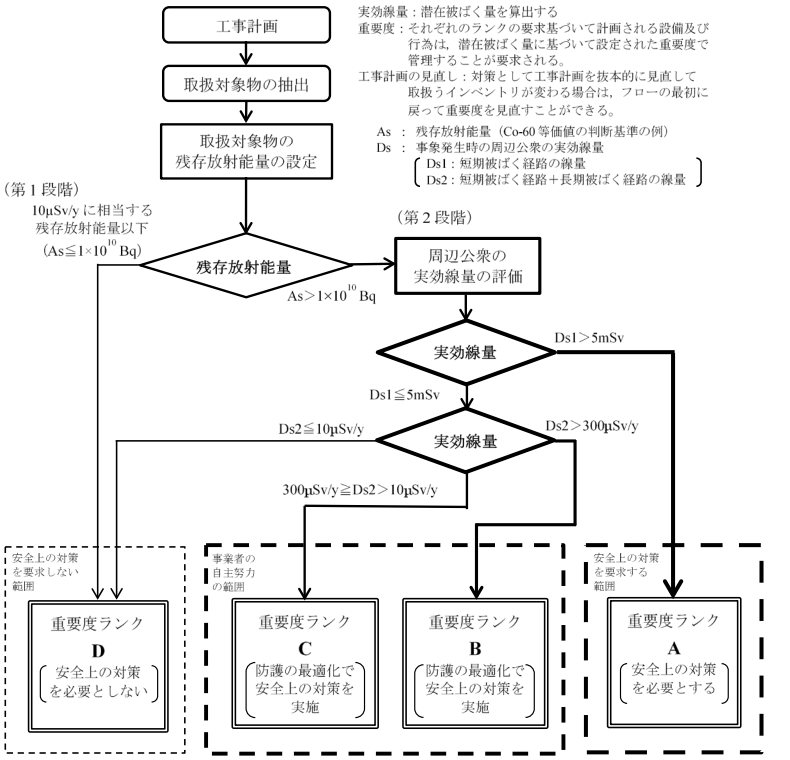


図 2－重要度の判定の手順例

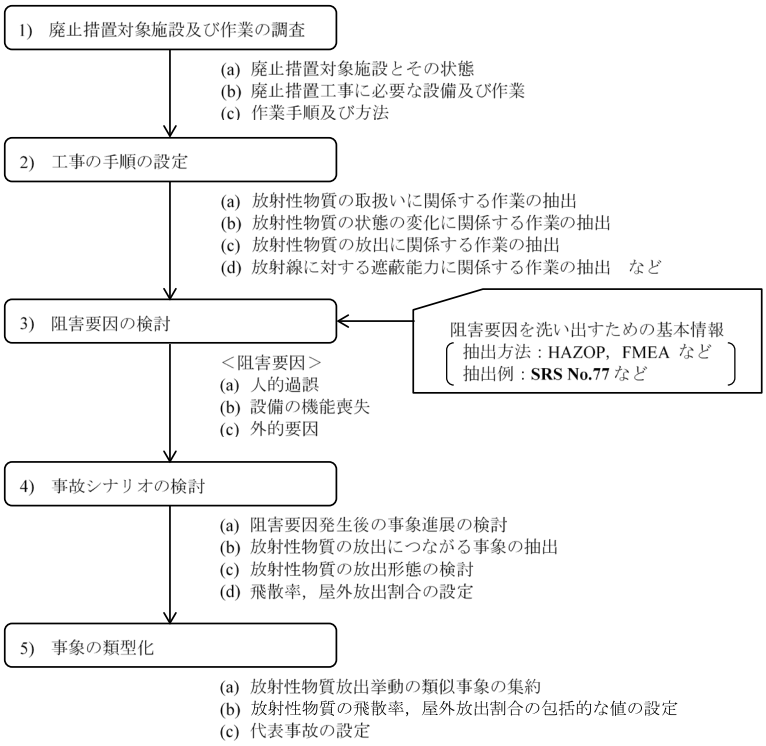


図 3－事故シナリオの抽出手順例

6-5 事故の重要度の設定

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果に基づき，公衆被ばくの観点から区分される重要度を設定する。

6-6 事故発生防止対策及び影響緩和対策の検討

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果が事故時の目安線量を超過する場合は，想定される事故の発生防止対策又は事故が発生した場合の影響緩和対策を検討する。なお，採用する対策は過去に類似を含む実績があるか，又は新規の場合には稼働条件を適切に設定した試験などによって実証された対策を用いる。

7. 附属書

附属書 A（参考）グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例
附属書 B（参考）平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例
附属書 C（参考）事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例
附属書 D（参考）廃止措置時の平常時被ばく評価における被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例
附属書 E（参考）廃止措置時の事故時被ばく評価における評価対象放射性核種の選定例
附属書 F（参考）廃止措置時の被ばく評価パラメータ例＜線量評価パラメータ＞
附属書 G（参考）廃止措置時の被ばく評価パラメータ例＜飛散パラメータ＞
附属書 H（参考）最大想定事故の選定方法
附属書 I（参考）放射線業務従事者の被ばく線量評価方法
附属書 J（参考）グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の事例

8. 今後の課題

1) このレポートの 6 の考え方を参考として，廃止措置時の耐震安全の考え方 [7] にグレーデッドアプローチを適用し，公衆被ばく防護の観点からの重要度に応じた耐震クラス分類の方法を検討する。
2) このレポートの 6 の考え方を参考として，廃止措置時の火災防護計画にグレーデッドアプローチを適用し，公衆被ばく防護の観点からの重要度に応じた火災防護対策の方法を検討する。
3) 廃止措置段階における内部要因、外部要因及び人的要因を考慮した想定事象の抽出の方法及び最大影響事象の設定の方法について体系化された手法の整理を行う。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準：20XX”，AESJ-SC-XXXX-20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
[2] “IAEA Nuclear Safety and Security Glossary　2022 (Interim) Edition”，INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2022
[3] IAEA Safety Standards,“Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6”, No. GSR Part 6, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA、(2014)
[4] 日本原子力学会標準 “原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX” AESJ-SC-XXXX：20XX ，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
[5] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX” AESJ-SC-XXX：20XX 一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
[6] Nuclear Engineering and Design 379 (2021) 111212, “Basic Concept of Safety Evaluation Method for Decommissioning of Nuclear Power Plants by Applying a Graded Approach”, Seiichi Kudo, Takuma Sugihara
[7] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方:2013”, AESJ-SC-A006:2013, 2013 年 12 月 20 日，一般社団法人 日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 A会場)

[3A_PL03] 総合討論

岡本 孝司[1]、田中 健一[2]、工藤 清一[3] （1. 東大、2. エネ総研、3. MHI）

©日本原子力学会

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

[2B_PL] 都市域での放射線テロ対策の最前線

座長:永井 晴康(JAEA)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 B会場 (11号館1F 1102)

[2B_PL01] 核セキュリティ対策に資する検知技術と初動対応

*土屋 兼一[1]（1. 科警研）

[2B_PL02] 局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDASの開発と放射線テロ対策への応用

*中山 浩成[1]（1. JAEA）

[2B_PL03] 総合討論：放射線テロ対策にシミュレーション情報をどのように活用したら良いか？

全講師および会場参加者

©日本原子力学会

2023年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

都市域での放射線テロ対策の最前線

Front line of countermeasure against radiation terrorism in urban area

（1）核セキュリティ対策に資する検知技術と初動対応

(1) Radiation measurements and first response to nuclear security

*土屋 兼一[1]

[1]科学警察研究所

1. はじめに

近年テロリズムへの脅威の高まりとともに、核セキュリティ体制強化に向けた流れが加速している[1]。海外ではプルトニウム密輸事件 (1994 年) をはじめ、セシウム ^{137}Cs を公園に埋めて爆破すると脅迫した事案 (1995 年)、ウラン密売の摘発事案（2007 年）、コバルト ^{60}Co の盗取（2013 年）、ウラン化合物の盗取（2014 年）など核セキュリティに関連する事案が発生している。一方、日本においても研究用放射性同位元素 (ヨウ素 ^{125}I) のばらまき事案 (2000 年)、イリジウム ^{192}Ir の盗取 (2008 年)、総理大臣官邸に福島原発事故で汚染された土壌を搭載したドローンが落下した事案 (2015 年) 等が発生しており、今後、核物質及びその他の放射性同位元素（RN 物質）を悪用した事案が起きる可能性は十分に考えられる。

2. 都市域における核セキュリティ事案とその対処

都市域において想定される核セキュリティ事案として、放射線テロがあげられる。放射線テロは RN 物質の拡散又は放射線の発散を伴うテロの形態である。汚い爆弾（ダーティーボム）のように RN 物質の拡散装置が使われるもの、あるいは高線量線源の置き去り（サイレントソースアタック）等が懸念されている。こうした事案が日本で発生した場合、NBC テロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル[2]に沿って初動対応機関による対処が実施される。警察庁科学警察研究所では、こうした RN 物質に関連する事案に対処すべく、現場初動対応部隊の安全を確保する機材の開発や評価をこれまで行ってきた[3]。本稿では、放射線テロに対処する現場検知 （核検知、Nuclear Detection）、現場における危険度に応じた区域の設定（ゾーニング）、核物質に関する分析手法（核鑑識、Nuclear Forensics）について、科学警察研究所における研究も交えながら報告する。また、最近開発を進めている教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」（ウソトープ）[4] についても紹介したい。スマートフォンを活用し疑似線源及び仮想線源を用いた本システムは、テロ対策における初動対応機関による対処訓練だけではなく、原子力災害等の広範囲にわたる訓練での活用も期待できると考えている。

参考文献：

[1]木村直人「核セキュリティの基礎知識－国際的な核不拡散体制の強化と日本のとるべき対応」日本電気協会新聞部(2012)．最近の動向に関する文献として、宇根崎博信, 須田一則, 木村隆志, 高橋佳之, 小泉光生, 木村祥紀, 出町和之 核セキュリティ入門（連携講座 1～5）原子力学会誌 Vol.62 No.4～No.12 (2020)がある。

[2]NBC テロ対策会議幹事会「NBC テロ対処現地関係機関連携モデル(平成 13 年 11 月 22 日)」（平成 28 年 1 月 29 日に改訂，NBC テロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル）．

[3]土屋兼一「放射線テロ対策に資する検知技術と初動対応」科学警察研究所報告 70(1・2),1-17 (2021).
初動対処全般については CBRNE テロ対処研究会「必携-NBC テロ対処ハンドブック」診断と治療社（2008）が詳しい。

[4]Tsuchiya, K., Moritake, T., Ishigaki, Y., Kosukegawa, N. Development of a radiation-detection simulator with smartphones and beacons for first responders to radiological threats. Proc. the 4th International CBRNe Workshop “IW CBRNe 2018 -Countering radiological and nuclear threats-”, 179-184 (CBRNe Book Series 15) (2020).

*Ken’ichi Tsuchiya[1]

[1]National research institute of police science

2023年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

都市域での放射線テロ対策の最前線

Front line of countermeasures against radiation terrorism in urban area

（2）局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDAS の開発と放射線テロ対策への応用

(2) Development of LHADDAS and its application to countermeasures for radiological terrorism

*中山 浩成[1]，佐藤 大樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 背景

原子力施設の運転時や事故時、あるいは都市市街地でのテロ等により放射性物質が大気放出された場合の放出源近傍における影響評価においては、個々の建物影響による複雑な気流を考慮した高分解能大気拡散計算と建物の遮蔽効果を考慮した線量評価が必要となる。原子力機構では、これまでに緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI を開発してきた。SPEEDI は、数 10-100km の領域を数 100m 程度の計算格子で地表面形状を解像して拡散計算を行う。しかし、個々の建物影響を反映した大気拡散計算による複雑な放射性物質分布や建物遮蔽を考慮した詳細な線量評価は行えない。このような背景から、建物を表現できる数 m 程度の高分解能計算格子で、建物近傍での複雑な気流場での大気拡散シミュレーションの計算結果に基づく詳細な線量評価の実施が可能な新たな解析システム LHADDAS を開発した[1]。

2. LHADDAS による詳細拡散・線量計算の概要

高分解能計算格子により個々の建物影響を考慮し複雑な気流を再現可能な乱流モデルを導入して開発した大気拡散計算コード LOHDIM-LES[2]と、建物の遮蔽効果を考慮した 3 次元体系で放射線の線量寄与を計算する手法による線量評価コード SIBYL[3]を組み合わせた統合コードにより、放出源近傍での高分解能大気拡散・線量の詳細評価を行う。これにより、原子力施設の立地審査のための従来手法に代わるより現実的な事前解析や原子力緊急時における敷地スケールでの影響評価・対策立案など、局所域大気拡散の様々な課題の解決に活用できる有用性を有する。

3. 都市市街地放射線テロ対策への応用

原子力機構は警察庁科学警察研究所と共同研究を開始し、テロ発生時に危険区域となる可能性の高い地点の抽出や緊急時対応要員・避難住民の被ばく線量低減のための対策立案につなげる手法開発に取り組んでいる。現在、内閣官房国民保護ポータルサイトにおいて紹介されている全国で実施された国民保護共同実働訓練などでは、発生中心位置から同心円状の危険区域の設定がほとんどであり、建物や道路の配置形態及び気象条件などを考慮した、より現実的なシナリオに基づく訓練が望まれる。

今回、ケーススタディとして霞が関と東京駅丸の内の 2 つの都市市街地を対象に、代表的気象条件下において ^{137}Cs が地表面から瞬間放出された詳細拡散・線量のシミュレーションをそれぞれ行った。その結果、霞が関では 1 ㎞にわたる高線量域の形成、東京丸の内では上流側への高線量域の発生などが見られた。このように、気象条件・建物影響を反映した拡散・線量分布傾向を事前評価することで、より現実的な放射線テロ対策への LHADDAS の活用の有効性が示された。

参考文献

[1] H. Nakayama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 59, 1314-1329, 2022.

[2] H. Nakayama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58, 949-969, 2021.

[3] D. Satoh, et al., PLOS ONE, doi: 10.1371/journal.pone.0245932.g011, 2021.

---

*Hiromasa Nakayama[1] and Daiki Satoh[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

(2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 B会場)

[2B_PL03] 総合討論：放射線テロ対策にシミュレーション情報をどのように活用したら良いか？

全講師および会場参加者

悪意を伴う意図的な放射性物質の拡散はテロの想定の一つであり、対処態勢の構築に関する議論が進められている。放射線テロ対策と原子力施設の防災対策は技術的には共通する部分もあり、専門家同士の連携が有効な対策につながる。本企画セッションでは、放射線テロ対策のための最新の研究開発状況として、想定される被害状況、それに対処する現場検知（核検知）、ゾーニング（危険度に応じた区域の設定）と訓練、核物質に関する分析手法（核鑑識）、局所域高分解能大気拡散・線量評価システムついて紹介する。放射線テロ対策に求められるシナリオ作成・放射線検出・被害評価・対策検討の観点で、シミュレーション情報の活用方法等を意見交換する。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[1C_PL] 原子力規制の変更から10年。原子力安全部会の活動を批判的に振り返る

座長:山本 章夫(名大)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[1C_PL01] 原子力安全部会の課題と挑戦

*更田 豊志[1] （1. 元規制委員会）

[1C_PL02] 総合討論

更田 豊志[1]、糸井 達哉[2]、竹山 弘恭[3] （1. 元規制委員会、2. 東大、3. 中部電力）

©日本原子力学会

2023年春の年会

原子力安全部会セッション

原子力規制の変更から 10 年。原子力安全部会の活動を批判的に振り返る

Future of nuclear safety: In light of the past decade of regulation and research

原子力安全部会の課題と挑戦

Issues and challenges of the Nuclear Safety Division

*更田 豊志[1]

[1]原子力規制庁

1. 部会の初心、1F 事故の反省

原子力安全を巡る議論や検討、研究を行う目的は、原子力の諸活動が与える危険について理解を深め、その脅威、危険性を正しく把握し、評価するための知識、技術を得て、それらが原子力施設の設計や運用、保全、規制等に活かされることにあると言えると思います。そこで、安全に対する一つの重要な脅威が認識や理解における“欠け”の存在です。JCO 事故や東京電力･福島第一原子力発電所事故は、大きな事故で認識における“欠け”が重要な要因の一つとなることを教えています（しばしば言われる“想定外”）。事故の発生をきっかけとするものだけでなく、研究や調査検討を通じて高エネルギーアーク火災や三相交流電源の一相開放事象、組立マニュアルの誤記が共通要因となった複数 DG の故障などのように、それまでは認識されていなかった共通要因や機器の損傷モードがこれからも見つかることは間違いありません。知識が不十分であることが認識されている脅威(Known Unknowns)よりも、脅威であること自体が認識から欠けている脅威(Unknown Unknowns)への対処の方がずっと難しく、さらに後者への対処には専門分野の壁を越えた異分野との交流が重要であることが理解されていたからこそ、原子力安全部会(以下、安全部会)はその設立趣意書(2008.7.3)において“安全の横串を通す機能”を謳い、部会規約(2016.5.24)において学会内外での横断的活動を行うことを強調しています。さらに、東京電力･福島第一原子力発電所事故の発生を受け、安全部会では異分野との交流が足りていなかったことが重要な反省の一つとして指摘されました。

2. 外部との交流

異分野との交流の重要性が口々に言われる一方で、それを始める動機が生まれにくいのも事実であるように思われます。優先順位が高いにも拘わらず、実行に向けた動機が生まれにくい典型的な課題です。原子力安全にも専門家は存在し、専門家のコミュニティは国内外に幾つも存在します。専門家は一般に、議論の対象を自身の得意分野に引きつけようとする強い習性を持っており、自らがずっと専門性を発揮してきたフィールドで議論を進めようとします。当然、ルールが違う他のフィールドに入るときには努力が必要です。異分野との議論では、互いの意見を伝え合う以前に用語の定義から明確にしていかなければならないことなどが多く、時間を要するし、ときには精神的負荷を感じるものです。これまでのところは、言葉が通じやすい部会内の専門家同士での議論をつい優先させてきたというのが実際のところではないでしょうか。

3. チャレンジ

例えば、安全部会はいずれ必ず安全目標に係る議論を始めることになると思います。今の時点ではいつどのように始めるのかということ自体が議論の対象ですが、これは社会的受容性に係る議論であることから、異分野との交流、多様な Stakeholder との議論、社会に向けた発信など、積極的に外部との関係を持つことが不可欠となります。安全部会が、専門家のコミュニティとしての密度の高い議論を維持しつつも、外部との接点を増やし、やりにくい議論、個々人の専門性に頼ることが難しい議論を始めるには、部会としての“克己心”が必要であるように思われます。さらに、相手のあることでもあるので、広く議論への参加に同意していただく必要もあります。いずれも簡単なことではありませんが、安全部会の“安全の横串を通す機能”を維持、強化するためには欠かせないことであると思います。

*Toyoshi Fuketa[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 C会場)

[1C_PL02] 総合討論

更田 豊志[1]、糸井 達哉[2]、竹山 弘恭[3] （1. 元規制委員会、2. 東大、3. 中部電力）

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会[標準委員会、土木学会原子力土木委員会共催]

[2C_PL] 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

座長:糸井 達哉(東大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[2C_PL01] 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方2021の概要

*成宮 祥介[1] （1. 原安進）

[2C_PL02] 安全目標の役割と普及

*山口 彰[1] （1. 原安協）

[2C_PL03] 地震・津波重畳による事故シナリオ

*桐本 順広[1] （1. 電中研）

[2C_PL04] 地震起因の内部溢水による事故シナリオ

*白井 孝治[1] （1. 電中研）

[2C_PL05] 原子力土木委員会との連携活動（リスコミ、原子力地震複合防災）

*蛯沢 勝三[1] （1. 土木学会）

[2C_PL06] 討議

糸井 達哉[1]、成宮 祥介[2]、山口 彰[3]、桐本 順広[4]、白井 孝治[4]、蛯沢 勝三[5] （1. 東大、2. 原安進、3. 原安協、4. 電中研、5. 土木学会）

©日本原子力学会

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to upgrade countermeasures based on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

（1）外的事象に対する原子力安全の基本的考え方 2021 の概要

(1) Outline of Technical Report "The basic concept of nuclear safety against external events" (TR018：2021)

*成宮祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

1. はじめに

リスク部会は、リスク情報の実践的な活用の一環として、安全目標、南海トラフ等からの M9 級地震の原子力リスクへの影響への危機感を踏まえた原子力地震防災、土木学会原子力土木委員会との連携によるリスクコミュニケーション・原子力地震複合防災等広範な活動を進めている。本企画セッションは、我が国が世界的に甚大な影響を受けてきた外的事象に着目し、安全の基本的考え方に留まらす実効を上げることが出来る取り組みについて、広範な評価と社会とのコミュニケーションを中心に議論することとした。

本稿では、日本原子力学会標準委員会で発行されている技術レポート「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021」の提言を説明する。

2. 技術レポートの目的と概要

2-1. 標準委員会原子力安全検討会の活動

原子力安全検討会（以下、検討会）は標準委員会の下部組織として 2011 年の福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）の後から立ち上げを検討し、2012 年 2 月に第 1 回会合を行った。以来、原子力安全に必要と考えた事項を議論して決めてきた。名簿、議事録、発行図書は標準委員会の HP に公開[1]されている。2023 年 2 月末時点で、41 回の検討会を公開で開催している。

検討会は標準委員会の組織ではあるが、標準を策定する組織ではなく、標準委員会 4 専門部会、学協会、更には関係組織全体に及ぶ課題について議論を行い、原子力の安全や利用にかかる基盤的な考え方を標準委員会内外に提供し、原子力安全の活動の推進に資することを目的としている。

検討会の傘下には、議論するテーマにより分科会を設置し次の 8 つの技術レポートを発行してきた。

- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅰ編　原子力安全の目的と基本原則：2012（AESJ-SC-TR005:2012）
- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅰ編　別冊：2013（AESJ-SC-TR005（ANX）:2013）深層防護の考え方
- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅰ編　別冊 2：2013（AESJ-SC-TR005（ANX）:2013）深層防護の実装の考え方
- ・原子力安全の基本的考え方について　第Ⅱ編　原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について：2014（AESJ-SC-TR007:2014）
- ・リスク評価の理解のために：2020（AESJ-SC-TR011: 2020）
- ・原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～：2019（AESJ-SC-TR016:2019）
- ・再処理施設における原子力安全の基本的考え方について：2016（AESJ-SC-TR013:2016）
- ・外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021（AESJ-SC-TR018:2021）

---

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

技術レポートの説明を行う講習会、技術レポート策定のためのワークショップ、さらに原子力学会年会 大会の企画セッションなど、原子力安全に貢献する活動を積極的に行ってきた。発足 10 年余りを経て、当初に計画した基本安全原則や深層防護などの解説を、原子力施設における安全性向上活動の基盤として提供することができ、さらにリスク情報活用と外的事象安全に関して指南あるいは提言を出すことが達成できている。

2-2. 外的事象の基本的考え方

検討会が発行した技術レポートの「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」[2]は、原子力発電所における外部ハザード（地震や津波などの自然ハザード、航空機落下などの人為ハザード）に対し、リスク情報を活用することで安全性を合理的 かつ包括的に向上させるための基本的な考え方を提示することを目的とするものである。本稿では、この技術レポートでの定義に従い、外的事象は原子力発電所の系統・設備の外で発生する事象であり、地震や津波のような施設外で発生する外部ハザードによるものと、内部火災のように施設の中だが系統・設備の外で発生するものとを指す。

この技術レポートでは、外部ハザードは原子力発電所も含めた社会全体に影響を及ぼすこと、原子力安全が放射線の有害な影響から人と環境を防護すること、そして原子力発電が電力供給という形で社会に大きな貢献をし得ること、から安全目標の設定が必要であることが、示されている。外部ハザードの対処は、発生頻度の不確実さが大きいこと、空間的・時間的に広い範囲に影響を及ぼすこと、発電所敷地外にも同様に影響を及ぼすこと、といった特徴に注目し、対処のプロセスの基本構造として、「1. リスク特定・分析」、「2. リスク評価」、「3. リスク対応：対処の検討」、「4. リスク対応：対処の実施」、「5. 新知見収集・分析」の 5 つのステップを提案している。なお、本稿で「対処」としているのは、「対策」とは同義である。外部ハザードに対する安全確保のための対応措置のことを指す。ハードウェアの設置や改善だけでなく手順整備、教育、マネジメントの構築などであり、構想、計画、設計、製造、建設、運転、評価などを含むものであることから、対策とするとハードウェアのみを連想されることを避けたものである。

技術レポートの最後に、基本的なプロセス及び摘出した課題又は留意事項を踏まえ、将来に向けて原子力安全にかかわる関係組織が取り組むべき事項を提言とし、技術基盤としての学協会規格及びそれに必要な研究・技術開発、そして継続的な安全性向上につながるものをとりまとめている。

3. 技術レポートの提言

3.1 提言の概要

外部ハザードに関する国内外の規制要件、発電所における対応を整理した上で、外部ハザードに対して安全性向上を実現するための提言をしている。これらには標準委員会として取り組むべきこと、他学協会と協力して取り組むこと、関係組織に促すこと、が含まれている。技術レポートでは COVID-19 にかかるパンデミックへの対応も触れているが本稿とは直接の関係がないので省略し、次の 7 つについて説明する。

① 外部ハザードの継続的かつ詳細なリストアップと活用
② 継続的安全性向上のための対処において実施すべきこと
③ 広範で活発なコミュニケーション
④ 広範な外部ハザードにかかる学協会規格・標準の整備
⑤ 広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時の連携したアプローチ
⑥ 外部ハザードに対する長期対策を前提とした規制プロセス・ルールの構築
⑦ 安全性向上のための目標の外部ハザードへの適用

3.2 提言 1：外部ハザードの継続的かつ詳細なリストアップと活用

外部ハザードリストに原子力発電所の安全に考慮すべき全ての外部ハザードを列挙し、将来にわたり継続的に更新する。組織により想定する外部ハザードが異なることは好ましくないが、組織によりリストの利活用の目的が異なることから、個々の外部ハザードの詳細さは異なっても良い。このことから学協会が学術の視点から外部ハザードの包括的なリストを例示し、関係機関がそれぞれの目的に応じて利用するといった仕組みも検討することが必要である。

外部ハザードの特徴である「施設以外への影響」も考慮し対処を検討する必要がある。さらに気候変動な

どの長期にわたる影響も考慮する必要がある。

3.3　提言 2：継続的安全性向上のための対処において実施すべきこと

外部ハザードの評価及び対処を行う際に課題となるのは「不確実さ」である。不確実さ解析を行い定量的に把握したうえで、不確実さによる影響が設備、運転操作などにどの程度及んでいるのかを把握することが、事業者では適切な安全確保、規制機関ではリスク情報を活用した規制判断につながる。

不確実さを設計などの裕度でカバーする際には、リスク評価結果を考慮することが必要である。外部ハザードの対処策は、設計だけでなく運用及び保守も含めて担うこと、地震や強風など複数の外部ハザードそれぞれで設計裕度を設定した対処策の実施に難しさがあること、からプラントシステム全体を評価して適切な余裕を設定する。

外部ハザードが引き起こす事故は、複数の設備、施設外も含む広い範囲、時間経過での大きな変化、複数の外部ハザードによる複合事象、という特徴がある。設計基準で想定している外部ハザードの領域（たとえば地震であれば設計基準地震動以下）と、設計基準を超える領域とに分けて対処を考えるべきである。すべてにわたりすべての設備が健全であることを達成することは困難である。それよりも、設計基準を超えた領域においては、安全性が極端に低下した致命的な状況にならないように、事象シナリオの時間経過を連続的に評価し、安全機能劣化を把握し、それに応じた柔軟な対処を施すことが重要である。

3.3　提言 3：広範で活発なコミュニケーション

外部ハザードが社会全体にも広く影響を及ぼすことから、社会、特に地元自治体とのコミュニケーションは必要である。原子力関係の組織間でも研究成果、技術成果の共有が適宜行われ、最新の知見による外部ハザードへの対処が実現できるようにする。

3.4　提言 4：広範な外部ハザードにかかる学協会規格・標準の整備

いままでにない災害の発生に備えて最新の技術的知見を踏まえた高い安全性を確保する内容を規定することと、将来にわたり多種多様な外部ハザードが発生することを考えると継続的な技術継承が基本である。対処策を規定する規格に新知見、新手法を積極的に取り入れる判断を明確にするために、上位の基本的な考え方の標準を定めることが必要である。

3.5　提言 5：広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時の連携したアプローチ

周辺地域への影響が大きい外部ハザードでは、発電所の安全を確保した上で電源供給を果たすことが社会利益につながる。また原子力災害との複合災害になる外部ハザード発生時には、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動が地元自治体との間でできることが必要となる。

3.6　提言 6：外部ハザードに対する長期対策を前提とした規制プロセス・ルールの構築

外部ハザードの対処は、外部ハザードの想定を過剰に保守的とした前提での規制要件を施設にバックフィットさせた場合に、実施までに長期間を要することになる。規制機関はバックフィット要求そのものの実効性、適用までの経過措置等についてリスクを考慮する方法を考えること、また研究機関、プラント製造業者、事業者は、実行可能で実効性のある対処を行うことが重要である。

3.7　提言 7：安全性向上のための目標の外部ハザードへの適用

原子力安全の目的の達成基準としては、社会的に合意形成された安全目標が重要な役目を果たす。しかし安全目標は死亡リスクのような原子力発電所の安全性に関する基準として直接適用が難しいものが用いられるため、安全目標を満足する付随的な目標 （例えば性能目標等）（subsidiary or surrogated goal）を定めることが必要である。リスク情報活用には、安全目標や性能目標を直接用いるのではなく、それらを踏まえて設定された管理指標を用いる。これはIAEA TECDOC-1874[3]で示されている階層構造の安全目標である。性能目標からの管理指標を設定する際に重要な点は、関係組織（事業者、プラント製造業者等）の管理指標の考え方が共通していることであることから、原子力学会として管理指標の設定も含んだ安全目標の設定と活用にかかる検討の場を提供することが有効である

4.　まとめ

外部ハザードへの対処は１F 事故後に、見直された規制要件とそれに対応した対策が実施されたことで、原子力発電所の外部ハザードに対する安全性を向上させてきた。このことは我が国の原子力発電の利用にお

いて大きな成果である。標準委員会では将来にわたり外部ハザードへの高い安全性を維持するために、リスク情報を用いて合理的かつ包括的に向上させるための技術レポートを発行している。2023 年春の年会リスク部会企画セッションでは、この技術レポートの提言を実効的に推進するための議論を行うこととした。

本稿では、提言の概要を説明した。これらの提言は従来からも指摘されてきたことと重複していることもあるが、いまだに実現されていないことは確かである。関係組織がこの 10 年あまりの努力に甘んじることなく、社会とのコミュニケーションを通じて、将来においても継続して外部ハザードの対処に取り組んでいくことに繋がる議論を企画セッションで期待したい。

5. 参考文献

[1] 標準委員会原子力安全検討会　名簿、発行図書、議事録、https://www.aesj.net/sc_committee/standard/c-sc3

[2] 日本原子力学会，“外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021，AESJ-SC-TR018:2021，”(2021)

[3] IAEA，“Hierarchical Structure of Safety Goals for Nuclear Installations”，IAEA-TECDOC-1874，(2019)

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み
Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(2) 安全目標の役割と普及-

(2) Role and Dissemination of Safety Goal

*山口　彰
原子力安全研究協会

1. はじめに

わが国の安全目標に関する公的な検討は 2001 年，原子力安全委員会での安全目標専門部会の設置に始まった。その検討内容は 2003 年に「中間とりまとめ」として公表された[1]が，委員会決定とはされず，原子力施設のリスク管理における意思決定で活用されるには至らなかった。

原子力安全委員会安全目標専門部会が提案した安全目標は，以下のとおり，定性的目標案と定量的目標案で構成されている。

(1) 定性的目標案:原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は，公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである

(2) 定量的目標案:原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる，施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは，年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。また，原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる，施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは，年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。

2003 年に公表された「中間とりまとめ」から 20 年が経過すること、2011 年の福島第一原子力発電所炉心溶融事故でのリスク管理が不適切であったとの教訓を踏まえ、本稿では安全目標の役割と普及について考察する。外部事象がもたらすリスクは、その発生の頻度や進展の過程に不確かさがあることや、外部事象はさまざまな複合リスクをもたらすこと、多くの社会基盤に影響をもたらすことなどから留意が必要である。また、外部事象に対する社会全体としてのリスクを管理する観点からは、外部事象により社会にたらされるリスクを考慮して安全目標を定義し、その意義と役割を考え、それを普及・定着させることが大切である。

2. 安全目標の定義について

安全目標専門部会は健康リスクを対象として安全目標を提案したが、「社会的リスク」についてもその重要性を指摘している。「土地が汚染して人々の生活空間が制限されるなどの影響」を「社会的リスク」と定義するが、それを評価するための方法が不十分で「さらなる研究の進展が必要である」とした。こうして社会的リスクに関する目標を明示せず、健康目標を安全目標と定め、「人の健康被害に着目して公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである」とした。

原子力規制委員会は、安全の目的を「人と環境を守る」とし、「環境への影響をできるだけ小さくとどめる」観点から定量的安全目標を 2013 年に提示した[2]。原子力規制委員会は上記「中間とりまとめ」を実質的に追認するとして、炉心損傷発生頻度と格納機能喪失頻度をそのまま採用する。あわせて、おそらくは福島第一原子力発電所事故における広範な土地汚染を踏まえてのものと考えられるが、環境への影響（すなわち放射能による土地汚染）の観点からセシウム 137 の大規模放出発生頻度を目標に加えた。同委員会は、安全目標は重要な問題であるから今後も継続的に議論するとしたが、それ以降、考察が深められることはなかった。

---

*Akira Yamaguchi
Nuclear Safety Research Association

このような経緯からか、安全目標としてどのようなリスクを考慮するのか、定量的目標の発生頻度にどのような意味合いがあるのか、そして安全目標をどのように使うのか、それを社会に対して発信する方法など、安全目標の本質にかかわる重要な問いかけに対する答えはいまだに曖昧模糊としているように思う。

外部事象発生時における安全確保では、社会全体の強靭さとの関連において総合的にリスク管理を行うことであろう。ある特定の産業施設を強化しても、もしそれが社会とさまざまなネットワークでつながっているのであれば、ネットワークやその先の社会システムの強靭さと整合していなければ、滑稽な姿になりかねない。原子力防災に人々が大きな関心を抱くのは、地域社会の原子力災害に対する備えに適切な強靭さが確保されていなければ、原子力施設の規制をいくら強化しても安全目標は達成されないと考えるからであろう。

米国では原子力規制委員会（USNRC）の諮問をうけて、1980 年に ACRS（Advisory Committee of Reactor Safeguards）が安全目標の要件をとりまとめた[3]。要件とは，(1)将来の原子炉の社会的リスクは競合技術（主に石炭火力）より低いこと，(2)個人（住民ならびに従事者）に及ぼすサイト全体のリスクは十分小さいこと，(3)事故やがんによる死亡リスクを有意に増加させないこと，(4)公平性の問題が生じないこと，(5)安全設計は事故の防止と影響緩和を重視すること，(6)シビアアクシデントの確率が極めて低く大規模炉心溶融事故においても周辺に住む個人の死亡確率を極めて低くすること，(7) リスクがそれに係る安全目標を下回るよう ALARA のコスト=便益基準により適切な対策を取ることである。なお，汚染等による地域の資産喪失も議論されたがそれは要件には含められなかった。この考察は、「どのような安全であれば十分に安全か？」という問いかけに応えようとするものであると思う。

安全目標は、何を防護するのか，それを何によって実現するのか，安全設計にどのように反映するのか，それによる社会全体の便益は確保できるか、といった観点を踏まえて体系化される必要がある。”How safe is safe enough?”は、原子力安全における根源的な問いである。この問いかけには、定量的な安全目標の水準だけでなく、「どのような安全であれば十分に安全か？」という安全目標の構成も含んでいると考えられる。外部事象に対しては、何をもって人と社会を守るとするのかについて合意形成の努力を重ね、そのために産業施設や社会システム、環境の保全、さまざまな複合リスクにどのように対処するかを俯瞰的に考えることが大切である。

3. 社会との対話と安全目標

安全目標は「社会との約束ごと」と位置付けてもよい。そうすると、社会は何を求めているのかに思いをめぐらさない限り適切な安全目標は定められない。外部事象に対しては社会の不安は大きい。安全目標の役割やそれを踏まえた安全の確保に向けての社会各層との対話の重要性が指摘される。

福島第一原子力発電所事故後，社会的リスクが問題であるという認識がひろまり、原子力規制委員会は事故による放射性物質の放出量とその頻度に関する定量的な目標（テロ等によるものを除く）を追加すると提案した。しかし、この目標は、放射性物質の放出量（セシウム 137 が 100TBq）と頻度（10^{-6}／年）は専門用語で飾られていたため、社会から多くの注目を集めることはなかった。一方、技術の観点からは、これを達成するための工学的安全施設を工夫・追加し、安全性能を向上させた。しかし、この性能向上も十分に社会には伝えられなかった。これらは性能目標だけの提案にとどまっていたからであろう。性能目標（炉心損傷頻度やセシウム放出頻度など）は、施設の安全確保活動を掌るものであり、社会との対話に活用できるものではない。

性能目標がいかなる安全の姿を具現するものか、それによって社会はどのような恩恵を受けるのかを示さない限り社会との対話は難しい。安全目標の体系と構造、定量的目標の上位に位置すべき定性的目標について言及することなしに、ある性能を代替する性能目標（設計目標の上位に位置する目標）を示すだけでは、安全目標の役割を理解し、社会に普及・定着させることは困難である。外部事象に対して、社会はどのように備えるのか、どのような安全水準を確保するのか、自然現象に対しては一般の社会システムより強靭さを備える原子力施設はどのようなリスクを内在するのかを示すことにより、社会との

対話が進み、安全目標が普及・定着することにつながるのではないか。

3. 安全目標の階層構造私案

安全目標の階層構造試案を表に示す。最上位目標から下位目標まで四階層構造とした。最上位目標は「原子力安全の目的」である「人と環境の防護」とした。左欄は健康リスクに関する体系、右欄は社会的リスクに関する体系としている。上位目標（二段目）右側の社会的リスクに対する目標では、環境の汚染加え、「社会的混乱」の回避を加えた。これは、「環境の防護」より広い概念と考えられる。また、重大事故時の目標のみならず通常運転時や設計基準事象に係る決定論的安全（規制）基準も，安全目標体系の一部に位置付けた。原子力安全委員会が提示した定量的安全目標と性能目標は左欄、健康リスクの中位目標と下位目標と位置付けられる。原子力規制委員会が提示した放射性物質大規模放出に関する目標は、社会的リスクの中位あるいは下位目標と解釈される。社会的リスクについては、健康リスクに関する定量的安全目標に相当する定量的安全目標が必要であると考える。

本私案は外部事象も含めてもその考え方はおおむね適用できると考えるが、社会的リスクについては中位目標を定めること、現存するリスクを評価することが必要であろう。

表　安全目標階層構造私案[4]

<table>
<tr><td>最上位目標
（原子力安全の目的）</td><td colspan="5">原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護する</td></tr>
<tr><td>上位目標</td><td colspan="3">放射線の放射や放射性物質の拡散による公衆の健康リスクは，公衆の日常生活において現存する健康リスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである</td><td colspan="2">放射線の放射や放射性物質の拡散により環境を害し，或いは広範囲にわたる社会的混乱をもたらすリスクは，他の原因による事故や自然事象がもたらす同様のリスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである</td></tr>
<tr><td>中位目標</td><td rowspan="2">通常運転時安全基準</td><td rowspan="2">設計基準事象に対する安全基準</td><td>重大事故時の健康リスクに対する確率論的定量目標</td><td rowspan="2">重大事故に対する安全基準
（Cs^{137}放出量
100 TBq 未満）</td><td>重大事故時の社会的リスクに対する確率論的定量目標</td></tr>
<tr><td>下位目標
（Surrogate）</td><td>性能目標
（CDF/CFF 目標）</td><td>性能目標
（CDF/CFF 目標，Cs^{137}放出量
100 TBq 超頻度＜ 10^{-6}/炉年）</td></tr>
</table>

4. 参考文献

(1)「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」，原子力安全委員会安全目標専門部会，平成 15 年 12 月
(2)「安全目標に関し前回委員会(平成 25 年 4 月 3 日)までに議論された主な事項」，原子力規制庁，平成 25 年 4 月 10 日
(3) D. Okrent, The Safety Goals of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Science, 236, 296 (1987).
(4) 山口 彰、菅原慎悦、佐治悦郎、「安全目標」再考 我が国でのあり方を問う、日本原子力学会誌、Vol.62, No.3 (2020)

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

（3）地震・津波重畳による事故シナリオ

(3) Accident Scenarios associated with Superposition of Seismic and Tsunami Events

*桐本　順広[1]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター（NRRC）

1. はじめに

原子力学会標準委員会は、「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」(2021 年 12 月)[1]において、外的事象に対する原子力安全確保のためのフレームワークを示し、国内外の実状と外的事象に対する原子力安全確保向上のための課題や提言を行っている。福島第一原子力発電所事故（以下、1 F 事故）の教訓から、我が国の原子力発電所では様々な対策が実施されており着実な安全性向上が図られてきている。一方で原子力安全において重要なことは、発電所を運用する事業者自らが規制の枠組みを超えて、持続的にリスクの低減に取り組んでいくことにある。このため低頻度でも発生すると大きな災害をもたらしうる外的事象によるリスク評価を行うことは重要であり、低頻度事象であるがゆえに深層防護や安全裕度の確保等に加えて確率論的リスク評価(PRA: Probabilistic Risk Assessment)も活用した総合的なリスク評価によって、現実的かつ有効な対応を進めていくことが重要である。本稿では、我が国の特徴的な外的事象である地震津波重畳に関する事故シナリオの検討等の取り組みについて説明する。

2. 低頻度事象に対するリスク評価

2-1. 総合的なリスク評価による意思決定

原子力発電所の安全性の確保は，対策を施しそれを維持する仕組みを一度作っただけでは達成されない。原子力災害のリスクをゼロにはできないことを踏まえれば，合理的に達成可能な最小のリスクを目指す努力が不可欠である。この安全性に対する取組みには終わりはなく、常に最新の情報を反映しながら安全性やそれを脅かすリスク源への対策を問い続ける姿勢（安全文化）に依拠したリスクマネジメント体制を構築することで安全性の向上を継続することが何よりも重要となるものである。このリスクマネジメント体制は，組織の基本的な活動プロセスとして常時整備し、不適合が生じた際の是正措置，監査の指摘事項，業務品質向上のための改善は，定めたリスクのマネジメントプロセスに従うことで対応が可能となる[2]。

1995 年の米国規制当局（NRC）による原子力安全に対するリスク情報活用に関する政策声明[3]以来、リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making：IRIDM）においては、確率論的なアプローチと深層防護思想や安全裕度維持の確保などの決定論的なアプローチはリスク評価の活用の際には相互補完をするものとして位置づけられ、より高みを目指すための両輪として活用されるものとされている。

このとき、大型地震や津波等の低頻度でも発生すると大きな災害をもたらしうる外的事象によるリスク評価を行うことは重要ではあるが、低頻度事象であるがゆえに深層防護や安全裕度の確保等については一定の基準による線引きが必要となってくる。では、これらの安全設計上の基準を超えた領域では何が発生するのか、対策や代替措置として何を考慮すべきなのかについて検討するために、確率論などを活用した PRA 等による評価も加えていくことで現実的かつ有効な対応を進めていくことが可能となってくる。

2-2. 地震と津波の重畳事象

１F 事故は地震と津波による複合外部事象であり、地震とその後に設計を大きく超える津波が襲来したことによる影響が重畳した結果であった。これらの複合事象を評価するための地震・津波重畳リスク評価は低

頻度事象でも影響が大きいが、我が国に特徴的な外部事象リスクであるため国際的にも評価手法の先行例がない。このため、1F事故を経験した我が国の責務として地震・津波重畳事象に対する評価を実機適用できる技術をとして確立する必要があると考える。

ここで地震津波重畳事象とは、地震による作用（地震動、地盤傾斜等）及び津波による作用（没水・被水、波力、等）を合わせた重畳作用によって直接的に引き起こされる、あるいは先行した地震作用によって影響を受ける津波作用により引き起こされる事象をいう。この地震津波重畳事象におけるプラントの状態（過渡的な状態変化や人間行動によるものなども含む）や、その推移がどうなっていくのか、どのような起因事象を引き起こすのか（重畳シナリオ）を把握することで、現実的かつ体系的なリスク評価の実施を行っていく必要がある。

3. 地震津波重畳事象の事故シナリオ

3-1. 重畳事象の事故シナリオの検討

地震津波重畳事故シナリオを考える際には、対象とするサイトの地形や震源や発生しうる地震動や津波の状況などの特性が異なっているので、特徴を把握して重畳シナリオの検討に用いる前提条件などを明確に整理することが必要となる。

全く独立に発生した地震と津波が偶然に同時刻にプラントに影響を及ぼす複合外部事象のケースも考えうるが、現実的には同一の震源・波源からの地震波（本震）と津波がプラントに襲来する地震随伴津波を想定する。震源・波源は同じだが伝播速度の違いがあるため地震動後に時間差で津波が襲来し、海岸線沿いの防波堤・防潮堤、海水取水設備に到達する。このとき、津波高さが防潮堤高さを越流した場合が主に重畳シナリオの対象となり、敷地内浸水後に建屋の開口部（水密化されていない搬入口や空調ダクト等）から建屋内に浸水し、内部の設備に損傷を与えることで起因事象が発生する。加えて重畳シナリオでは、建屋の開口部については地震動による損傷での流入経路や流入量の変化、建屋内作業員の避難時に人的過誤により開放置される場合などの考慮も必要となる。さらに防潮堤高さより低い場合でも各種海水浸入ハッチの損傷、取水ピットからの浸水などの流路の発生があるのでプラントの特徴をよく把握することが必要となる。

図1に地震津波重畳事象における発生内容の時系列で整理したイメージを示す。

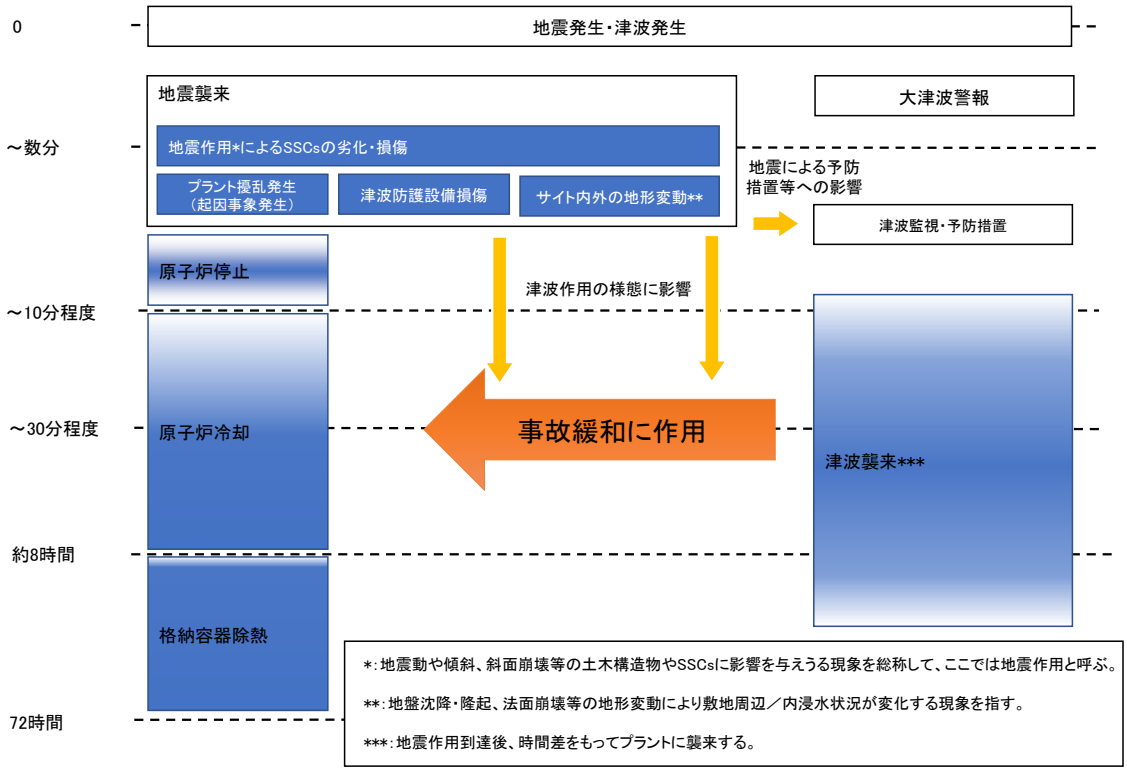


図1　地震・津波重畳事象における時系列の整理

なお、津波襲来後の大型余震のプラントへの影響は、対応するフラジリティ評価の技術などが十分ではないため、一般に地震及び津波はそれぞれ最大級の影響を与える1波を想定することで検討を行っている。

地震津波重畳事象における着眼点としては以下が挙げられる。

① プラントに先行して作用するハザードにより、後続のハザードの作用の様態の変化
✓ 重畳作用による津波防護設備の損傷に伴う（単独ハザードと異なる）津波浸水状況
✓ 地盤変動に伴う、（単独ハザードと異なる）津波浸水状況
② 重畳作用により、単独ハザードでは生起しないと想定されたシナリオの生起
✓ 重畳作用による（単独ハザードと異なる）SSCs の損傷（２次的影響を含む）
✓ 重畳作用による（単独ハザードと異なる）事故対応状況への影響
✓ 到達時間差による事故対応への影響
② ①及び②の組合せによって発生するシナリオ

一方で重畳シナリオのバリエーション（到達時間区分の追加や人的過誤やフラジリティと起因事象）による組み合わせについても考慮が必要となる。これは相互に排他的になる重畳シナリオ間で発生する事象が同一の事故シーケンス内に混在しないようにするための考慮と、バリエーションによる組み合わせが増えることによる計算量への対応としての考慮が必要である。後者の場合、津波単独のリスク評価ではフラジリティと津波高さの組み合わせは 20 程度で行っていたものが、到達時間区分や起因事象との組み合わせ、また地震動と津波高さの組み合わせ等も増えるため、簡単に数千のシナリオとなる。これらを評価のためのリソースの観点から複数の SSCs に影響する、他の事象発生に相関し影響がある等の重要なものに特定していくステップが必要となってくる。

更に事象間の関連性についても影響を受ける設備や対応を抽出し、それらの間での従属性あるいは相互影響を持つなどの相関性を把握して、対象とすべき重畳シナリオの特定をおこなう必要がある。

3-4. 一般的な地震津波重畳シナリオの例

以下に現在検討されている一般的な地震津波重畳シナリオについての例を表 1 に示す。これらの例は、地震動/津波のハザード評価やフラジリティ評価、確率論的リスク評価などの多分野の専門家による議論により整理したものであるが、これらに加えて評価対象プラントの設計や立地条件から想定される固有の重畳シナリオの検討がさらに必要である。

表 1　一般的な地震津波重畳シナリオの例

	重畳事象
1	地震作用による敷地周辺土木構造物の損傷（脆化）に伴う、津波の敷地到達経路の変動
2	敷地全面に渡る地盤変動（隆起／沈降）による敷地高さの変動に伴う津波影響の変動
3	地震動による岩盤斜面の崩落による津波防護施設の物理的損傷／機能喪失
4	地震作用（あるいは重畳作用）による敷地浸水防止あるいは排水のための津波防護設備の損傷による敷地浸水状況の変動
5	敷地内の地形変動（崩落岩塊等）による敷地内地形の変動に伴う津波伝播経路の変動
6	重畳作用による屋外 SSCs の損傷
7	地震作用による取水槽等におけるスロッシングによるインベントリ減少による津波水位低下時の取水障害
8	地震作用（あるいは重畳作用）により損傷した屋外 SSCs の漂流物化
9	地震作用（あるいは重畳作用）による津波浸水防護設備の損傷による建屋内への浸水、建屋間での津波の伝播
10	地震作用（あるいは重畳作用）による建屋内の溢水伝播防止設備等の損傷に伴う建屋内の津波伝播経

	路の変動
11	重畳作用による屋内 SSCs の損傷
12	地震作用（あるいは重畳作用）による貯槽・配管や格納容器等の損傷による系統内・格納容器内への津波の浸水、あるいは、機器の損傷により、浸水バイパスが生じることによる新たな浸水経路の生成
13	地震作用（あるいは重畳作用）による建屋構造躯体の損傷による津波の浸水
14	地震作用による津波防護対応・対策への影響
15	地震後の避難や地震・津波重畳発生後の避難対応・経路の変更
16	地震作用（あるいは重畳作用）による水位低下時の取水性確保のための設備の損傷
17	重畳ハザードの襲来により新たに生じたあるいは単独ハザード時より複雑化した作業現場・アクセスルート等の復旧作業
18	重畳ハザードの襲来による単独ハザード時と異なる事故緩和設備の操作
19	地震により発生した事故への対応中の津波襲来による事故対応の中断、稼働中緩和設備の損傷（地震・津波到達時間差）
20	地震影響への対応と津波影響の対応が重畳する際のリソース（設備、要員、時間余裕）不足

4. まとめ

原子力発電所の安全性の確保や弛まない安全性向上のために重要である IRIDM の活用について述べ、低頻度事象である外的事象、とりわけその中でも１F 事故により顕在化した我が国の特徴である地震津波の重畳事象のリスク評価においては、深層防護や安全裕度の確保等に加えてリスク情報も活用した総合的な取り組みが重要であることを述べた。

また、地震津波重畳事象においては何がプラントに起こるのかという事故のシナリオについて実機の固有情報を用いた現実的な内容で明らかにする事が重要であり、このための重畳シナリオの検討の際の留意点や、一般的な地震津波重畳シナリオの検討についての例を示した。

これらの検討が進むことで我が国の地震津波重畳に関する知見が広く各国での外部溢水事象の検討などにも活用され、原子力発電所の安全性と信頼性の向上に資することを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会 標準委員会 外的事象安全分科会,“外的事象に対する原子力安全の基本的考え方:2021（AESJ-SC-TR018：2021）”日本原子力学会 技術レポート, 2021.12

[2] 日本原子力学会 標準委員会 統合的安全性向上分科会、PRA 品質確保分科会,「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019(AESJ-SC-S012：2019)」, 2020.1

[3] USNRC, “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement”, 60 FR 42622, 1995.8

*Yukihiro Kirimoto[1]

[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み
Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(4) 地震起因の内部溢水による事故シナリオ

(4) Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event

*白井 孝治[1]，内田 剛志[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

2011 年東北地方太平洋沖地震で発生した東京電力・福島第一原子力発電所の炉心損傷事故は、我が国のみならず、世界的にも衝撃を与え、原子力発電所を保有する規制当局や国際機関 [1]は、地震によって引き起こされる二次的な災害（または複合災害）を重視し、多くの国が原子力発電所の包括的な安全評価を見直している状況にある。たとえば、米国原子力規制委員会（NRC）の短期タスク フォース（NTTF）による勧告 [2]では、原子力発電所における潜在的な地震誘因火災や溢水の発生防止及び影響緩和機能を強化するための評価の実施に言及し、NRC は NTTF 勧告に対応するためのアプローチの特定を試みた。この NRC の試みと並行して、米国 EPRI は、NTTF 勧告に対処するための地震リスク評価に関する 3 種類のガイド（地震 PRA ガイド [3]、地震ウオークダウンガイド [4]、地震誘因火災・溢水 PRA ガイド [5]）を策定した。また、ASME PRA 標準 [6]のコードケースでは、地震の二次災害の評価も新たに規定し、地震誘因火災・溢水 PRA の評価手順を示している。さらに、外部ハザードの評価に関する WENRA 安全基準レベルの要件 TU3.1[7]においても、PRA における地震誘因火災・溢水事象を含むハザードの考慮を規定している。以上のように、世界的にも地震によって誘発される内部火災と内部溢水（地震誘因火災・溢水）の地震リスクへの影響評価は、近年大きな注目を集めている状況にあるが、実務レベルの地震誘因火災・溢水 PRA の事例は非常に乏しい状況にある。

本報では、地震誘因溢水事象に着目し、構築すべき当該 PRA の実施フローや関連する研究事例（欧州でのや評価事例や我が国おける地震データベース）を紹介するとともに、我が国に適用する際に考慮すべ課題について俯瞰する。

2. 地震誘因溢水 PRA の概要

地震誘因溢水 PRA は、地震 PRA を出発点とし、地震による溢水事象の発生を考慮する。最新の地震誘因溢水リスク PRA の実施ガイドに関しては米国 EPRI の手法 [5]があり、欧米で適用されつつある。そこで採用された地震誘因溢水 PRA の実施手順は、おおよそ図 1 に示すフローとなる。

手順 1 では、プラントの区画や機器・配管配置情報、止水記録、潜在的な溢水源、保守条件や扉開閉状態、ダクトやトレイなどの貫通部等のプラント情報を収集・整理する。特に、地震相互作用の影響を受ける潜在的な機器（例えば、未拘束又は支持の弱い配管やタンクなど）に着目した包括的なプラントウオークダウンの実施は重要であり、地震誘因溢水事象における潜在的な発生源の特定に有効となる。

手順 2 では、地震時の溢水源（地震による損傷に伴う溢水の可能性のある機器）と溢水発生のメカニズムを検討する。例えば、非常用系統の

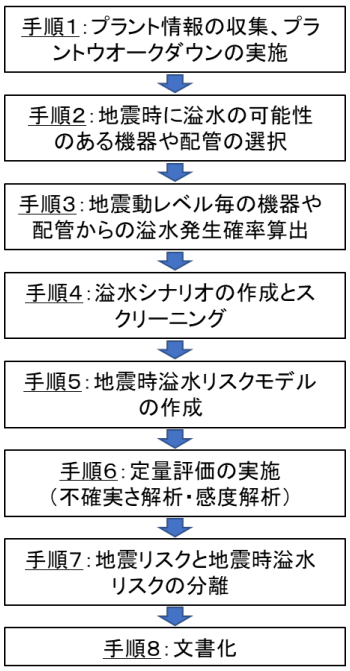


図 1 地震誘因溢水 PRA の手順例

*Koji Shirai and Tsuyoshi Uchida
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (NRRC)

配管及び支持構造物自体は堅固であっても、近傍に仮設された重量物（例：仮設梯子）が地震動で倒壊し、非常用系統に衝突することにより配管が破断する可能性がある。このようなシナリオを分析するうえで、手順 1 のプラントウオークダウンの結果を踏まえた検討が重要である。地震時の溢水源の同定事例については、スイス KKL が EPRI 手法に基づき実施した例[8]があり、3.1 節で紹介する。

手順 3 では、地震動レベル毎の機器や配管の破損による溢水発生確率を算出する。地震時の溢水発生頻度は、年超過確率単位で表される地震ハザードと、地震発生を条件とする条件付溢水発生確率（配管の破損確率）の積で表すことができる。地震ハザードは、地震動加速度の関数で表されることから、条件付溢水発生確率も地震動加速度の関数で表す方法が必要となる。この場合、地震動により引き起こされる配管損傷における限界耐力の算定が必要となるが、耐震 S クラス以外の配管については限界耐力が不明なことが多く、これら配管の損傷確率の算定が重要である。現時点では、各種フィールドデータが乏しく、ウオークダウンに基づく専門家判断に依存することになるが、最近では原子力発電所機器の地震経験データベースの整備が進められており、3.2 節で紹介する。

手順 4 では、地震動レベル毎の溢水シナリオを同定し、リスク上重要なシナリオの詳細評価を行う。すなわち、地震動レベル毎に溢水発生および建屋損傷を考慮した溢水進展の解析を行い、それぞれの状況において機能喪失する機器を同定する。

手順 5 では、地震動の影響と溢水の影響で引き起こされる起因事象を同定し、起因事象イベントツリーを構築する。ここで、地震により発生しうる炉心損傷直結事象（原子炉建屋破損、格納容器破損および原子炉容器破損等）は、起因事象の影響緩和機能を要求せず、地震誘因溢水 PRA の対象ではない（地震 PRA の対象）。地震により発生するが、影響緩和機能が溢水の影響を受ける可能性のある起因事象（大・中・小 LOCA、主蒸気管破断、主給水管破断、外部電源喪失、CCWS 機能喪失、PCS 機能喪失、一般過渡事象等）は地震誘因溢水事象 PRA の対象となる。地震により起因事象は発生しないが、地震に誘発される溢水が引起す起因事象や溢水による起因事象が要求する緩和機能が地震影響を受けうる事象も地震誘因溢水 PRA の対象である。また、地震誘因溢水条件下では地震影響の他、複数の溢水源への対応が必要となるなどにより要員のストレスレベルや葛藤が想定される。このため、地震誘因溢水事象では想定されるシナリオにおける人間行動形成因子やタイムウインドゥを的確に推定する人間信頼性解析が必要である。

手順 6 では、各地震動レベルで、溢水による機器・配管損傷の境界条件、地震時の物理的損傷条件やランダム故障を考慮したシステム信頼性解析を実施するステップである。

手順 7 では、地震リスクと地震溢水リスクが二重に評価されないように配慮するステップである。

手順 8 では、評価の妥当性が第 3 者によって検証可能となるように解析のプロセスを適切に記述するステップである。

3. 地震誘因溢水 PRA に関連する研究事例

3-1. スイスにおける地震誘因溢水 PRA の評価事例[8]

スイスのライプシュタット原子力発電所（KKL）は、スイス規制当局（ENSI）の規制要件に基づき、地震誘因火災・溢水 PRA を実施した。当該評価は、地震に対する決定論的手法と内部火災・溢水 PRA 手法を統合させつつ、地震誘因溢水 PRA に関する最新の EPRI 手法[5]を適用した、体系的かつ包括的な手法を適用している。図 2 に、KKL の地震誘因溢水リスクの検討フローを示す。

ステップ 1 では、既往の決定論的および確率論的な評価に基づき、26 建屋（700 区画以上）及び 62 溢水発生区画に存在する 50 以上の水を内包するシステムから、約 9,100 件の溢水源（径 25mm 以上の配管、タンク、開放型／閉鎖型消火システム用配管）を抽出した。その後、EPRI 手法に照らしたスク

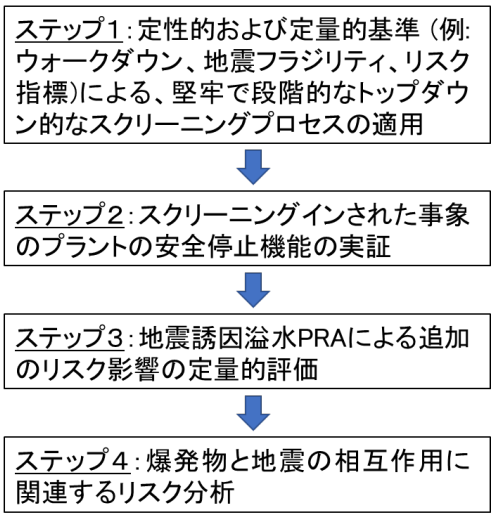


図 2 KKL の地震誘因溢水リスク検討フロー

リーニングプロセスを適用し、2 つの溢水源（地震によって引き起こされうる消火スプリンクラーの破裂による被水事象）以外がスクリーニングアウトされた。

ステップ 2 では、ステップ 1 で抽出された 2 つの溢水源に対するシナリオについて、スプリンクラー支持部の固定部の耐震計算に基づき、プラントの安全停止機能が影響を受けないことを決定論的に評価し、最終的に全ての溢水源がスクリーニングアウトされた。これにより、地震誘因溢水によるリスク増加の懸念はないと結論づけている。

3-2. 原子力発電所機器の地震経験データベース [10,11)]

湯山ら [10)]は、原子炉が緊急停止した地震を対象に、地震を経験した原子力発電所プラントにおける耐震 B/C クラスの機器・配管系を中心として、耐震 S クラス配管系や耐震クラスが設定されていない機器・配管系も含めた機器・配管系の不具合事例を収集した地震経験データベースの構築を進めている。当該データベースには、2003 年以降に発生した 6 地震のべ 34 プラントの不具合事例約 1,600 件が収録され、損傷レベル毎に分類されており、原子力発電所機器・配管系の地震被害に関する主な特徴として以下を示している。

・耐震 S クラス機器に関しては，機能低下・喪失レベルの損傷事例は発生していない.
・耐震 S クラス以外の機器に関しては、機能低下・喪失事例は，静的機能及び動的機能併せて約 270 件であり，設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有する。
・機能低下・喪失事例は，多くが屋外設置で非岩着の基礎・建物に設置された機器・配管系であり，岩着された基礎・建物に設置された機器・配管系の損傷はわずかである。

さらに、機器損傷に起因する波及的な不具合事例として溢水・漏水に着目し、図 3 に示す事例件数例を示している。スロッシングやオーバーフロー等によるプール・サンプ・ピット等からの溢水・漏水事象に加え、地盤の不等沈下による消火系埋設配管の損傷により、屋外消火栓の消火水量不足や原子炉建屋を貫通するダクト部から建屋内への流入による他機器への波及的な影響も生じたことも報告されている。また、他機器への波及的な不具合情報はなかったが、弁からの漏水では電源喪失で弁が開状態となった事例があった。このように、国内原子力発電所において地震誘因溢水リスクに係る事例は発生しており、これらの事例を収集・分析することは、地震誘因溢水 PRA の実施に向けて有益である。

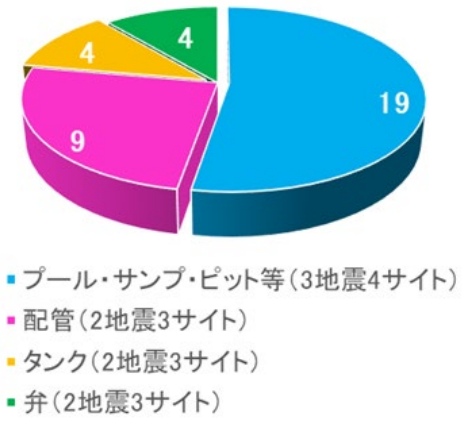


図 3 機器損傷に起因する波及的な不具合事例（溢水・漏水）

4. 我が国に適用する際に考慮すべ課題

① 国内水平展開に向けた優先順位付け：NRC は、NTTF 勧告 3（地震に起因する火災および溢水の評価）に対し、2015 年 10 月 29 日付 NRC スタッフ文書 SECY-15-0137 において、既存の NRC 要件に基づく原子力発電所の火災防護プログラムの堅牢性や内部溢水防止・影響軽減対策、ウオークダウンによる地震誘因火災・溢水に対する脆弱性の特定と是正を背景に、地震に起因する火災や溢水のリスクは、原子力発電所の数々の安全保護システムおよび一般的な耐震性を低下させるほどの地震の発生頻度が低いことに基づき、追加の安全性向上を図る理由になるほど大きくない。」との判断を下している。大規模な地震が想定される我が国において、NRC の結論がどの程度符合するか見極める必要があり、国内プラントにおいて地震リスクが地震誘因溢水により増加する程度を簡略に評価する方法を先ず開発し、その程度に応じて評価の詳細さや実施の要否を判断すべきである。

② 地震耐力の見直し：溢水源は一般に地震耐力の低い機器（例：耐震 B/C クラス）である。このため、耐震 B/C クラスの機器に期待しない我が国の地震 PRA では、高地震加速度時では地震により多くの機器が損傷するため、溢水による追加リスクは小さく評価されることが予想される。一方、3.2 節で述べたように、耐震 B/C クラスの機器においても、設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有するデータが集ま

りつつあり、耐震 S クラス以下の機器の前提を見直す必要がある。

③ **機器の相関性**：溢水事象は局所的な事象であり、地震による機器損傷の相関性を考慮する必要がある。

④ **同時多発性の考慮**：EPRI の手法では、地震発生頻度又は地震フラジリティが比較的低いことによる溢水源の局所性・独立性を前提としており、溢水の同時多発性は考慮されていないと推測される。国内プラント立地条件において、この前提の適用性を十分に確認する必要がある。

⑤ **溢水伝播ツール**：山田ら[12]は、津波により建屋内に浸水した場合の建屋内の扉の損傷や防護対策水位の超過による伝播流量の急激な変化等を追跡可能な建屋内浸水伝播モデル（図 4）を開発している。地震誘因溢水事象においても、地震動レベルに応じた建屋損傷を考慮した建屋内溢水伝播モデルの開発が急務である。

⑥ **地震誘因溢水シナリオの拡充**：EPRI の手法では、地震誘因溢水モードが限定的であり、国内プラントにおける評価手法を開発するためには、これらモードの発生可能性や関連する溢水進展シナリオの重要度に応じて手法を拡充すべきある。

- 燃料プールスロッシングによる溢水
- 火災と溢水同時発生
- 高エネルギー配管（例：補助蒸気配管）の破損（HELB）と溢水の同時発生

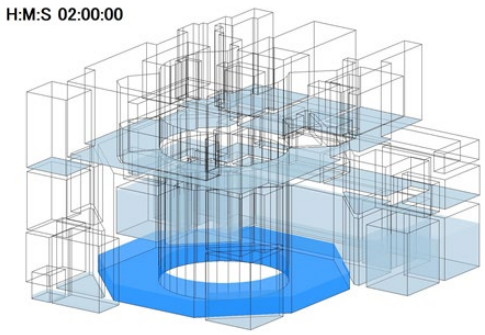


図 4 建屋内浸水解析の例 [12]

参考文献

1) Director General of IAEA, STI/PUB/1710, “The Fukushima Daiichi Accident”, International Atomic Energy Agency, 2015.
2) Charles Miller et.al, “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century – The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daiichi Accident”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2011.
3) EPRI 3002000709, “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide”, Final Report, December 2013.
4) EPRI 1025286, “Seismic Walkdown Guidance”, June 2012.
5) EPRI 3002012980, “Methodology for Seismically Induced Internal Fire and Flood Probabilistic Risk Assessment”, Electric Power Research Institute, June 2018.
6) Case for ASME/ANS RA-Sb–2013, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, The American Society of Mechanical Engineers, 2017.
7) WENRA RHWG, “Guidance Document Issue TU: External Hazards Head Document”, Western European Nuclear Regulators’ Association, January 2020.
8) Albena Stoyanova, Seismically Induced Internal Fire and Flood (SIFF) Events Assessment at Leibstadt, Switzerland, AL239, PSAM16, Honolulu, USA, June 2022.
9) IAEA-SSG-64, “Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants”, International Atomic Energy Agency, 2021.
10) 湯山 安由美 他，“原子力発電所における機器の地震経験に関する分析とその特徴”，[No.21-23] 日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2021.220, 2021.9.
11) R. Morita, et al., “Development and Analysis of Seismic Experience Database of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants based on Investigation Reports and Maintenance Records”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 375 (2021), 111078.
12) US NRC, SECY-15-0137, PROPOSED PLANS FOR RESOLVING OPEN FUKUSHIMA TIER 2 AND 3 RECOMMENDATIONS, October 29, 2015.
13) 山田他，"津波 PRA に関する技術基盤の構築　その 10：建屋内浸水を考慮したフラジリティ評価手法の開発"，1L11,，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2020.9.

2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(5) 原子力土木委員会との連携活動 (リスコミ、原子力地震複合防災)

(5) Cooperative Activities with the Nuclear Civil Engineering Committees

(Risk Communication and Disaster Prevention for Combined Nuclear and Seismic Accidents)

*蛯沢　勝三[1]

[1]土木学会原子力土木委員会

1. まえがき

土木学会原子力土木委員会（以下、原土委員会）と日本原子力学会リスク部会との連携は、リスクコミュニケーション（以下、RC）を対象として進められており、RC に関連して、原子力地震・津波防災に係る情報の共有も行われている。著者は、これら委員会と部会両方に所属しており、橋渡しの役割を担っている。両者の連携に当たっては、RC は両者だけに留まらずいろいろな委員会での重要テーマとして進められているので、連携成果を他委員会等へ反映することもスコープに入れ、連携の好例を目指して活動している。

原土委員会とリスク部会は、RC や原子力地震・津波防災に係る実践研究として、次のように活発な活動を行っている。土木学会全国大会令和 3 年度研究討論会「原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性」（2021 年 9 月）**[1]**における自然科学と人文社会科学の壁（リスコミの壁）、令和 4 年度研究討論会「リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて」（2022 年 9 月）**[2]**、原子力学会 2021 年春の年会リスク部会セッション「自然災害のリスクに着目した原子力防災―学際的活動と人材育成―」（2021 年 3 月）**[3]**、リスク部会主催「リスクコミュニケーションシンポジウム」（2022 年 12 月）**[4]**。

一方、原子力学会標準委員会は、「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」（2021 年 12 月）**[5]**を発刊した。同報告書では、外的事象に対する原子力安全確保のためのフレームワークを示し、国内外の実状をまとめ、外的事象に対する原子力安全確保向上のための課題とそれらの解決の一助となる提言が記載されている。加えて、提言内容を実効的に進める観点として、学会内外学協会との連携の重要性も記述されている。

本シリーズ発表では、標準委員会報告書の学会内外との連携の意義を是とし、報告書内の提言内容を実効的に推進するために、次の項目を議論する。リスク部会での実施項目（安全目標・不確かさ・原子力地震・津波防災）、M9 級地震に係る喫緊の項目（地震・津波重畳・地震起因の内部溢水）、原土委員会との連携項目（RC・原子力地震複合防災）。議論の観点は提言内容を一歩でも二歩でも進めるための実効的な取り組みの考え方について具体的案を示すと共に、他の提言項目への拡張の考え方も示す。

本報では、シリーズ発表の 1 つとして、原土委員会とリスク部会との連携項目の RC と原子力地震複合防災について、実効的な取り組みの考え方と実践例について言及する。

2. 標準委員会報告書におけるリスクコミュニケーションと原子力地震複合防災に関する提言内容 [5]

2.1 広範で活発なコミュニケーション [5]

“外部ハザードは、関連する専門分野が広いこと、発電所内の対処に留まらず周辺の広範囲にわたり被害が及ぶ場合もあることから、各組織から情報・意見を発信することに加えて、社会から広く意見を聴くことを忘れないようにするべきである。関係組織内/組織間におけるコミュニケーションの重要さはリスクマネジメント及び IRIDM で明記されているところであり、さらに社会とのコミュニケーションを通じて結論を出していくことも、非常に重要なことである。学協会は積極的に場及び機会の提供などに取り組む必要がある。原子力学会には、原子力安全のための複数の技術部会があり、意見・情報交換の場に相応しい。また、その場に規制機関も参画し、規制基準の根拠及び背景などの提供を行い、原子力安全の向上のために関係者が総力を結集できる仕組みが必要である。”

---

*Katsumi Ebisawa[1]

[1] Nuclear Civil Engineering Committee, Japan Society of Civil Engineers

2.2 広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時連携のアプローチ（原子力災害との複合災害）[5]

“外部ハザードは、発電所敷地だけに影響を及ぼすばかりではない。規模の大きいものになると施設敷地周辺の広域において被害が及ぶ場合もある。原子力災害との複合災害になる場合には、発電所による緊急時のアプローチと周辺地域の被害状況の両方において、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動ができることが必要となる。原子力発電所の深層防護第 5 レベルでは、周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備及び物資の搬入・人員の増援もあるので、立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用にかかる判断基準の検討も重要である。複合災害下における屋内退避や住民避難に係るリスクを地域で共有するリスクコミュニケーションを平時から実践することが肝要である。”

3. リスコミに係る実効的な取り組みの考え方と実践例

3.1 客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップと対応

2.1 の提言では、次を明記している。“社会から広く意見を聴くことを忘れないようにするべき”、“社会とのコミュニケーションを通じて結論を出していくことも、非常に重要“。以下に、社会との RC において留意すべき必須項目と実践例について述べる。

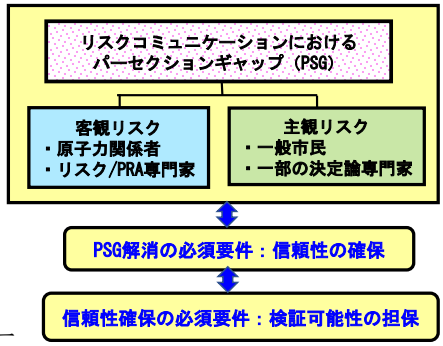


図 1 客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップと対応の考え方

放送大学教授奈良由美子先生は、リスク部会「リスクコミュニケーションシンポジウム」(2022 年 12 月)において、**図 1** に示す RC における客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップ(認知のずれ)の認識の重要性について強調された**[4]**。前者の定義は物理的なリスク、後者は人によって心理的に認知されたリスクである。前者の持ち主は例えば原子力関係者＆リスク/PRA(Probabilistic Risk Assessment)専門家が範疇に入り、後者は一般市民や一部の原子力関係者の決定論専門家に代表されると著者は認識している。また、パーセプションギャップ解消の必須要件は「信頼性の確保」であり、信頼性確保の必須要件は「検証の可能性の担保」であることも強調された。**図 2** に示す米国 NRC の RC ガイドライン**[6]** の表紙の模式図を用いて次を補足された。左上楕円は客観リスク(Probability×Consequences)、右上楕円は主観リスク(Hazard + Outrage（感情）) であり、両者を踏まえ RC が成り立ち、共通の認識を生み出す。“客観リスクを強調しすぎると逃げられるとの意見“の紹介もあった。客観リスクと主観リスクに係る理論・例示について、P. Slovic が二因子モデルとして発表した**[7]**。我が国での紹介文献を参照されたし**[8][9]**。



図２ 米国NRCリスコミガイドライン表紙の意味

原子力委員会元委員長岡芳明先生は、「リスクコミュニケーションと原子力安全に対する国民の信頼」と題して、原子力委員会メールマガジン（2019 年 7 月）**[10]**で次のように述べている。“RC の目的は信頼構築であること、安全の説明は心理的には危険の説明になること、「国民が理解する」とは「腑に落ちる」状態になることであり、意見を押し付け、強制してはこの状態にはならない。そのために、国民が知りたいと思って情報を探したら、根拠の情報まで辿れる状態になっている必要があるので、そのような情報体系を日本ではまず整備すべきである。” この内容は、上記奈良先生の「検証の可能性の担保」に相当すると著者は認識している。次も述べている。“地域とのコミュニケーションの経験のない原子力の専門家に、自分の理解しているリスク・安全性を、国民に発信すればよいと信じている方が多いのではないか。ボタンを掛け違えているのではないか。現時点の印象であるが、多くが、所謂広報に留まっているのではないか。コミュニケーションの実践を担う人材の育成と教育訓練も組織的になされていないのではないか。コミュニケーションの経験の共有も少ないのではないか。コミュニケーションはこうあるべきとの演繹型の考察よりも、実際の経験から教訓を得て、それらを共有しつつ、帰納的・実践的に考えるのが良いのではないか。”

IAEA・JNES 主催「国際リスクコミュニケーションワークショップ」(2012 年 11 月、新潟工科大)における東北大学名誉教授北村正晴先生の基調講演での次の思考（北村哲学）が極めて重要と著者は認識している**[3]**。

・「今は同意していないという状態であることに同意する（agree to disagree）」の認識が重要
・「不毛の対立を超えて意義のある不一致」の実現が重要

著者は、資源エネルギー庁地層処分技術 WG が策定した高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの県庁所在地市民への対話型説明会のうち 7 会場(2016 年 9 月～2018 年 5 月)に WG 委員の一人として参加した。参加に当たって、自らへ 4 つの命題を課した。そのうちの 1 つが“説明者が信頼されるにはどうすればよいか”である**[11]**。30 数年来の地震・津波リスク研究者・実務者として、北村哲学を確信して、市民の方々と丁寧に対話し、信頼構築に係る確かな感触を得る機会を体験した。同体験を通して、RC において“演繹型の考察よりも、実際の経験から教訓を得て、それらを共有しつつ、帰納的・実践的に考えるのが良いのでは”との岡先生の思考が必須要件と認識する。著者は演繹型の客観リスクの思考を持ち続けているものの、主観リスクの現実を十分認識・自覚するに至り、次を認識・確信している。**“RC 活動では、主観リスクの方々に、客観リスクの情報の場を公開して、「腑に落ちる」状態になるように心掛け、原子力安全の向上に繋がる RC を帰納的・実践的に進めるべきである”**

3.2 デルファイ法の実践

2.1 の提言では、次を明記している。“関係組織内/組織間におけるコミュニケーションの重要さはリスクマネジメント及び IRIDM で明記されているところであり、非常に重要 “。以下に、関係組織内/組織間における RC の実践例について述べる。

原土委員会リスコミ小委員会（委員長：奈良由美子教授）は、原土委員会委員 41 名を対象として、RC の目標を導出するために、次のデルファイ法による調査（2020 年 12 月～2021 年 7 月）を行った**[1] [12]**。

- デルファイ法：専門的知識や経験を有する複数人にアンケート調査を行い、調査結果を互いに参照して回答を繰り返し、集団意見を収束させる方法
- 手順：3 回の調査。第 1 回：自由記述式、“原子力発電に関して、社会への情報発信や対話が必要な項目”について、7 項目以内で、選出理由とともに自由記述してもらう。
  第 2 回：優先順位の選択式、第 1 回調査から得られた全項目を提示し、優先度の高い 7 つを選択。
  第 3 回：結果確認のための選択式、第 2 回調査結果から項目別に合計得点を算出して順位順に提示し、第 7 位まで順位付け。

回収件数は、回収基準 50%以上を満たした。社会への情報発信が必要な項目の上位 3 位は次の通り。①地震等の自然ハザード、②原子力発電の必要性、③我が国のエネルギー政策における原子力エネルギーの位置づけ・役割。対話が必要な項目の上位 3 位は次の通り。①原子力安全のうちリスク評価と設計との関係、②原子力のリスクと便益に係る認識、③地震など自然ハザードに関して、もの造りにどのように科学的知見を取り込んでいるのか。

同リスコミ小委員会は、リスク部会委員へ同様のデルファイ法調査を進めている(2022 年 11 月～)。今後、市民の方々へ同様の調査を予定している。関係組織内/組織間・組織外への調査結果を整理して、原子力発電に関するデルファイ法調査結果を公表すると共に、RC 実践の有り方を深めていく計画である。

4. 原子力地震複合防災に係る実効的な取り組みの考え方と実践例

4.1 原子力地震複合防災における RC の役割

2.2 の提言では、次を明記している。“複合災害下における屋内退避や住民避難に係るリスクを地域で共有する RC を平時から実践することが肝要“。これらの提言に対する取組みの考え方と実践例について述べる。

原土委員会は、研究討論会「原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性」（2021 年 9 月）において、次の 4 つの壁の現状と打開策について討論した。(1)自然科学における理学と工学の壁（地震ハザード認識論的不確実さ評価 SSHAC の取扱い）(2)工学における土木・建築・機械・電気・安全という関連技術間の壁 (3)プラント生涯における設計とリスク評価の壁 (4)自然科学と人文社会科学の壁（リスクコミュニケーションの観点）。(4)では、**3.2** デルファイ法の実践内容が紹介された**[1]**。討議に参加した京都大学名誉教授亀田弘行先生は、これら壁の打開策として、**“コンフォートゾーン(Comfort Zone)（居心地の良いと感じる心理領域）からの脱却”**の視点が極めて重要と指摘・強調された。

京都大学教授矢守克也先生は、日本地震学会「特別シンポジウム『等身大の地震学』をどう防災に役立てるのか？」（2022 年 12 月 24 日）において、「地震・津波ハザード情報とリスクコミュニケーション」と題して、次の津波避難訓練支援ツール「逃げトレ」とこれを用いた避難実践動画を紹介した**[13]**。「逃げトレ」は、スマートフォンさえ持っていれば、“いつでもどこでも、だれでも、だれとでも、すぐに津波避難訓練が可能。

最新の津波浸水想定からあなたは逃げ切れるか？”を明記している。「逃げトレ」の目標は次の 2 つ。目標 1：避難成功か失敗か、まずかったのか、「判定」・「診断」できない、従来の訓練を変えたい。目標 2：いつ、どこで、何処を通って、だれと逃げるか、当事者が決める。全て第三者（行政）が決めていた従来の訓練を変えたい。これまでの訓練・RC の課題として、これら目標 1 と 2 の浸透の重要性が強調された。

著者は、矢守先生の実践例がまさしく亀田先生指摘の**“コンフォートゾーンからの脱却”**の好例と認識している。目標 1･2 のように動機づけが明快であると、“自然科学・人文社会科学の壁”を乗り越えるエネルギーとなること、これは理学・工学等の自然科学の専門家への強いメッセージであると認識している。

4.2 原子力地震複合防災システムの現状と避難訓練の実践例

2.2 の提言では、次を明記している。“原子力災害との複合災害になる場合には、発電所による緊急時のアプローチと周辺地域の被害状況の両方において、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動ができることが必要”、“立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用にかかる判断基準の検討も重要“。以下に、これらの提言に対する取り組みの考え方と実践例について述べる。

原土委員会は、2022 年 5 月に規格情報小委員会 WG を設置して、“原子力防災の現状分析と土木分野の果たす役割の整理分析”を行うこととし、その一環として、研究討論会「リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて」（2022 年 9 月 12 日）を開催した。討論会では 4 人の専門家（蛯沢勝三、宗像雅広、臼田裕一郎、山田博幸各氏）からそれぞれの取り組みや実践例も含む最新の現状について紹介があった。柏崎刈羽 NPP 立地自治体の刈羽村品田宏夫村長が討論に参加した。

著者は、「自然災害に対する原子力防災に関するこれまでの取り組み」として、旧（独）原子力安全基盤機構(JNES)が福島第一NPP事故(2011年3月)前の2007年に開始したIAEA/津波特別拠出金事業TiPEEZ (Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone/周辺地域含めた原子力発電所の津波・地震に対する防災システム)の概要と、インド/クダンクラムNPPへの活用（2010年 2月）について紹介した。また、鹿児島県が2022年4月に公表の原子力災害時住民避難支援･円滑化システムの概要も紹介した**[2]**。宗像氏（日本原子力研究開発機構）は、「原子力防災への実践的取り組み」として、原子力施設等における緊急事態に即時に対応できる体制や実践例を紹介した**[14]**。臼田氏（防災科学技術研究所）は、「自然災害に対する防災への取り組み～SIP4Dによる組織横断型災害対応～」として、SIP4Dの概要と内閣府との実践訓練の最新状況の紹介を行った**[15]**。対話型災害情報流通基盤防災チャットボット「SOCDA」による詳細な被害状況把握の紹介もあった。山田氏（新潟工科大学/電中研）は、「TiPEEZを用いた原子力防災の取り組み- 実践例と最新動向-」として、次の内容を紹介した**[16]**。TiPEEZの各種機能と柏崎市・刈羽村職員・新潟工科大学生・地域住民参加によるTiPEEZを用いた原子力地震・津波防災シミュレーションの実践例。参加住民の電話による声“TiPEEZシステムの御紹介があり、こんなに役に立つものがあるのかと非常に感激しました”。同大学佐藤栄一教授の次の活動も紹介された**[16]**。“佐藤先生は、(公財)柏崎原子力広報センター・アドバイザーとして、柏崎・刈羽地域住民に対する出前講座や、県市村等の行政職員・消防団員に対する防災研修等を実践している。これらを通して、原子力立地地元大学の地域防災への継続的な取り組みの重要性を認識している。”

品田村長は、原子力避難について、次を明言された。“村民には避難用のガソリンの準備と村内防災無線に注意してくれ、他は村が責任をもって対応すると常に言っている”。次の心構えの発言もあった。“避難判断において、揺れの大きさの判断を間違わないようにするため、村庁舎新築に当たって免震構造とせず、耐震構造として、自分で直接体感できるようにした”。

主な討論内容は次の通り。国・県の原子力防災訓練において、市民目線の観点が必ずしも十分でない。原子力防災における内的事象と地震・津波等外的事象の取り扱いの違いの明確化、原子力地震・津波防災と一般防災との類似点と違いについて。一般防災側として、原子力地震・津波防災との連携を進める上で、原子力特有の放射性物質下での避難等について、協働作業が必要。

著者は討論を通し次の認識を持った。原子力地震複合防災に係るシステムの機能は着実にアップデートされており、原子力地震防災避難に係る道具立ては整っている。原子力立地自治体首長や地元大学の心構え、地域住民の意識が明確である。今後原子力地震複合防災の協働において、**“総論賛成各論反対でもなく滞っている状態”**が想定されるが、打破策として前述の**“コンフォートゾーンからの脱却”**思考が必須要件である。

5. まとめと今後の方向性

「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」報告書には、各種提言と学会内関連委員会や学会外関連学協会との連携の重要性が記述されている。本シリーズ発表では、提言内容を一歩でも二歩でも進めるために、対象提言について、実効的な内容を明記すると共に、関連学協会との連携の例を示した。

本報では、原土委員会とリスク部会との連携項目の RC と原子力地震複合防災について、実効的な取り組みの考え方と実践例について言及した。また、同取り組みで取り上げた関連学協会・機関は次の通りであり、これらとの連携の 1 例を示した。学協会（原子力学会標準委員会・リスク部会/土木学会原子力土木委員会/日本地震学会)、大学（放送大学/東北大学/京都大学/新潟工科大学)、研究機関（日本原子力研究開発機構/防災科学技術研究所/電力中央研究所)、行政機関（原子力委員会/柏崎市・刈羽村/鹿児島県)。

これら組織の関連の方々は少なくとも同じベクトルを有する同志であり、これら同志との連携・協働の延長線上に、他の多くの関連機関の方々と連携するための**“道標”**があると認識・確信する。しかしながら、この“道標”に従って活動を進めるうちに、それらの方々との連携の道筋において、**“総論賛成各論反対でもなく滞っている状態”**に直面することが想定される。このような状態からの打破策として、亀田先生指摘の**“コンフォートゾーンからの脱却”**の思考が有効と確信する。

これらを踏まえて、原土委員会規格情報小委員会では、“原子力防災の現状分析と土木分野の果たす役割の整理分析”の活動を進めると共に、同活動を通し関連機関の方々との連携・協働の実践を行う計画である。

参考文献

[1] 堀口逸子・高田毅士：原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性(4)自然科学と人文社会科学の壁−リスクコミュニケーションの観点−、令和 3 年度土木学会全国大会研究討論会、2021 年 9 月 6 日.
[2] 蛯沢勝三 : リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向け、自然災害に対する原子力防災に関するこれまでの取り組み、令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会、2022 年 9 月 12 日.
[3] 蛯沢勝三：自然災害のリスクに着目した原子力防災、-学際的活動と人材育成-、日本原子力学会 2021 年春の年会リスク部会セッション、2021 年 3 月 19 日.
[4] 奈良由美子：市民とのリスクコミュニケーション-リスク情報と意見の共有・共考をめざして-、リスク情報活用に関するリスクコミュニケーション、日本原子力学会リスク部会シンポジウム、2022 年 12 月 16 日.
[5] 日本原子力学会: 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方, 標準委員会技術レポート, AESJ-SC-TR018:2021、2021 年 12 月.
[6] U.S.NRC.: Effective Risk Communication-The Nuclear Regulatory Commission’s Guidelines for External Risk Communication-, NUREG/BR-0308, January 2004.
[7] P. Slovic: Perception of risk, Science, 236, pp.280-285, 1987.
[8] 岡本浩一：リスク心理学入門、サイエンス社、1992 年 11 月 25 日.
[9] 中谷内一也：リスク心理学、ちくまプリマー新書、2021 年 7 月 10 日.
[10] 岡芳明：リスクコミュニケーションと原子力安全に対する国民の信頼、原子力委員会メールマガジン第 273 号、2019 年 7 月 26 日.
[11] 蛯沢勝三：高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの対話型説明会に基づく知見の整理と活用の考え方 (1)概要、原子力学会2020年春の大会、2021年.
[12] 桑垣玲子・堀口逸子・奈良由美子：原子力安全設計における専門家・技術者とリスクコミュニケーション-原子力土木委員会を対象としたデルファイ調査-、日本リスク学会年次大会、2022 年 11 月 13 日.
[13] 矢守克也 : 地震・津波ハザード情報とリスクコミュニケーション、特別シンポジウム「等身大の地震学」をどう防災に役立てるのか？―確率論的地震ハザード評価とシナリオ型地震被害想定とその利活用― 、日本地震学会、2022 年 12 月 24 日.
[14] 宗像雅弘：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、原子力防災への実践的取り組み、令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会、2022 年 9 月 12 日.
[15] 臼田裕一郎：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、自然災害に対する防災への取り組み-SIP4D による組織的横断型災害対応-,令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会,2022 年 9 月 12 日.
[16] 山田博幸 : リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、TiPEEZ を用いた原子力防災の取り組みー実践例と最新動向-、令和 4 年度土木学会全国大会の研究討論会、2022 年 9 月 12 日.

(2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 C会場)

[2C_PL06] 討議

糸井 達哉[1]、成宮 祥介[2]、山口 彰[3]、桐本 順広[4]、白井 孝治[4]、蛯沢 勝三[5] （1. 東大、2. 原安進、3. 原安協、4. 電中研、5. 土木学会）

リスク部会は、安全目標、南海トラフ等M9級の地震・津波による原子力防災、土木学会原子力土木委員会との連携によるリスクコミュニケーション・原子力地震複合防災等広範な活動を進めている。標準委員会報告書「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021」における各種提言内容を実効的に推進するためのひな型構築を目的として、次の項目について議論を行う。リスク部会での先行的実施項目（安全目標・不確かさ・原子力地震防災）、M9級地震・津波に係る喫緊の項目（地震・津波重畳・地震起因の内部溢水）、原子力土木委員会との連携項目（リスコミ・原子力地震複合防災）。

©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

[3C_PL] BWR型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み

座長:北田 孝典(阪大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[3C_PL01] 柏崎刈羽原子力発電所7号機における力量向上の取り組みについて

*伊能 政雄[1]（1. 東電HD）

[3C_PL02] 女川原子力発電所2号機における安全対策について

*猪股 一正[1]（1. 東北電力）

[3C_PL03] 島根原子力発電所2号機におけるブローアウトパネル閉止装置について

*中島 大志[1]（1. 中国電力）

©日本原子力学会

2023年春の年会

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

（1）柏崎刈羽原子力発電所７号機における力量向上の取り組みについて

(1) Activities to improve capability at Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant unit 7

*伊能 政雄[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

弊社は福島第一原子力発電所事故以降，新規制基準に対応するための様々な工事や新たな体制構築を実施してきた。現在，最も取り組みが進んでいるのは柏崎刈羽原子力発電所の 7 号機である。

本稿ではこれらの取り組みのうち，事故時に活動する原子力発電所職員及び事故対応の要である運転員の力量向上に対する取り組みについて紹介する。

2. 柏崎刈羽原子力発電所の概要

柏崎刈羽原子力発電所は，新潟県中越地方の柏崎市と刈羽村にまたがって位置し，敷地面積は約 420 万平方メートル（柏崎市：約 310 万平方メートル、刈羽村：約 110 万平方メートル）となっている。合計 7 つの発電設備があり，柏崎市側に 1～4 号機，刈羽村側に 5～7 号機，合計 7 つの発電設備が設置されている。総電気出力は 821 万 2 千 kW である。

昭和 44 年, 柏崎市と刈羽村から原子力発電所建設の地元誘致をいただき, 建設計画が進められ設置された。今回紹介する 7 号機は 1992 年 2 月着工，1997 年 7 月に営業運転を開始している。

原子炉形式は改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり，電気出力は 135.6 万 kW である。2011 年 8 月 23 日に停止し，その後，安全対策工事を実施している。

3. 原子力発電所職員及び運転員の力量に関する課題

従前より，原子力発電所職員，運転員は事故対応のための訓練を実施していたが，福島第一原子力発電所事故の弱み，新規制基準により設置された新たな設備に対する運用，外部レビューによる弱点の指摘，長期停止によるプラント運転経験の低下など，運用についての課題が浮かびあがった。

4. 力量向上のための取り組み

課題を解決するために様々な対応を行ってきた。今回はその中でも代表的な取り組みについて紹介する。

- ・【職員】緊急時対策本部の指揮命令系統の明確化
- ・【職員】新たな指揮命令系統，体制，手順による様々な緊急時対応訓練の実施
- ・【運転員】運転 PWR プラント, 火力発電所への派遣
- ・【運転員】新規制基準に対応した訓練の実施
- ・【運転員】シミュレータによる実時間プラント起動訓練の実施

「福島第一原子力発電所事故を決して忘れることなく，昨日より今日，今日よりも明日の安全レベルを高め，比類無き安全を創造しつづける原子力事業者になる」ために,「あるべき姿」を目指し，地域や社会のみなさまに「安心」を実感いただき信頼される組織になるため，今後とも取り組んでいきます。

---

*Masao Iyoku[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2023年春の年会

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

（2）女川原子力発電所２号機における安全対策について

(2) The safety countermeasures for restart of Onagawa-2

*猪股 一正 [1]
[1] 東北電力株式会社

1. はじめに

女川原子力発電所 2 号機（沸騰水型軽水炉（BWR）、定格電気出力 82 万 5 千 kW）は、宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市に立地した原子力発電所であり、現在は、2023 年 11 月を工事完了の目標とした安全対策工事に取り組み、再稼働を目指しているところである。

本稿では、女川原子力発電所 2 号機の再稼働に向けた取り組みのうち、ハード面からの対策である安全対策工事の内容について、具体的な事例を挙げて紹介するとともに、更なる安全性向上に向けた取り組みについて紹介する。

2. 女川原子力発電所２号機の新規性基準適合性審査の状況

新規制基準においては、重大事故への進展を防止するための対策等が義務付けられ、再稼働にあたっては、原子力規制委員会による審査において、新規制基準への適合性の確認を受ける必要がある。

女川原子力発電所 2 号機は、2013 年 12 月 27 日に新規制基準への適合性審査申請を行い、2020 年 2 月 26 日に原子力規制委員会より原子炉設置変更許可を受けている。また、2021 年 12 月 23 日に、工事計画認可を受けている。

現在は、工事計画認可により内容が確定した安全対策工事を、2023 年 11 月の工事完了を目標に進めているところである。

3. 女川原子力発電所２号機の安全対策

3-1. 安全対策の全体像

女川原子力発電所 2 号機の安全対策は、万が一の原子力災害時に備え、「施設を守る」、「燃料破損を防止する」、「放射性物質を閉じ込める」の各段階において、実効性を高めるため、複数の対策を用意している。対策の実施にあたっては、高台（海抜約 59m 以上）を有する女川原子力発電所の敷地形状を有効活用し、原子炉建屋（海抜 13.8m）に設置する設備と同等の機能を持つ可搬型設備は、高台に設置するなどの対応を実施している。



図 1　安全対策の全体像

3-2. 地震対策

これまでも、約 6,600 カ所の耐震裕度向上工事等を実施してきており、東北地方太平洋沖地震においても、大きな被害は生じることはなかった。現在は、発電所の耐震設計に用いる基準地震動 Ss を 1,000 ガル（従前は 580 ガル）と設定し、基準地震動 Ss に対する耐震裕度の向上を図るための耐震補強（配管へのサポート追

設等）を実施している。

3-3. 津波対策

女川原子力発電所１号機の建設当初から、津波への備えとして、歴史上の津波実績等を踏まえた敷地高さ設定を行う等の取り組みを行ってきており、東北地方太平洋沖地震においても、最大津波高さ（約13m）は敷地高さ（海抜 13.8m）を超えることはなかった。現在は、震災の知見等を踏まえ、到達する想定津波高さを 23.1m と評価した上で、高さに余裕を持たせた海抜 29m の防潮堤かさ上げ工事を実施している。防潮堤の設置にあたっては、沈下防止、安定性向上への対策として、防潮堤下部の地盤改良や置換コンクリートの追加設置を実施している。また、敷地への浸水防止対策として、防潮堤の他にも、取放水炉の開口部に防潮壁を設置する対策も実施している。

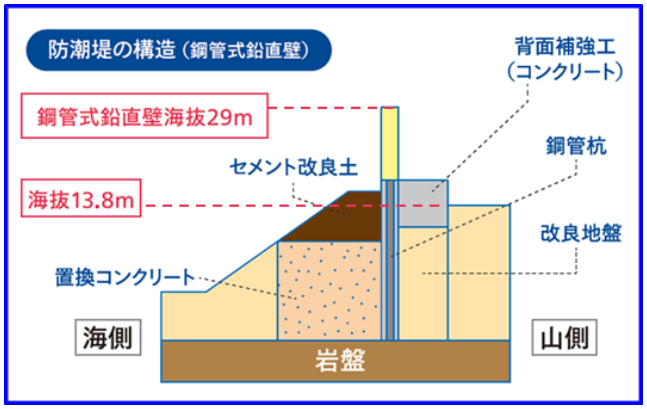


図２　防潮堤の構造

3-4. 地下水への対応

防潮堤を設置する以前においては、発電所敷地内の地下水は、山側から海側へ向かう流れが形成されていたが、防潮堤の設置後においては、防潮堤の沈下防止、安定性向上対策により、敷地内の地下水の流れが遮断されることになる。このため、地下水位の上昇による揚圧等への影響を考慮し、揚水井戸、揚水ポンプ、配管等で構成さされる地下水位低下設備を設置することとし、これにより、原子炉建屋等に作用する揚圧の低減及び地震時に周辺の構造物に生じる液状化影響の低減を図っている。



図３　揚水井戸

3-5. 電源の確保

これまで設置している外部電源（５回線）及び非常用ディ―ゼル発電機（女川 2 号機には３台）に加え、電源供給の信頼性向上のため、ガスタービン発電機、電源車等の代替電源を追加で設置する。このほか、直流電源の供給時間延長のための蓄電池の容量増強、自然災害による影響を防止するための燃料タンクの地下設置を行う。



図４　ガスタービン発電機と地下軽油タンク

3-6. 竜巻、火山、外部火災への対応

竜巻による重要な安全施設の損傷を防止するため、海水ポンプが設置されている海水ポンプ室への竜巻防護ネットの設置等、飛来物による損傷の防止対策を行う。火山に対しては、火山灰の除去に必要な資機材（ブルドーザ）の配備、空調系フィルタの予備品の確保等を行う。外部火災に対しては、敷地周辺の森林火災による発電所構内への延焼を防止するため、構内周辺斜面の伐採及びモルタル吹付による防火帯（幅約 20m、延長約 3km）の設置を行う。

3-7. 内部火災、内部溢水への対応

発電所内部の火災への対策として、火災発生防止対策（難燃性ケーブルの使用等）、速やかな火災の感知・消火対策（火災感知器等の多様化、自動消火設備の追加設置等）及び火災の影響軽減対策（防火扉の追加設置等）を実施する。建屋内溢水による重要な設備への浸水防止としては、水密扉設置や配管貫通部等の止水処置等の対策を実施する。

3-8. 冷却機能の確保

原子炉内の燃料の著しい損傷を防止するため、原子炉の圧力状態に応じた注水手段を追加で設置する。原子炉が高圧状態における注水手段としては、既設の原子炉隔離時冷却系の代替手段として、原子炉の蒸気で駆動する高圧代替注水系を設置する。原子炉が低圧状態における注水手段としては、直流駆動低圧注水系を設置するとともに、常設の低圧注水手段が使用

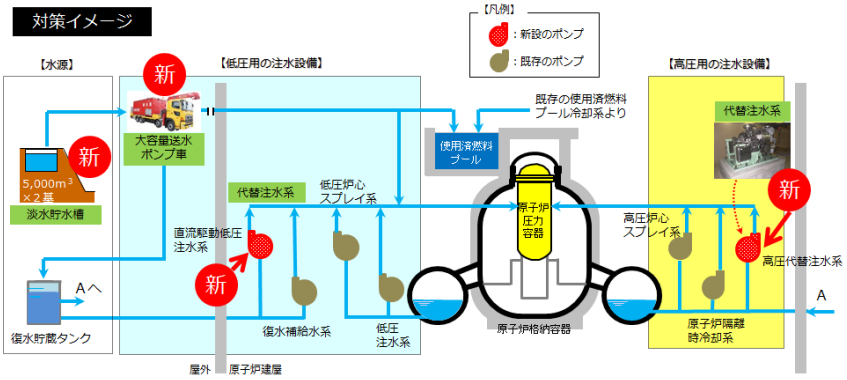


図 5　冷却機能確保のための対策

できない場合に備え、可搬型の大容量送水ポンプ車を配備する。

水源については、敷地内の高台に淡水貯水槽（1 基あたり容量約 5,000m³。2 基で構成。）を追加で設置し、必要な水量を確実に確保することとしている。

3-9. 閉じ込め機能の確保

重大事故時に、放射性物質の閉じ込め機能を持つ原子炉格納容器の圧力・温度が上昇した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、既存の残留熱除去系に加え、代替循環冷却系を設置する。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバのプール水を熱交換器にて冷却し、原子炉圧力容

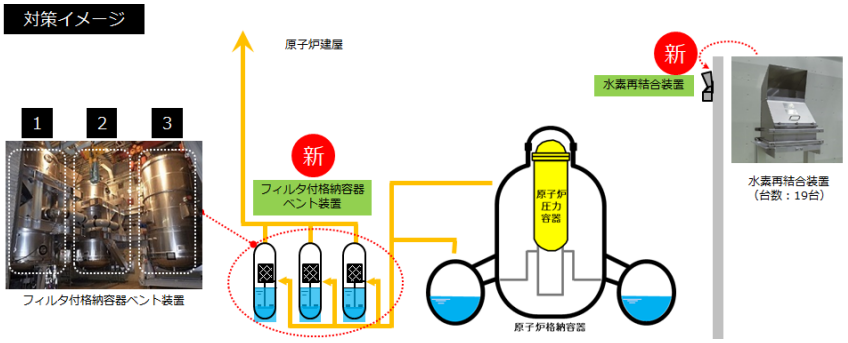


図 6　フィルタ付格納容器ベント装置と水素再結合装置

器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイする系統であり、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることが可能である。また、熱を最終的な逃がし場である海へ輸送する手段として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ車の配備を行う。

代替循環冷却系が使用できない場合は、原子炉格納容器の圧力を低下させため、原子炉格納容器内の気体を外部に放出する対応を行うが、外部に放出する放射性物質を抑制するため、フィルタ付格納容器ベント装置を設置する。これにより、直接放出時に比べ、放射性物質の放出量を 1/1,000 以下まで大幅に抑制することが可能となる。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素の濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、触媒により水素を再結合させる水素再結合装置を設置する。

3-10. 事故時対応の基盤整備

重大事故等が発生した場合においても、緊急時の対応に支障をきたすことがないよう、緊急時対応に必要な指揮所機能を有する緊急時対策所を敷地の高台に設置する。緊急時対策所は、通信連絡設備等を有し、放射線遮へいを考慮した躯体としている。



図 7　緊急時対策建屋

4. 更なる安全性向上のための対応

「3. 女川原子力発電所２号機の安全対策」で示した安全対策に加え、バックアップ対策である特定重大事故等対処施設の設置等に向けた取り組みを行っている。特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等により、炉心に著しい損傷が発生するおそれがある場合などにおいて、原子炉格納容器の破損を防ぎ、放射性物質の放出を抑制するための機能を有する施設である。当該施設の設置については、2022 年 1 月 6 日に適合性審査申請を行い、現在、審査中の状況である。

5. まとめ

女川原子力発電所 2 号機は、2023 年 11 月の工事完了を目標に、安全対策工事に取り組んでいるところである。今後も、安全対策工事を着実に進めて行くとともに、地域の皆さまのご理解を頂きながら、再稼働を目指していく。

*Kazumasa Inomata[1]
[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

2023年春の年会

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

（3）島根原子力発電所２号機におけるブローアウトパネル閉止装置について

(3) Blowout panel re-closing device at Shimane Nuclear Power Station Unit 2

*中島 大志[1]
[1]中国電力株式会社

1. はじめに

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則のうち第 59 条_運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（以下，「設置許可基準規則第 59 条」という。）に適合するための重大事故等対処設備として，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下，「BOPS」という。）を設置することとした。

BOPS の目的は，重大事故等時に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下，「BOP」という。）が開放した場合に，BOP 開口部を BOPS にて閉止し，原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）（以下，「原子炉棟」という。）のバウンダリを形成することで原子炉棟からの放射性物質の漏えいを抑制し，中央制御室内の運転員の被ばくを低減することである。

2. 要求機能の整理

2-1. 閉止機能

設置許可基準規則第 59 条の解釈では，「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。」と要求されている。

BOP は, 構造上, 開放した場合には, 容易に再閉止を行うことが困難であるため, 容易に閉止可能な BOPS の設置が必要となる。

このため，重大事故等対処設備である BOPS は，待機状態（開状態）にて，基準地震動 Ss により閉止機能を損なわないようにする必要がある。

また，BOPS は現場において人力による操作を可能とする必要がある。

2-2. 原子炉棟のバウンダリ機能

重大事故等時に BOP が開放した場合において BOPS は，BOP に代わって原子炉棟の一部となることから，バウンダリとしての機能（原子炉棟の気密性能確保）が必要である。

また，設置許可基準規則第 59 条では，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ，BOPS は基準地震動 Ss でもバウンダリ機能を損なわないように頑健性を有した設計とする必要がある。

BOPS の機能要求時に想定される地震，竜巻による影響に対する考慮の要否を表 1 に示す。

表１　BOPS に要求される機能の整理

設　備	要求機能	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
		地震	竜巻 差圧	竜巻 飛来物	地震	竜巻 差圧	竜巻 飛来物
BOPS （重大事故緩和設備）	閉止機能※1 （59 条）	—	—	—	○ (Ss)	○ 影響無し	—※2
	バウンダリ機能 （閉止後）（59 条）	—	—	—	○ (Ss)	—※3	—※3
	バウンダリ機能 （閉止時）（59 条）	—	—	—	○ (Ss)	—※3	—※3

※１：手動でも閉操作可能

※２：BOPS は重大事故緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要

※３：重大事故後の閉止状態での設計竜巻は，事象の重ね合わせの頻度から組合せ不要

3. 基本設計

3-1. 設計方針

要求機能を踏まえ，BOPS の設計方針を表２に示す。

表２　BOPS の設計方針

要求機能	基本設計方針（適合方針）
閉止機能	閉止状態において，非常用ガス処理系運転時に原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な設計とする。
	中央制御室にて，開閉状態が確認可能な設計とする。
	中央制御室からの遠隔操作により閉止可能な設計とする。
	現場において人力により閉止可能な設計とする。
	基準地震動 Ss に対して閉止機能が維持可能な設計とする。
建物気密の維持機能	BOPS の閉止状態において，非常用ガス処理系により原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保し閉止状態を維持可能な設計とする
	基準地震動 Ss に対して建物気密の維持機能が損なわれるおそれのない設計とする。

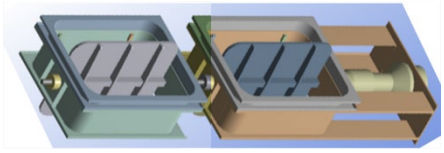
3-2. BOPS の構造

BOPS は，１つの駆動部に対して２体または３体のダンパを組み合わせた２連ダンパと３連ダンパ（図１）を更に複数組み合わせ，ダンパの設置架台と相まって２か所の BOP 設置個所に対して屋内側から閉止する設計としている。

BOPS の操作は，中央制御室からの遠隔操作又は各ダンパ駆動部に取付けられた手動ハンドルにて現場で操作可能とし，BOPS の開閉状態は中央制御室で確認可能な設計としている。

また，BOPS は加振試験を実施し，基準地震動 Ss においても閉止機能及び気密性が維持できることを確認している。

〈２連ダンパ〉



〈３連ダンパ〉

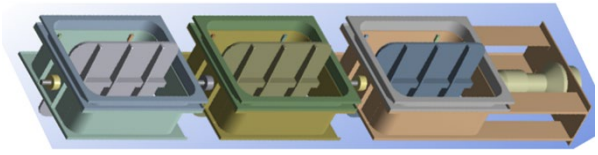


図１　BOPS（ダンパ部）

3-3. BOPS の閉止操作判断基準

BOPS の閉止操作の判断は，以下を条件に設定し，全ての条件がそろった場合に閉止操作を行うこととしている。

【閉止操作実施の条件】

① 炉心損傷を当直副長が判断した場合
② 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
③ BOP が開放している場合
④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合

上記条件のうち，①～③については設置許可基準規則第 59 条の要求事項を基に設定した条件であるが，④の条件については，同条文の直接的な要求事項ではなく，BOPS にて原子炉棟のバウンダリを形成することに伴い，原子炉圧力容器内で保有する冷却材のエネルギーが BOPS 等の原子炉棟内に設置している設備へ悪影響を及ぼさないようにする必要があることから，漏えい箇所の隔離ができていること，あるいは原子炉圧力容器の減圧が完了していることを条件に設定したものである。

4. まとめ

島根原子力発電所２号機に設置する BOPS の要求機能と基本設計について紹介した。

島根原子力発電所２号機の BOPS については，現地で設置工事を実施中である。

今後，島根原子力発電所では２号機再稼働に向けて BOPS を含む設備の検査対応を行っていく予定である。

---

* Taishi Nakashima[1]

[1] THE CHUGOKU ELECTRIC POWER CO.,INC.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | シニアネットワーク連絡会

[1D_PL] 次世代革新炉について語ろう

原子力の社会的受容性を改善するゲームチェンジャになるには

座長:早野 睦彦(SNW)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[1D_PL01] 次世代革新炉の種類と開発のポートフォリオ

*齋藤 伸三[1] （1. SNW）

[1D_PL02] 次世代革新炉の意義とその役割について

*針山 日出夫[1] （1. SNW）

[1D_PL03] 革新炉開発がいざなう次世代の原子力技術者

*高木 直行[1] （1. 東京都市大）

[1D_PL04] 学生視点からの革新炉政策

*篠原 知篤[1] （1. 東京都市大）

[1D_PL05] パネル討論：次世代革新炉に期待すること

モデレータ：針山日出夫[1]、齋藤 伸三[1]、高木 直行[2]、篠原 知篤[2]、堀越 蓮[3]、田丸 友也[2] （1. SNW、2. 東京都市大、3. 東工大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

次世代革新炉について語ろう
―原子力の社会的受容性を改善するゲームチェンジャになるには―
Let's talk about next-generation innovative reactors
- How to be a game changer to improve the social acceptance of nuclear power

(1) 次世代革新炉の種類と開発のポートフォリオ

(1) Types of next generation innovative reactors and portfolio of their development

齋藤　伸三
シニアネットワーク連絡会

１．はじめに

次世代革新炉の開発は、ＴＭＩ－２発電所事故を契機とし、特にチェルノブイリ－４発電所事故以降は安全炉と称し、その開発が提唱されてきた。液体冷却炉では、冷却材の重力移動や自然循環、あるいは、大気の自然対流のような基本的な物理法則を安全機能に採用した新しい形式の原子炉すなわち受動的安全炉への関心が高まった。その結果、世界的に幾つかの受動的安全の設計概念が提唱された。代表的な受動的安全炉としては、軽水炉であるＰＩＵＳ、ＡＰ-600（現在では AP-1000）、ＳＢＷＲ等が挙げられ、高温ガス炉ではＭＲＳ、ＨＴＲ-Mなどがある。そして、再び、福島第一原子力発電所事故を受けて、世界的に安全な革新炉開発が叫ばれている。

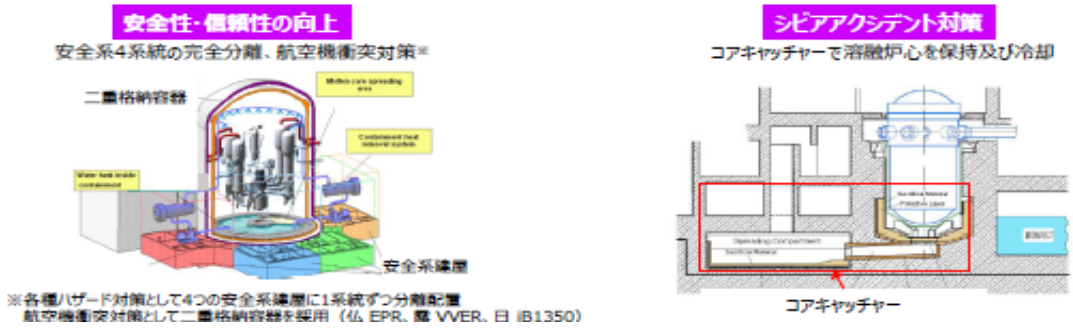
我が国では、現在、革新炉として、革新軽水炉（大型）、小型革新炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉に分類され、特に、政府の GX（グリーントランスフォーメーション）実行会議、その指示を受けた総合エネルギー調査会下の原子力小委員会、革新炉ワーキンググループにおいて、2022 年後半それぞれの現状、開発要素、実現可能性等について精力的に検討された。

ここでは、国際的な情勢も踏まえつつ、上記の革新炉の概要及び現状を述べる。

２．次世代革新炉の種類

（１）　革新軽水炉（大型）

大型の革新軽水炉は、従来の第 3 世代炉をベースに、① 地震、津波等の自然災害対策強化　② 航空機衝突対策を施した二重格納容器　③ 炉心冷却のための設備、電源の多重性、多様性の強化　④ 放射性物質放出防止対策　⑤ 溶融炉心の格納容器内保持（コアキャッチャの設置）等を具備したものが多い。先行するフランスの EPR の例を第 1 図に示す。我が国の PWR, BWR メーカも同様な検討（SRZ-1200, RBWR, iB1350）を行なっている。



第１図　EPR における安全性・信頼性の向上と重大事故対策

Shinzo Saito
Senior Network (SNW)

（２）　小型革新炉

小型革新炉の主力は軽水冷却炉であるが、それ以外の高速炉、高温ガス炉、溶融塩炉、マイクロ炉を含めると、代表的なものでも 20 基を超える。しかし、大半はまだ開発中である。小型革新炉は、出力 30 万ｋWe 以下の原子炉を言い、いくつかをつなげたモジュラー炉（SMR）も含む。その特徴、狙いは、

・安全性の向上：フルパッシブな革新的な安全設計　　・メンテナンス容易
・工場で組み上げる生産方式：品質の維持・向上及び現地工事量の削減
・電力需要が小さい地域、グリッドの未発達な地域（途上国等）への普及
・熱供給と併用　　・初期投資が抑えられ、早期の投資回収可能

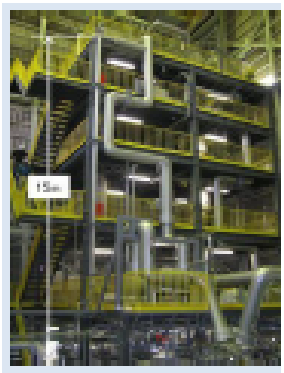
等々が挙げられている。

ここでは、実際に電気事業者が建設準備を進めている 2 炉型とマイクロ炉を紹介する。

①　BWRX-300　（日立-GE,GE-Hitachi）

・BWR タイプで、電気出力 30 万 kW　　・自然循環冷却による事故終息
　電源・注水設備不要の上、運転員操作なしで 7 日間冷却可能
・圧力容器に隔離弁を直付けすることにより冷却材喪失事故の発生確率を低減
・地下埋設によるテロや外的事象に対する耐性強化





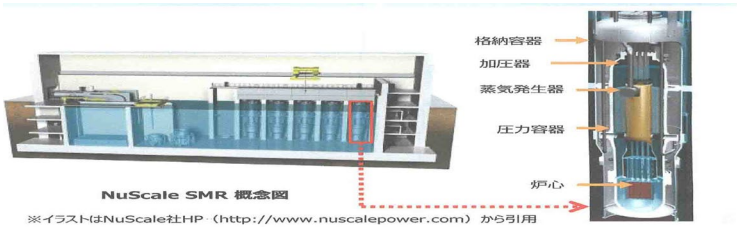
日立多目的蒸気源試験装置

第 2 図　BWRX－300 の特徴

カナダの電力会社 OPG 社が 2028 年運転開始を目指し選定

②　VOYGR（米 NuScale 社）

・PWR タイプで、１モジュール当り 50、77MWe で最大 12 モジュール
・圧力容器内に蒸気発生器を有する一体型炉　　・自然循環冷却による事故収束



第 3 図　VOYGR モジュラーの概念図

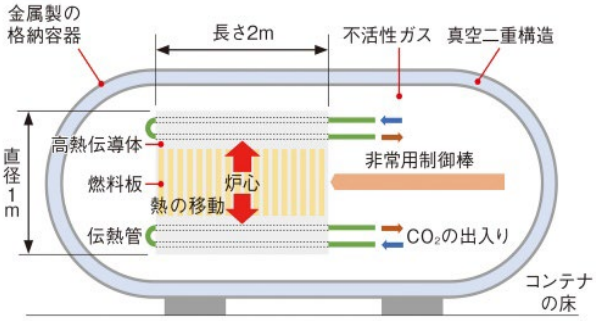
・モジュラーとしては、１モジュールの出力を 77Mwe とした VOYRG -4（308MWe)、同 6（462MWe)、同 12（924 MWe）を提示している。
・日揮、IHI の日本企業も出資して参加している。
・INL（アイダホ国立研究所）において初号機運転開始予定

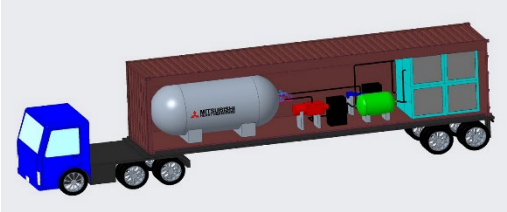
③　マイクロ炉（超小型炉）

米・露などでは古くからその開発に取り組んで来ている。米国では、国防総省が 2025 年の実用化を目指し軍事オペレーション用に、また、NASA が 2030 年までに月面探査の電力源として開発中である。ロシアでは、洋上発電用に小型 PWR を既に開発し、運用中である。

最近、日本でもアイデアとして全固体原子炉が提案されている。可搬性に優れ離島やへき地、災害時の電源用(500kW) 向きであるとしている。

・全固体原子炉で炉心サイズは直径 1m×長さ 2m　（第 4 図）
・炉心の高熱伝導体は円板形状で材料は黒鉛系、原子炉の冷却と減速材の役割を果たす。
・燃料版は、蜂の巣状で複数の穴を空け燃料ペレットを収納。燃料は 25 年間取り替えなし。
・格納容器は魔法瓶のような真空二重構造で、内部は不活性ガス





（三菱重工）

（３）　高速炉

我が国では、原型炉もんじゅの廃止後、2018 年 12 月の関係閣僚会議において、高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかのタイミングとなろうから 21 世紀半ばの適切なタイミングで技術的成熟度、ファイナンス、運転経験等の観点から、その後現実的なスケールの高速炉が運転されることを期待するとされた。開発の進め方としては、当面 5 年程度は、これまでに培った技術、人材を最大限に活用し、民間による多様な技術開発を促進するとしている。 国の支援（NEXIP）を受け、三菱重工、日立―GE 等が常陽、もんじゅと異なるコンセプトを提案している。

①　小型ナトリウム冷却金属燃料高速炉（MCR-200）　三菱重工、三菱 FBR システム

・金属燃料を粒子型とし受動停止による安全性向上、ナノ粒子をナトリウム冷却材に混ぜることで、ナトリウムの化学的活性を抑制
・二次系ループをモジュール型に増やすことにより出力増加が可能

②　小型ナトリウム冷却金属燃料高速炉（PRISM）　日立-GE

・小型モジュール高速炉
・金属燃料による固有安全性、静的機器による受動安全

設計概念は、米国の VTR,　Natrium 炉に採用

③　軽水冷却高速炉　日立-GE

・MOX 燃料棒を稠密に配した四角格子燃料を既設の BWR／ABWR に装荷し、プルトニウムを集中的に経済効率良く燃焼

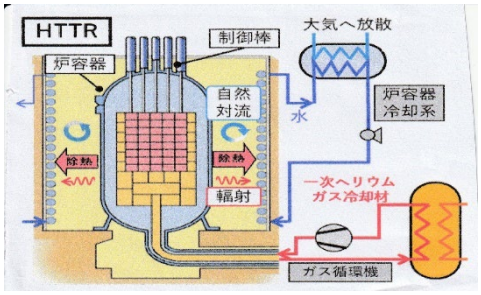
（４）　高温ガス炉

高温ガス炉の特徴として

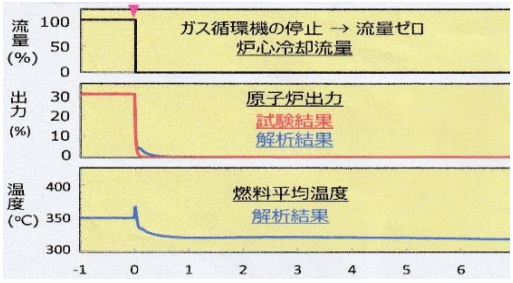
・安全性が極めて高く、重大事故対策が不要
・出力密度が低く、炉心の熱容量が大きいため炉心の温度変化は緩慢
・原子炉容器外への輻射伝熱により崩壊熱は冷却される。（第 5 図）
・冷却材流量喪失＋電源喪失事故に対しても、非常用冷却設備は不要。（第 6 図）

また、極めて高い原子炉出口温度が得られるので、発電のみならず多方面に利用可能であり、多段カスケード式に熱を利用すれば、総合熱利用率 70～80%も可能

原子炉出口ヘリウム温度 950℃を達成している HTTR では、水素製造試験の準備を進めている。また、HTTR では英国、ポーランドから技術供与が求められ、我が国のメーカを始め、欧米各国で発電と水素製造に供する高温ガス炉システムが提案されている。



第 5 図　輻射伝熱による炉心冷却方式



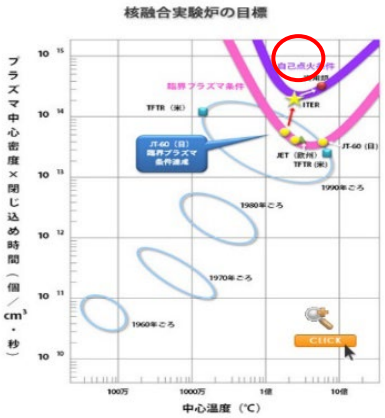
第 6 図　冷却材流量喪失実験結果

（いずれも高温工学試験研究炉（HTTR）より）

（５）　核融合炉

核融合反応により持続的にエネルギーを取り出し、発電に利用出来るとすればトカマク型であるとされ、長年の国際協力で進められている熱核融合実験装置 ITER は建設途上にある。ITER により、達成、実証すべき課題等は多々ある。

- 自己点火条件の達成（第 7 図）
- 長時間燃焼（～1000 秒）の実証
- 大型・高磁界の超伝導コイル、遠隔保守技術とその適用が可能な炉構造機器の実証
- プラズマ対向機器実証
- 電流駆動装置加熱・実証
- トリチウムの安全管理・回収
- エネルギー取り出し方法の確立

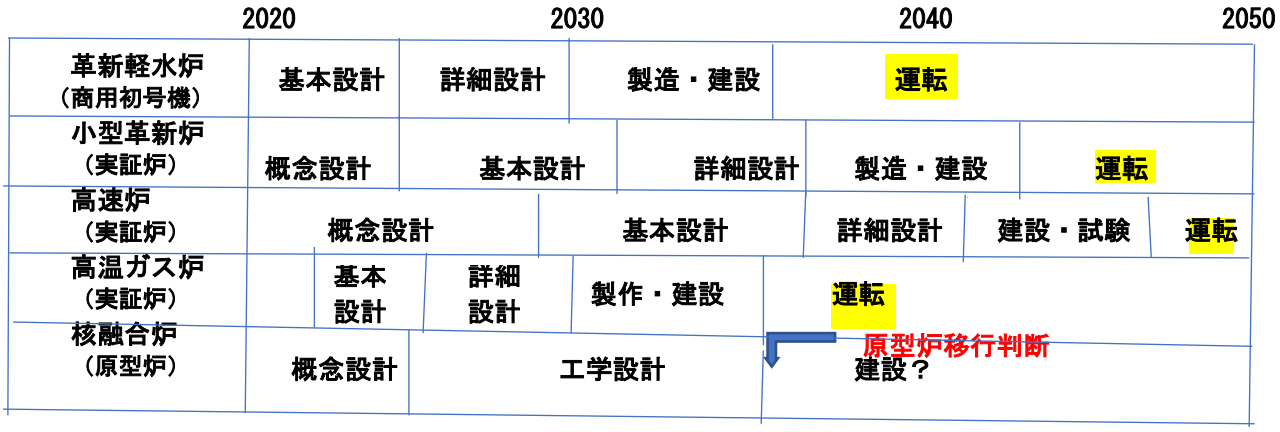


第 7 図　自己点火条件の達成

３．次世代革新炉開発のポートフォリオ

革新炉の開発においては、斬新かつ実用化に直結するアイデア、コンセプトは歓迎されるべきであるが、新型炉の開発は、一般的には、実験炉（試験炉）の建設・運転を通じて、その炉型の実現性・有用性を見極め、原型炉で発電等に利用する上での安全性・信頼性を確認する。その上で実証炉により実用化に向けた経済性の見通しを得て実用化へと進む。

革新炉（大型）は世界的にも建設・運転が進んでいる既存軽水炉技術の延長線上にあり、最も成熟度が高い。小型軽水炉も軽水炉の延長線上にあるが、経済性も含め初号機建設について不確実性がある。ナトリウム冷却高速炉は、我が国では、酸化物燃料、ループ型の経験はあるが、金属燃料、タンク型は未経験であり、研究開発が必要である。高温ガス炉は、世界最先端の HTTR の経験があり、水素製造の実績を積めば実証炉に挑戦する段階である。核融合炉は、ITER において 2035 年に核融合運転開始を予定されているが、掲げている目標がどの程度達成されるか結果が待たれる。



第 8 図　革新炉の建設・運転ロードマップ（原子力小委員会資料中、「導入に向けた技術ロードマップ」より、炉の建設・運転に係る項のみ抽出）

2023年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

次世代革新炉について語ろう
―原子力の社会的受容性を改善するゲームチェンジャになるには―
Let's talk about next-generation innovative reactors
How to be a game changer to improve the social acceptance of nuclear power

(2) 次世代革新炉の意義とその役割について

(2) The mission and it's role of next-generation innovative reactors

針山日出夫
シニアネットワーク連絡会

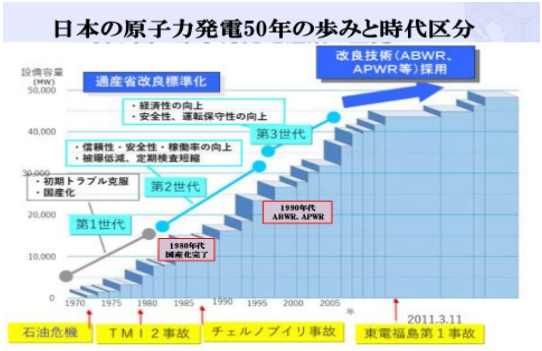
１．はじめに

次世代革新炉は古くて新しい話題である。2022 年 2 月のロシアによるウクライナ侵攻により世界はエネルギー危機と直面し資源高騰と格闘しつつ脱炭素への挑戦を続けている。資源ナショナリズムが先鋭化し国内では電力逼迫に苦慮しつつある中、昨年夏の我が国の原子力政策の大転換宣言によって次世代革新炉は一躍世間の注目を集め、メデイアや産業界だけでなく学協会や学生達も熱い視線を注ぐようになってきた。世界では 30 カ国・５国際機関で約 30 以上の所謂革新的原子炉モデルが開発中であるが (1)、我が国では開発目標仕様・開発期間・予算化規模・開発に係る人的資源の確保・国際協調プログラムの成り行き・社会への実展開時期・建設資金調達などは今後の検討課題である。

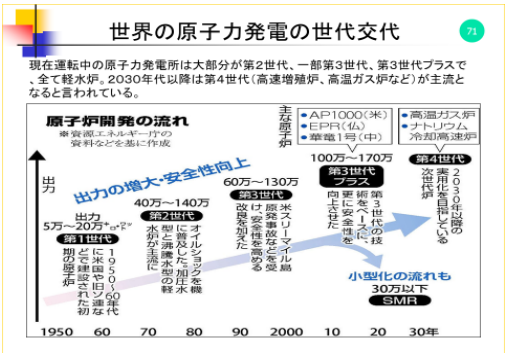
次世代革新炉の開発が政府の目論見通りに進むかどうか楽観は許されないだろうが、ここでは世界での開発動向を俯瞰しつつ我が国のエネルギー安全保障の観点から当面期待が大きい大型革新軽水炉に着目してその開発の意義と役割について検討する。

２．発電用軽水炉の進化と世代交代

次世代革新炉について語るには内外における原子力発電の進化の歴史と世代交代の様相を俯瞰することが肝要である。付図 1,2 から、原発は初期故障問題を克服しつつ信頼性・運転性・安全性・経済性を改善してきたことが分かる。世界はまさに次世代革新炉への世代交代の時期が到来しているといえる。



付図１．日本の原子力発電の歩み



付図２．世界の原子力発電の世代交代

Hideo Hariyama
Senior Network (SNW)

３．次世代革新炉の開発理念と開発目標

世界は TMI 事故やチェルノブイル事故や東電福島第一事故など厳しい原子炉事故を経験するたびに革新炉開発へのアクセルを踏んできた。開発戦略は国情の違いにより異なるが世界で共通している開発目論見は以下のポイントで整理できる（順不同）(1)。

① より高度な安全性の確立と安定供給性（事故時安全性：日本では最大の要件）
② より良好な経済性の獲得（国家の支援による初期投資負担の軽減、資金回収性の改善）
③ 立地・運用の柔軟性の確保（変動再エネを補完できる出力制御性、水素・熱利用の拡大、立地多様性）
④ 資源循環性（ゼロエミッション電源の核燃料サイクル確立、高レベル放射性廃棄物の再資源化）
⑤ 核拡散抵抗性の付与

以上の詳細については企画セッションで議論を深めたいと願う。

４．次世代革新炉の開発と建設の意義と役割

原子力政策の大転換では既設炉の最大限活用・運転期間延長・次世代革新炉の開発と建設・バックエンド対策の推進がパッケージで提唱された。次世代革新炉の開発・建設は我が国の原子力政策の円滑な推進の上で極めて重要であり歴史的転換点といえる。その意義と役割は以下の観点から模索することができる。

① エネルギー安全保障
資源小国の我が国で、安定供給性が高い自主技術による原子力発電を長期に亙り主要電源と位置付ける事はエネルギー安全保障の強化の観点から大前進である。又、新しい安全メカニズムを備えた革新炉は原子力に対する社会的受容性を改善することが期待できる。

② 原子力政策の漂流にピリオド
東電福島第一原発事故以来政府は原子力とは正面から向き合うことがなくエネルギー政策は漂流してきたといえる。10 年余にわたる漂流のつけは重く、この間産業界は沈滞しサプライチェーンは弱体化を余儀なくされた。ここにきての政策大転換は原子力政策の不確実性解消への第一歩であり、政策予見性確保への期待は大きい。

③ 将来世代の針路形成環境
各種革新炉の研究・開発・人材育成への新たなモーメンタムが形成される契機となり、意欲溢れる若者が一生の仕事として集まってくれる環境が形成されていく期待が膨らむ。

以上の詳細についても企画セッションで議論を深めたいと願う。

５．まとめ

次世代革新炉の開発は号令が発されただけでありこれから実務が展開されていくことになる。多くの課題が待ち構えていると思われるが国は強力な司令塔機能を発揮してこの壮大なプログラムが整然と展開されていくことを期待したい。大型革新軽水炉については既存の実証済み技術を最大限で活用しつつ新規設計概念を固めて纏めていくことになると思われる。然し、建設に至るまでには産業界の立て直し・サプライチェーンの整備・規制リスクの払拭のための安全規制業務の改革の断行・バックエンド問題の前進など基盤的政策を推進することも肝要であると思われる。

以上

参考文献：

（１）「革新的原子炉の研究開発動向に関する調査報告書」　日本原子力研究開発機構、平成 30 年 2 月

2023年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

次世代革新炉について語ろう
―原子力の社会的受容性を改善するゲームチェンジャになるには―
Let's talk about next-generation innovative reactors
How to be a game changer to improve the social acceptance of nuclear power

(3) 革新炉開発がいざなう次世代の原子力技術者

(3) Innovative Reactor Development Inviting Next-Generation Nuclear Engineers

*高木直行

東京都市大学

1. はじめに

次世代革新炉とはどのような機能・特性を有する原子炉か。これまでの、いわゆる第三世代までの原子炉とは何が異なるのか。将来の原子力システムが満たす要件については、これまでも多く議論が重ねられてきたが、本企画セッションの趣旨に照らせば、それは原子力の社会受容性をも改善する、魅力的な炉概念となることへの期待が伺える。国民に浸透している「原子力＝危険、廃棄物問題、核拡散」といったイメージを革新炉が払拭し得るのか、そうするには何が必要かについて、時代を担う世代の視点を踏まえて考えてみたい。

2. これからの原子力に求められる要件

2022 年に実施された原子力小委員会革新炉 WG や GX 会議での議論を経て、政府は「可能な限り依存を低減する」としていた原子力政策を「安全を大前提とした原子力発電の最大限活用」へと転換させた。提示されたロードマップに則り、各原子炉メーカは 2030 年半ばの建設・運開を目指して、革新軽水炉の開発を加速させ始めている。過去の軽水炉開発・建設実績を活かし、新たな工夫を凝らして基本設計が進められているが、各社間で共通する安全設計思想として、a)安全設備の多重性強化、b)共通要因故障を排除するための多様性強化、c)多重化／多様化した系統間の独立性強化、d)高い信頼性確保のための静的安全系の導入、e)静的安全系と即効性ある動的安全系の調和化、f)耐震性の強化、g)自然災害、航空機衝突、テロへの耐性強化、h)溶融炉心を捕捉・冷却するコアキャッチャー導入、i)放射性物質放出防止設備導入による被ばく低減、j)公衆の緊急避難／長期移住の不要化、などが挙げられる。

これらが、福島原発事故の教訓を踏まえ近い将来に建設される原子炉が新たに（もしくは強化して）備える要件、即ち革新軽水炉の魅力と言えよう。ではさらに未来の原子力に対して求められる要件・機能とはどういったものだろうか。議論のたたき台としてその例を図 1 に示した。

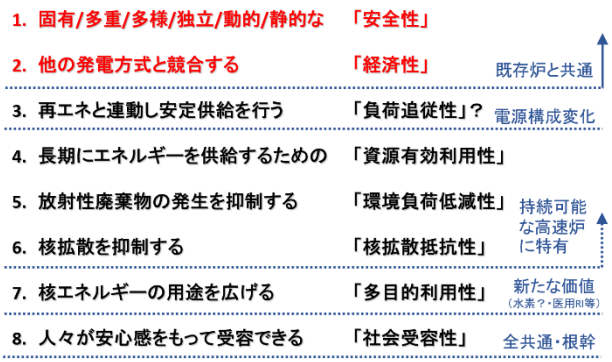


図 1 これからの原子力に求められる 8 要件(例)

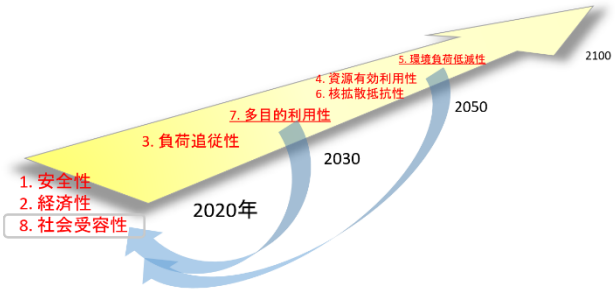


図 2 8 要件の時系列的展開と社会受容性との相関

「1 安全性」と「2 経済性」は既存炉との共通要件であるが、「1 安全性」については上述の通り、革新軽水炉の段階で質的な発展があり、また絶えず追求されるべき要件である。「3 負荷追従性」は再生可能エネルギーのシェアが増大する昨今重要度を増した要件だが、資本費比率の大きな原子炉で出力調整する（すなわち稼働率を低下させる）ことが本当に得策かについて精査が必要である。余剰中性子に余裕のある高速炉に移行すれば、閉サイクルとの組み合わせで「4 資源有効利用」と「5 環境負荷低減」が達成可能となる。この 4 こそが、原子力＋閉サイクルに期待される本来の機能であり、5 との同時達成で、原子力は燃料と廃棄物に責任を持つエネルギー源となり得る。同時に一方で、ブランケットで高純度 Pu が生成されることとなるため、「6 核拡散抵抗性」の重要度が軽水炉サイクルに比べて高まる。また、これまでの商業炉はその用途が「発電」に特化されてきたが、水素製造、プロセスヒート、医療・工業用 RI 生成等にも活用が可能であり、「7 多目的利用性」が今後の原子力の新たな価値・魅力として期待される。

ウクライナ危機や昨今の電力不足により、エネルギーセキュリティに対する社会認識にやや変化は見られるものの、依然として原子力に慎重な論調は根強い。太陽光や風力の再生可能エネルギーで二酸化炭素を排出せず持続可能な電源構成は可能であり、原子力は不要とする政党もある。すなわち、「8 社会受容性」は、原子力を利用する上での前提であるはずだが、その獲得に成功してきたとは言い難い。正論での原子力 PA はこれまでも尽くされてきたが、説得すればするほど逆の効果をもたらす心理的な効果（ブーメラン効果）すら働いている。福島事故以降はなお顕著である。当面は言葉よりも実践によって、原子力の安全や価値を社会へ示し信頼を獲得していく他ないのではないだろうか。図 2 は、上で述べた 8 つの要件が満たされるべき時期を時系列的に、相互の関係性とともに示している。原子力は、非化石エネルギー源としての発電のみならず、生み出した長半減期の放射性核種の燃焼により半減期を短縮できることや、水素製造や医療/宇宙用 RI 生成等、多様な産業や医学にも役立つことを、安全確保の上に実践を積み上げ示すことが、社会受容に質的変化をもたらし信頼回復へつながると期待したい。

3. 前向きかつ予見性ある分野を志向する若い世代

今後数多く進められる原子炉の廃止措置、1F サイトの事故収束に向けた取り組みやバックエンド事業には、多くの革新技術や人材が必要であり、多額の投資が行われることにも違いないが、例えば大学を受験する前の高校生に、それらの重要性や必要性を説き、原子力への理解を得たり、ましてやこの分野の途へ導くことは、残念ながらたやすいことではない。1F 事故以降、国が「可能な限り依存度低減」としていた原子力政策下においての、原子力学科を持つ（数少ない）大学の昨今の入試・募集状況や、東京都市大学が 2019 年度から導入した「原子力人材入試」の実態がそれを物語っている。またこの傾向には保護者（すなわち社会一般）の考えも無関係でないことを肌で感じている。手塩にかけた我が子が、国が収束させると謳う分野に進むことを快く思う親はいない。

どの時代のどの分野でも、若い世代が「前向きな何か」に魅力を感じ、自分もそれに貢献したいと考えることは自然であろう。ある大学生就職意識調査 [1)] によると、経済状況の悪化や大きな災害等が起こった際には「楽しく働きたい」、「自分のやりたい仕事（職種）ができる」、「給料のよい」といった項目のポイントが減少し、「人のためになる仕事をしたい」、「安定している」が増加する傾向となることが報告されている。現代において、優秀で活気ある人材が競って押し寄せる魅力的な分野とは、前向きであることに加え、何かに裏付けられた予見性が重視されているように思われる。

炭酸ガスを排出せず、考え得るあらゆる自然災害やテロに強く、万一の事故時にもその影響を敷地境界に留め市民の健康や生活への影響を最小化する革新軽水炉や、海外への資源依存度を低減し持続可能なエネルギー生産や廃棄物の寿命短縮可能な高速炉、さらにはプロセスヒートや核医学にも貢献する原子炉を国の方針として実現していくとなれば、原子力は若い世代に十分魅力的な分野となるのではないだろうか。革新炉開発が次世代の原子力技術者をいざなうことを切に願う。

参考文献 1)　マイナビ キャリアリサーチ LAB「2022 年卒大学生就職意識調査」

*Naoyuki Takaki, Tokyo City University

2023年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

次世代革新炉について語ろう
―原子力の社会的受容性を改善するゲームチェンジャになるには―
Let's talk about next-generation innovative reactors
How to be a game changer to improve the social acceptance of nuclear power

（4）学生視点からの革新炉政策

(4) Innovative Reactor Policies From A Student's Perspective

*篠原 知篤[1]
[1]東京都市大学

1. はじめに

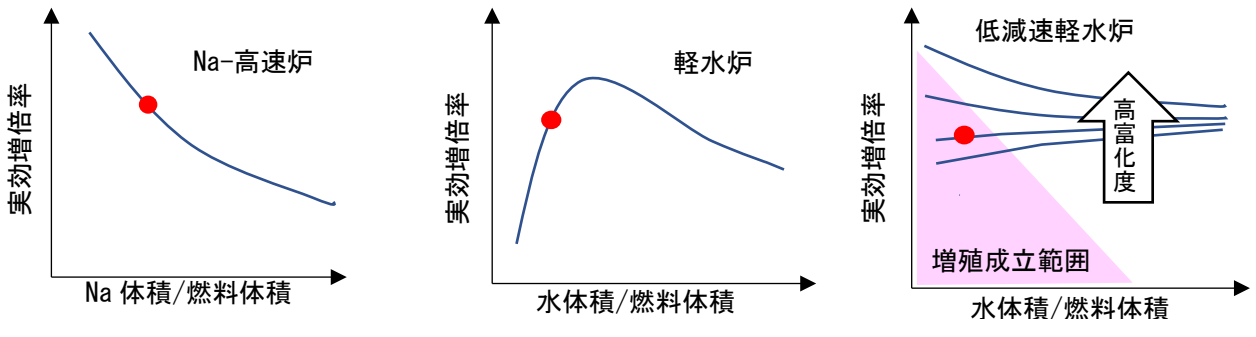
日本政府は 2013 年度比で 2030 年までに温室効果ガスの 46%削減、さらに 2050 年までのカーボンニュートラルを目標に掲げておりエネルギー分野においても温室効果ガス削減は急務と言える。脱炭素化に有力な発電方法として再生可能エネルギーと並び、原子力が挙げられている。福島第一原子力発電所の事故以降、新規制基準に対応した発電所は順次再稼働が進められようとしている。さらに、経済産業省の原子力小委員会において革新炉ワーキンググループが発足し、革新炉についても益々の注目が集まっている。

既存の炉と区別して、革新炉に求められているのは次のものである。第一に福島第一原子力発電所の事故を教訓としたさらなる安全性向上であり、これらは特に革新軽水炉へ適応され既存炉に置き換わることが期待されている。次に準国産エネルギーによるエネルギー自給率向上を目的とした燃料増殖炉および核燃料サイクルの確立が求められる。この核燃料サイクルの実現に向け、高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」が建設され、動力炉・核燃料開発事業団から現在の日本原子力開発機構に渡って研究が行われてきた。さらに、実証炉建設に向け三菱重工業が中核企業に選定され、高速炉の開発を専門とする三菱 FBR システムズが発足し、開発が続けられている。2022 年 1 月には米国のテラパワー、エネルギー省と日本の原子力機構の協力に向けた覚書が交わされ、現在もなお意欲的に高速炉の研究開発が行われている。

このように Na 冷却高速炉は長い研究の歴史がある。その歴史の中で福島第一原子力発電所の事故を経験し、安全性への意識がより一層高まっている。Na 冷却高速炉の安全性に対して、慎重な視点から今一度再検討を行いたい。大型の Na 冷却高速炉は冷却材がボイド化した場合や、万一の炉心溶融に伴い燃料が集合した場合（コンパクション時）に正の反応度が入る傾向を有する。このような場合にも正の反応度投入がない高速増殖炉概念の成立可能性について検討を行った。

2. 再臨界を生じない増殖炉の追求

Na 冷却高速増殖炉と軽水炉、低減速軽水増殖炉における冷却材体積/燃料体積と実効増倍率の相関を比較した。結果を図 1 に示す。



(a) Na 冷却増殖炉　(b) 軽水炉　(c) 低減速軽水増殖炉

図 1　減速材体積割合と実効増倍率の相関

Na 冷却高速炉では冷却材の割合が減少した際に実効増倍率が増加している。すなわち、冷却材温度が上昇し、沸騰により冷却材体積が減少した場合の反応度(ボイド反応度)が正になる傾向がある。「反応度が正」とは通常運転時と比較して実効増倍率が増加し、核分裂反応が促進されることである。また、冷却材の沸騰が続き、炉心が溶融して燃料が集積(冷却材体積が減少)した際の反応度(コンパクション反応度)も正になる傾向がある。現在主流の軽水炉では反対に冷却材割合が減少すると実効増倍率が減少し、ボイド反応度、コンパクション反応度は負になる。しかし、軽水炉では燃料増殖を達成できない。同じ軽水冷却であっても低減速軽水増殖炉であれば増殖可能である。この炉型では冷却材の割合減少時、Pu 富化度が小さいと実効増倍率が減少し、ボイド反応度、コンパクション反応度を負にできる領域が存在する。

3. まとめ

常陽やもんじゅによって永らく開発が行われてきた Na 冷却増殖炉だが、福島第一原子力発電所の事故を経験し、安全性への意識が高まっていることもあり慎重な視点から安全性の考察を行った。Na 冷却増殖炉はボイド反応度、コンパクション反応度が正になる傾向があるが、これらは設計次第で低減することも可能である。これまでも炉心扁平化による Na ボイド反応低減や FADUS 導入による再臨界回避などの研究が行われている。しかし、ボイド反応度、コンパクション反応度が負になる傾向がある水冷却増殖炉も革新炉の候補の一つに追加し、研究を促進することは意義深いと提案する。

---

*Tomoatsu Shinohara[1]

[1]Tokyo City Univ.

2023年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

次世代革新炉について語ろう
―原子力の社会的受容性を改善するゲームチェンジャになるには―
Let's talk about next-generation innovative reactors
How to be a game changer to improve the social acceptance of nuclear power

(5) パネル討論：次世代革新炉に期待すること

(5) Panel discussion on expectations for next-generation innovative reactors

*針山日出夫[1]　斎藤伸三[1]　高木直行[2]　篠原知篤[2]　堀越 蓮[3]　田丸友也[2]
[1]シニアネットワーク連絡会　[2]東京都市大学　[3]東京工業大学

1. はじめに

シニアネットワーク（ＳＮＷ）の学生との対話会活動において、最近は脱炭素やエネルギー危機への関心が圧倒的に高く対話テーマの主役になってきている。又、昨年（２０２２年）夏以降では革新炉についての講演希望も増えてきている。この傾向は、脱炭素・エネルギー危機や革新炉が社会変革の契機であると同時に自分の針路選択に関連が出てくるであろうとの認識が広まっているからと推察される。同時に、SNW にとっても原子力の理解促進を加速する絶好の機会でもあり、社会や若い世代に向かって発信を強める局面と捉えているところである。

以上のような背景から、この企画セッションでは次世代革新炉の開発や社会への実装について若い世代がどのように受け止めているか、どのような希望や期待を寄せているかなどに就いて大いに発言してもらうことを主眼にパネル討論を実施し学生世代の意識を浮き彫りにしたうえで今後の SNW の活動に反映させたいと考える。

2. パネル討論

パネル討論においては、学生世代の若者がエネルギー問題や次世代革新炉に対してどういう認識をしているか、どういう行動を取ろうとしているかについて幅広く発言してもらうために以下の観点からパネル討論を進める。

１）エネルギー環境政策への関心全般
２）原子力技術の価値、原発の生産性・実力、原発のリスクについての認識
３）次世代革新炉の意義や開発の進め方について思っている事
４）次世代革新炉についての具体的関心点や期待する事
５）次世代革新炉の開発や設計に関して政府や産業界への要望
６）次世代革新炉の開発や研究に関して大学への希望
７）次世代革新炉の開発が成功するためのキーファクターは何か？どのようなことが必要か？
８）次世代革新炉は本当にゲームチェンジャ―になり得るか
９）その他（次世代炉について言いたいこと・知りたいこと・議論したいこと　等）

パネル討論ではできるだけ多様な意見を引き出し相互理解に注力したい。一定の方向性や集約化ができそうなものについては纏めたいと考えるが何らかの結論を導き出すものではない。

３．まとめ

我が国の原子力政策の大転換宣言によって次世代革新炉は一躍世間の注目を集め、メデイアや産業界だけでなく学協会や学生達も熱い視線を注ぐようになってきた。次世代革新炉は多様なモデルが開発中であり開

発目標仕様と開発要素・開発期間・予算化規模・開発に係る人的資源の確保・国際協調プログラムの成り行き・社会への実展開時期など不確定性に溢れている。今後、政府の目論見通りに開発が進むかどうか楽観は許されないだろう。

次世代革新炉への熱い期待が淡い夢とならないよう我々は今後の展開を注意深く注視しつつ、若い世代がその才能と熱意を注ぎたくなるような対象となるように今後もより一層強く発信を進めていきたいと願う。

---

*Hideo Hariyama[1] , Shinzo Saito[1],NaoyukiTakaki[2], Tomoatsu Shinohara[2], Ren Horikoshi[3] and Tomoya Tamaru[2]
[1]Senior Network (SNW), [2]Tokyo City University, [3]Tokyo Institute of Technology

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[2D_PL] エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化

座長:石川 顕一(東大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[2D_PL01] エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化

*黒田 雄二[1] （1. 海外電力調査会）

©日本原子力学会

2023年春の年会

海外情報連絡会セッション

エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化

Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

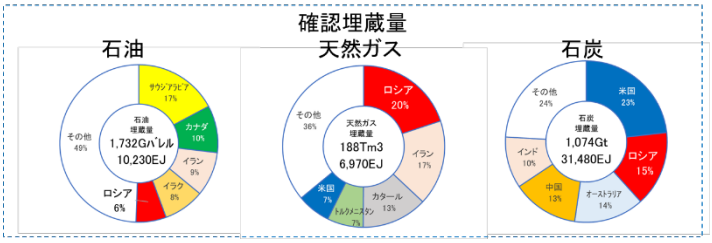
*黒田　雄二[1]

[1]（一社）海外電力調査会

1. はじめに

- 2022年2月に始まるロシアによるウクライナへの侵攻（以下、ウクライナ侵攻）は世界に大きな影響。
- ロシアは世界有数の資源国であるため、西側諸国は、ロシアからのエネルギー依存からの脱却に懸命。
- また、ロシアは原子力分野においても世界一の強国。このため、ロシアに依存する西側諸国は、そこからの脱却にも着手。
- 一方、ウクライナ侵攻は世界的にエネルギー安全保障の重要性を喚起し、原子力は気候変動に対する役割に加え、同観点からの期待が上昇。
- 本講演では、ウクライナ侵攻によるエネルギー危機の状況、および世界のエネルギーや原子力情勢の変化について説明。

2. ロシアによるエネルギー危機



2-1. エネルギー強国 ロシア

- ロシアは世界有数のエネルギー資源国。化石燃料（石油、天然ガス、石炭）を豊富に保有し、生産量も多い。
- 世界、特に欧州は、ロシア資源に依存している状況。

2-2. 原子力強国 ロシア

- ロシアは世界一の原子力強国でもある。
- ロシア型原子炉や原子燃料の輸出において大きな競争力。
- 先進的原子炉等の開発においても世界の先頭を走る。
- 海外進出も積極的。

2-3. ウクライナ侵攻による世界への影響

- 西側の経済制裁により、ロシアとの交易、特にエネルギー貿易に大きな影響。
- 欧州へのガス供給の制限などにより、世界の化石燃料価格、卸電力価格が急上昇。
- 各国はエネルギー安全保障の重要性を再認識し、ロシア資源への依存からの脱却、ロシアの影響の緩和策／代替策の実施へ。

ロシア型原子炉の海外輸出状況
（2022年1月現在）

地域	国名	発電所基数			
		運転	建設	計画	計
ロシア		34	3	11	48
CIS	ベラルーシ	1	1	0	2
	ｳｽﾞﾍﾞｷｽﾀﾝ	0	0	2	2
西欧	フィンランド	2	0	1	3
東欧	ウクライナ	15	2	0	17
	スロバキア	4	2	0	6
	アルメニア	1	0	0	1
	チェコ	6	0	0	6
	ブルガリア	2	0	0	2
	ハンガリー	4	0	2	6
アジア	中国	4	2	4	10
	ﾊﾞﾝｸﾞﾗﾃﾞｼｭ	0	2	0	2
	インド	2	4	0	6
中東	トルコ	0	3	1	4
	イラン	1	1	1	3
ｱﾌﾘｶ	エジプト	0	0	4	4
国外合計		42	17	15	74

出所：原産協会（2022年）

* Yuji Kuroda[1]

[1] Japan Electric Power Information Center, Inc.

3. 欧州等の危機への対応

3-1. エネルギー分野

- 欧州（EU27 カ国）はエネルギーの多くをロシアに依存。このため、ここからの脱却が喫緊の課題。2022 年 5 月に「REPowerEU Plan」を策定し、省エネ推進、エネルギー効率の向上、エネルギー調達の多様化、再生可能エネルギー（再エネ）の導入促進。
- ドイツは、ガス調達先の多様化、LNG 輸入ターミナル、浮体式 LNG 貯蔵・ガス化設備の新設。また、再エネ導入加速、クリーン水素の普及、ガス備蓄制度整備、石炭火力の延命、さらに、2022 年末に閉鎖予定だった原子炉 3 基の期限を 2023 年 4 月まで延期。
- 英国は、再エネ加速に加えて、原子力開発を強化。原子力発電比率を 16%から 25%へ。

3-2. 原子力分野

- 米国は、原子燃料供給、特に濃縮でロシアに依存。小型モジュール炉（SMR）開発に必要な高い濃縮度のウラン（HALEU）がロシアしか商業的に生産できないという大きな課題を抱える。
- このため、米国内での濃縮技術の開発を急ぐ。
- 欧州は、ロシア型原子炉が多く、原子燃料の依存度も高い。
- このため、EU 各国は当面禁輸措置を取らないままロシアからの依存脱却を図る。

欧州（EU）原子力におけるロシア依存（2021年）

		単位	EU内合計	ロシア依存度（CIS含）	
原子炉		基	103	18	17%
		万kW	10,490	1,133	11%
燃料	ウラン	tU	11,975	2,358	20%
				(5,273)	(44%)
	転換	tU	12,137	3,039	25%
	濃縮	tSWU	10,290	3,190	31%

出所：ESA(2022)、原産協会(2022)

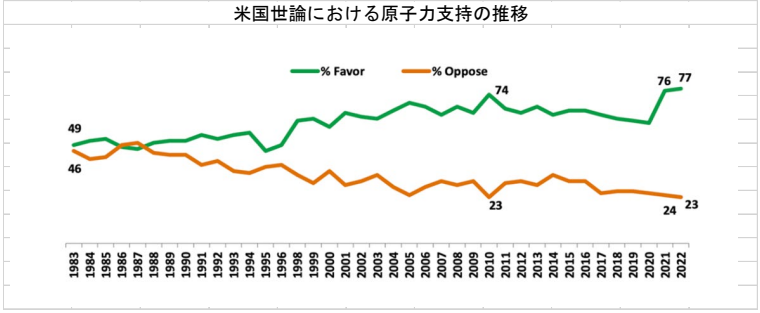
4 今後の展望

4-1. エネルギー情勢

- ロシアによる世界的なエネルギー危機は、S+3E のエネルギー安全保障の重要度を増す。
- 化石燃料からの脱却、再エネの拡大、原子力の活用という展望。
- 国際エネルギー機関（IEA）は 2022 年の World Energy Outlook(WEO)の 3 つのシナリオにおいて、クリーンエネルギーへの転換の加速を予測。
- エネルギー需要に占める化石燃料の割合は 2020 年代半ばから 2050 年にかけて減少。
- 太陽光発電、風力発電、電気自動車、蓄電池、水電解装置などが普及。
- NZE（2050 年ネットゼロ）シナリオでは、2050 年の原子力発電設備は現在の 2 倍以上に。

4-2. 原子力への回帰

- 世界の主要国は原子力の推進強化。脱原子力国、未導入国は、原子力を再評価する動き。
- IEA は 2022 年の特別報告書で、再エネ主体のエネルギーシステムへ確実に移行するために原子力が重要な役割を果たす、と期待。
- 世界各国の世論調査において、いずれの国も原子力への支持が向上。



4-3. 原子力の今後

- IEA は既設原子炉の長期運転を推奨。米国では 80 年運転に向けた許認可が進行中。
- 英国、フランスでは大型炉新設の動き。フランスは「減原子力政策」撤回し、6 基＋αの大型炉新設を検討。英国は今後 10 年程度で 3 プロジェクト（最大 8 基）の新設へ。
- さらに、米国、英国、カナダ等は、小型モジュール炉（SMR）を積極的に開発。
- ロシア、中国も開発しており、運転開始時期で先進国に先行。
- 日本は SMR の開発も必要だが、まずは既設原子炉の再稼働、運転期間の延長を確実にし、新規建設に向かうことが重要。

米国の運転期間延長（2021年8月現在）

運転期間更新なし（40年）	運転期間の更新			
	1回延長（60年）	2回延長（80年）		
		申請予定	審査中	認可済
8基				
70基				
5基				
4基				
6基				
		出所：NRC（2021）		

5. まとめ

- ロシアは化石燃料資源を豊富に保有し、原子力分野も含めて、世界有数のエネルギー強国。
- このため、2022 年 2 月からのロシアによるウクライナ侵攻は、世界のエネルギー情勢に大きな影響。
- ロシアに化石燃料資源を依存する欧州等はこの脱却に向け、取り組みを開始。
- また原子力分野においても、影響の恐れがあり、関係国は同様に脱却に向けた取り組みを開始。
- エネルギー危機により、世界各国はエネルギー安全保障の優先度を上げ、政策的に対応を促進。
- IEA は、この変化は気候変動対策上も良い効果を生むと予測し、原子力発電に、再エネを支える将来の重要な電源として期待。
- 日本は、原子炉再稼働、運転期間延長を確実に果たし、新規建設に向かうことが重要。

世界で先行するSMRプロジェクト

	推進者（代表）	原子炉名	サイト	建設スケジュール(2019～)
米国	UAMPS	VOYGR	アイダホ州INL	
	オクロ	Aurora	アイダホ州INL	＊2022.1.NRC申請却下
	テラパワー	Natrium	ワイオミング州	
	Xエナジー	Xe100	ワシントン州	
	ケイロス・パワー	Hermes	テネシー州	
英国	ロールスロイス	UK-SMR	未定	
	Urenco	U-Battery	未定	
カナダ	OPG、BP	BWRX-300	オンタリオ州（1基）	
	SKP		サスカチュワン州（～4基）	
	NBP	ARC-100	ニューブランズウィック州	
		SSR-W		
	OPG	MMR	オンタリオ州	
	BP	eVinci	未定	
ロシア	ロスアトム	KLT-40S	チュクチ自治管区	
		RITM-200M	チュクチ自治管区	
		RITM-200N	サハ共和国	
中国	華能集団	HTR-PM	山東省威海市	
	CNNC	ACP100	海南省昌江	
	CGN	ACPR50S	（渤海沿岸）	

出所：各種情報より、JEPIC作成

以上

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[3D_PL] 放射線標準のトレンド

座長:山田 崇裕(近大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[3D_PL01] 中性子標準の現在と今後

*松本 哲郎[1] （1. 産総研）

[3D_PL02] ラドンの標準化に関する国際動向

*床次 眞司[1] （1. 弘前大）

[3D_PL03] JAEAにおける二次標準の現状について

*谷村 嘉彦[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2023年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

（1）中性子標準の現在と今後

(1) Neutron Standards: Present and Future

*松本　哲郎[1]，原野　英樹[1]，増田　明彦[1]，真鍋　征也[1]
[1]産総研

1. はじめに

原子炉施設、加速器施設、その他放射線利用現場における、人体及び環境における線量評価の基準として、各国で放射線標準が設定されており、日本においては産業技術総合研究所（以下、産総研）がその役割を担っている。国際的には放射線標準は、ガンマ線や X 線、β線、陽子線などの線量標準(Dosimetry)、放射性物質からの放射線量を測定する放射能標準(Radioactivity)、中性子標準(Neutron)に分かれており、産総研においてもそれぞれに対応した標準を開発、整備、提供をしている。本発表では、それらの中で、中性子標準のこれまでの整備状況と今後について紹介する。

2. 中性子標準

中性子標準は、中性子放出率（単位：s^{-1}）と中性子フルエンス（率）（単位：cm^{-2}（$cm^{-2}s^{-1}$））によって構成されている。中性子放出率は、^{241}Am-Be 及び ^{252}Cf 線源に対して整備されている。中性子フルエンスは、^{241}Am-Be 及び ^{252}Cf 線源に加え、熱中性子、重水減速 ^{252}Cf 線源、加速器によって生成される 24 keV から 45 MeV までの単色または準単色中性子に対して整備している。^{241}Am-Be 及び ^{252}Cf 線源は、主に線量計等の定期的な校正に対応している。エネルギーは、原子炉、作業環境場、核分裂反応、核融合反応、大型加速器周辺の放射線防護に対応できるようにしている。2022 年度には、250 keV 中性子フルエンスを標準として立ち上げる。エネルギーに応じたフルエンス決定のための検出器開発を行い、不確かさ評価までを行っている。これらの標準は、産総研施設において照射、校正に利用することが可能であるが、一部については校正事業者を経由して供給が可能になっている。さらに、計量法トレーサビリティ制度（JCSS）によって不確かさも含めて校正事業者から利用することが可能であり、今後拡充される。標準の信頼性確保のため、産総研において ISO17025 に基づく品質システムに則り運用するとともに、技術的には各国標準研究所との国際比較を通して国際同等性の確認を行っている。

3. 中性子標準施設

産総研内に、11.5 m×11.5 m×11.5 m の中性子実験室があり、各種中性子線源の使用、4 MV ペレトロン加速器及び 300 kV コッククロフト加速器からのイオンビームによる核反応によって中性子生成が可能である。45 MeV 準単色中性子については、量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所サイクロトロン施設内のビームラインを使用している。

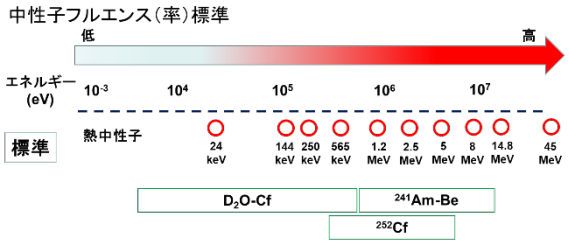


図　中性子フルエンス標準のエネルギー範囲

4. 今後の中性子標準

標準は、社会的ニーズのある物理量に対して整備される。中性子分野では、ホウ素中性子捕捉療法が普及しつつあり、今後の新たな標準が必要になると考えている。また、医療用を含めて大型加速器周辺の放射線防護のためのトレーサビリティがどこまで必要かについても検討する必要がある。技術的には、医療用で必要とされる高強度側への拡張及び高エネルギー側への拡張が課題であり、世界的なトレンドでもある。

*Tetsuro Matsumoto[1], Hideki Harano[1], Akihiko Masuda[1] and Seiya Manabe[1]
[1]AIST

2023年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

（2）ラドンの標準化に関する国際動向

（2）International Trends in Radon Standardization

*床次　眞司[1]，大森　康孝[1]
[1]弘前大学

1. 序論

福島原発事故以降、一般公衆の放射線による被ばくに対する意識が高くなっている。そのため専門家による一般住民向け講演会では、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)による公衆への自然放射線源からの被ばく線量の内訳が引用されている。世界平均で見ると、全体で 2.4 mSv でそのうち約半分の 1.3 mSv がラドン・トロンによる内部被ばくに起因する線量となっている。そのため、欧米ではラドンに対する意識が高まり、世界保健機構(WHO)は 2009 年に屋内ラドンが喫煙に次いで肺がんのリスクを高める要因であるというメッセージを世界に向けて発信した。国際放射線防護委員会(ICRP)は屋内ラドンに対する指針として参考レベルを提唱し、年間平均屋内ラドン濃度上限値 300 Bq/m^3 が示された。さらには、国際原子力機関(IAEA)も様々な国に対して「国家ラドン行動計画(National Radon Action Plan)」を策定し、屋内ラドンの低減を進めるよう勧告してきた。これらに呼応するように、欧州連合加盟国は屋内ラドン濃度に関する参考レベルの導入と国家ラドン行動計画の策定が進められている。一方、日本ではラドンに対する検討はこれまでほとんどなされていない。過去には、科学技術庁（当時）が主導した全国約 900 軒程度の屋内ラドン濃度調査が行われ、1999 年に学術論文として結果が公表された際に全国平均の年間屋内ラドン濃度は 16 Bq/m^3 であった。次いで 2000 年代に入って厚労省が主導した全国調査結果が 2010 年に学術論文として示された（平均濃度 14 Bq/m^3）。これらの調査により日本の年間屋内ラドン濃度が UNSCEAR における世界平均値 39 Bq/m^3 に比べて低いことがわかり、その後日本では屋内ラドンに対する規制や指針の策定に消極的になった。日本の数値が小さい理由としては、主として家屋構造の気密性に起因すると考えられており、欧米に比べて高温多湿の環境下にある日本の家屋は換気率が高いことから総じて屋内ラドン濃度は低い傾向にある。しかしながら、近年住宅構造の気密化が進み換気率の低下が予想されることから、改めて屋内ラドンに対する検討の必要性が高まってきた。

ラドンの規制や指針で扱う数値はラドンの放射能濃度であることから、その信頼性の確保には十分に留意する必要がある。そのため、国際規格を扱う機関ではラドンの測定装置と測定方法に関する国際規格が存在し、定期的な見直しや新規規格の策定が行われている。

2. ラドンの国際規格

2-1. 国際電気標準会議(IEC)

国際電気標準会議は International Electrotechnical Commission の和訳で IEC の略称で知られている。IEC は 1906 年に設立され、電気及び電子に関わる技術分野を対象とする標準化を進めている。IEC 規格は様々な分野に及ぶが、原子力計測に関わる規格策定は原子力計測専門委員会(TC45)が担当する。TC45 は 1960 年より開催されている。国内では日本産業標準調査会(JISC)より、日本電気計測器工業会(JEMIMA)が審議団体として認められ、TC 国内委員会を組織している。国内委員会は、大学・研究機関、電力会社、原子力・放射線関連の製造業者で構成されている。TC45 には 2 つの分科委員会、SC45A（原子力施設関連計装制御システム及び電気システム）並びに SC45B（放射線防護計測）、関係する作業グループ(WG)、特定の文書を審議するプロジェクトチーム(PT)、TC45 運営全体に関わる事項を審議する諮問委員会(CAG)、必要に応じて設置されるアドホック作業グループがある。

ラドン及びラドン壊変生成物の測定装置に関する規格は SC45B の WG10 において扱われ、その規格 IEC 61577 (Radon and Radon Decay Product Measuring Instruments)は 6 部構成となっている。なお、Part 6 の規格は著者らがプロジェクトリーダとして現在開発中である。それらの規格を表 1 に示す。

表 1　ラドン関連の IEC 規格(IEC 61577)

規格番号	英語名	日本語訳
IEC 61577-1	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 1: General principles	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 1: 一般的原理
IEC 61577-2	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 2: Specific requirements for ^{222}Rn and ^{220}Rn measuring instruments	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 2: ^{222}Rn 及び ^{220}Rn 測定装置に関する特定要求事項
IEC 61577-3	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 3: Specific requirements for radon decay product measuring instruments	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 3: ラドン壊変生成物測定装置に関する特定要求事項
IEC 61577-4	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 4: Equipment for the production of reference atmospheres containing radon isotopes and their decay products (STAR)	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 4: ラドン同位体とそれらの壊変生成物を含む基準雰囲気の生成装置
IEC TR 61577-5	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 5: Technical Report concerning methods of measurement of radon and its decay products in air	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 5: 空気中ラドンと壊変生成物の測定方法に関する技術報告
IEC 61577-6 (in progress)	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 6: Passive integrating radon measurement systems	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 6: 受動型積算式ラドン測定システム

2-2. 国際標準化機構(ISO)

国際標準化機構は International Organization for Standardization の和訳で、ISO としてよく知られている。IEC との違いは、IEC が装置を扱うハードウェアの規格であり、ISO は方法論すなわちソフトウェアを扱う。ISO では、現在 238 の専門委員会(TC)が設置されており、TC85 は核エネルギー、原子力技術の平和的利用分野における、電離放射線からの個人及び環境の防護分野を扱っている。TC の下に分科委員会(SC)があり SC2 が放射線防護を担当する。ラドンの測定方法に関する規格はこの分科委員会の下にある、放射能測定を扱う WG17 で審議されている。ラドンや壊変生成物の測定法に関する規格は ISO 11665 として整理され、現在 13 部構成となっている。これとは別に、パッシブ型測定器を用いたラドンとトロンの弁別測定法として ISO 16641 がある。さらに水質を扱う TC147 の下に水中の放射性物質濃度測定を扱う SC3 があり、そこでは水中ラドン濃度測定法の規格が ISO 13164 として整理され、4 部構成となっている。それらの規格を表 2 に示す。

表 2　ラドン関連の ISO 規格

規格番号	英語名	日本語訳
ISO 11665-1	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 1: Origins of radon and its short-lived decay products and associated measurement methods	環境中の放射能測定―空気：ラドン-222－パート 1：ラドンと短寿命壊変生成物の起源と関連する測定方法

ISO 11665-2	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 2: Integrated measurement method for determining average potential alpha energy concentration of its short-lived decay products	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 2：短寿命壊変生成物の平均ポテンシャルアルファエネルギー濃度を決定するための積算測定法
ISO 11665-3	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 3: Spot measurement method of the potential alpha energy concentration of its short-lived decay products	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 3：短寿命壊変生成物のポテンシャルアルファエネルギー濃度のスポット測定法
ISO 11665-4	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon 222 — Part 4: Integrated measurement method for determining average activity concentration using passive sampling and delayed analysis	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 4：受動型サンプリングと遅延分析を用いた平均放射能濃度を決定するための積算測定法
ISO 11665-5	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 5: Continuous measurement methods of the activity concentration	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 5：放射能濃度の連続測定法
ISO 11665-6	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 6: Spot measurement methods of the activity concentration	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 6：放射能濃度のスポット測定法
ISO 11665-7	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 —Part 7: Accumulation method for estimating surface exhalation rate	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 7：面積散逸率のための蓄積法
ISO 11665-8	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 8: Methodologies for initial and additional investigations in buildings	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 8：建物内の初期及び追加的調査のための方法論
ISO 11665-9	Measurement of radioactivity in the environment — Air: Radon-222 — Part 9: Test methods for exhalation rate of building materials	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 9：建築材料の散逸率の試験方法
ISO 11665-10	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 10: Determination of diffusion coefficient in waterproof materials using activity concentration measurement	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 10：放射能濃度測定を用いた防水材料中の拡散係数の決定法（現在無効）
ISO 11665-11	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 11: Test method for soil gas with sampling at depth	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 11：深部でのサンプリングによる土壌ガスの試験方法
ISO/TS 11665-12	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 – Part 12: Determination of the diffusion coefficient in waterproof materials: membrane one-side activity concentration measurement method	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 12：防水材料中の拡散係数の決定法：薄膜片側放射能濃度測定法
ISO/TS 11665-13	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 – Part 13: Determination of the diffusion coefficient in waterproof materials: membrane two-side	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 13：防水材料中の拡散係数の決定法：薄膜両側放射

	activity concentration measurement method	能濃度測定法
ISO 16641	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-220: Integrated measurement methods for the determination of the average activity concentration using passive solid-state nuclear track detectors	環境中の放射能測定―空気：ラドン-220：受動型固体飛跡検出器を用いた平均放射能濃度の決定のための積算測定法
ISO 22931 (in progress)	Measurement of radioactivity in the environment - Air: radon-222 – Quality assurance/quality control for calibration facilities, radon measurement device manufacturers and measurement device analysis providers	環境中の放射能測定―空気：ラドン-222－ラドン校正施設、ラドン測定器製造会社、ラドン測定サービス提供会社の品質保証・品質管理
ISO 13164-1	Water quality — Radon-222 — Part 1: General principles	水質―ラドン-222 ―パート 1：一般原則
ISO 13164-2	Water quality — Radon-222 — Part 2: Test method using gamma-ray spectrometry	水質―ラドン-222 ―パート 2：ガンマ線スペクトロメトリを用いた試験方法
ISO 13164-3	Water quality - Radon-222 - Part 3: Test method using emanometry	水質―ラドン-222 ―パート 3：エマノメトリ（脱気）を用いた試験方法
ISO 13164-4	Water quality — Radon-222 — Part 4 Test method using two-phase liquid scintillation counting	水質―ラドン-222 ―パート 4：二相液体シンチレーションカウンティングを使用した試験方法

3. 結論

我が国においてはラドンの規制に関して未だに議論が行われていないものの、諸外国では現状把握のためのラドン調査、規制への検討が精力的に進められている。ラドンの規制値にはラドン放射能濃度が用いられており、参考レベルとして示されている。そのため、放射能測定値の信頼性を十分に確保しなければならず、諸外国での濃度評価には国際的にも高い品質が維持された、上記に示すような国際規格が導入されている。今後ラドンの規制を検討するならば、国際規格に準拠した方法で調査等を実施していく必要があろう。

*Shinji Tokonami[1] and Yasutaka Omori[1]

[1]Hirosaki Univ.

2023年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

（3）JAEA における二次標準の現状について

(3) Current Status of Secondary Standards at JAEA

*谷村 嘉彦[1]，吉富 寛[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（JAEA） 原子力科学研究所にある放射線標準施設棟（Facility of Radiation Standards「FRS」）には、X 線、γ線、β線、中性子線の標準場があり、利用できる放射線の種類・エネルギー範囲の広さにおいても世界でもトップクラスの校正施設である。これらの標準場は、産業技術総合研究所にある国家標準とのトレーサビリティが確保された二次標準として、国内外の放射線測定器の校正・試験に広く利用されている。JAEA 内部ユーザー及び施設供用制度を通じた外部ユーザーによる放射線測定器の校正や研究開発、並びに公益財団法人 放射線計測協会を通じた放射線測定器の校正サービスでの利用に加えて、2022 年 6 月からは、国内初の放射線分野における JIS 登録試験所として、放射線測定器の JIS 試験のサービスを開始した。本講演では、FRS の各種標準場、JIS 登録試験所、今後の展望について紹介する。

2. FRS に整備されている各種標準場

FRS では、X 線標準場、RI 線源を用いたγ線標準場、β線標準場、RI 線源を用いた中性子標準場、並びに静電加速器を用いた単色中性子標準場及び高エネルギーγ線校正場等の多種多様な標準場が整備されている。これらの各種標準場の一覧を図 1 に示す。

2-1. X 線・γ線標準場

中硬 X 線発生装置（最大管電圧 300kV、最大管電流 30mA）を用いて JIS Z 4511 に規定される QI シリーズ及び N シリーズの線質の X 線標準場を整備して、実効エネルギーで 20keV～260keV の領域で放射線測定器の校正・試験に利用している。

γ線標準場については、鉛製コリメータ付照射装置 3 台により ^{137}Cs や ^{60}Co 線源からのγ線を利用した放射線測定器の校正・試験が実施できる。また、多数の個人線量計などについて、^{137}Cs や ^{60}Co 線源からのγ線を同時に照射できる 2π照射装置を用いた線量計の校正も可能である。さらに、コリメータ外に設置された ^{241}Am、^{137}Cs、^{60}Co 等の線源からのγ線を利用した、より低い線量率での放射線測定器の校正・試験も可能である。

その他に、4MV ペレトロン加速器からの陽子ビームと ^{19}F(p,αγ)^{16}O 反応を用いた平均エネルギー6.2 MeV の高エネルギーγ線も利用可能である。

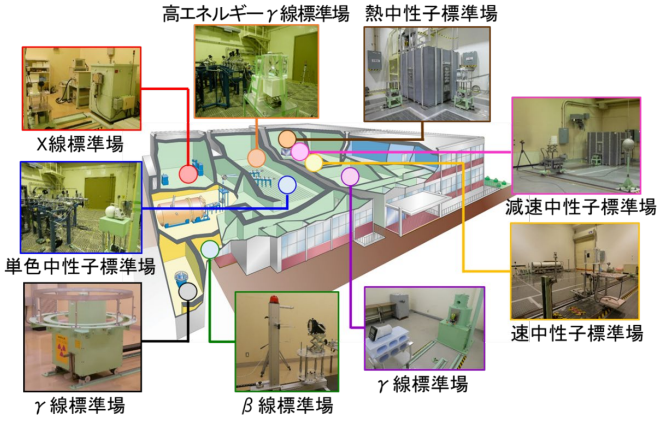


図 1　FRS の施設設備と各標準場

これらの標準場では、国家標準で jcss 校正された電離箱検出器を用いて基準線量を評価することにより、トレーサビリティを確保している。

2-2. β線標準場

ドイツ物理工学研究所（PTB）で開発され、世界中で広く利用されている BSS2（Beta Secondary Standard 2）並びに ^{90}Sr/^{90}Y、^{85}Kr 及び ^{147}Pm 線源を用いた JIS Z 4514 のシリーズ A のβ線標準場に加えて、^{90}Sr/^{90}Y、^{204}Tl 及び ^{147}Pm 線源を用いた JAEA 独自のシリーズ B のβ線標準場を整備しており、放射線測定器のβ線による校正・試験が可能となっている。X 線・γ線標準場と同様に、国家標準で jcss

校正された薄壁型電離箱検出器を用いてトレーサビリティを確保している。

2-3. 中性子標準場

FRS では、グレーチング低散乱床構造の二つの 10m×10m×10m 以上の大きな照射室に、RI 中性子線源を用いた連速エネルギースペクトル中性子標準場、及び静電加速器を用いた単色（単一エネルギー）中性子標準場を整備している。

RI 中性子線源として、^{252}Cf 及び ^{241}Am-Be 線源を保有しており、これらを用いて速中性子標準場、熱中性子標準場、重水減速中性子標準場、黒鉛減速中性子標準場の 4 種類の標準場を整備している。速中性子標準場では、照射室の中央に ^{252}Cf 又は ^{241}Am-Be 線源を配置して高速中性子で放射線測定器の校正・試験を行う。熱中性子標準場では、1.5m×1.64m×1.5m の黒鉛パイルの中央に ^{252}Cf 線源を装荷してパイル外に漏えいする熱中性子を利用する。重水、黒鉛の 2 種類の減速中性子標準場では、球形の重水減速材又は黒鉛パイルに ^{252}Cf 線源又は ^{241}Am-Be 線源を装荷して、作業場のスペクトルに近づけた減速中性子を利用する。これらの線源については、校正事業者で JCSS 校正された減速型中性子測定器（可搬型ロングカウンタ）で中性子放出率を評価されており、これによりトレーサビリティを確保している。

単色中性子標準場では、4MV ペレトロン加速器を用いて加速された陽子又は重陽子ビームを中性子発生用ターゲットに入射させることにより、JIS Z4521 に規定されている 8keV～19MeV の単色中性子を発生させて、放射線測定器の校正・試験に利用している。国家標準で jcss 校正された球形減速型中性子測定器を用いて FRS の単色中性子標準場の基準フルエンスを評価することにより、トレーサビリティを確保している。

一般に中性子測定器は、エネルギーによってその応答（感度）が大きく変化するため、測定器の性能を正確に把握するためには、単色中性子を利用したエネルギー特性試験が重要となる。

3. 産業標準化法試験事業者登録制度に基づく JIS 登録試験所

放射線測定器に係る日本産業規格（JIS）では、エネルギー特性、方向特性、直線性、温度特性等の要求される性能を確かめるための試験方法が記載されている。これらの試験が、公正かつ確かな信頼性をもって行われていることを保証する制度として、産業標準化法試験事業者登録制度（Japan National Accreditation system「JNLA」）が独立行政法人製品評価技術基盤機構（NITE）の認定センター（IAJapan）により運営されている。JIS に準拠した放射線測定器であることを証明するためには、JIS 試験の実施が必須となるが、これまで放射線測定器の JIS 登録試験所がなく、この結果を明確に示すことができなかった。

FRS では幅広い放射線種とエネルギーに対して放射線測定器の試験を実施できる世界でも有数の設備を整備しており、放射線測定器の JIS 試験を実施できる希少な施設である。そこで、JNLA に基づき JIS 試験所として登録されることを目指して、JIS に準拠したエネルギー特性試験手順の整備、トレーサビリティ確保と不確かさ評価手法の確立、ISO/IEC17025 に基づく品質保証体制の構築を行った。IAJapan による審査を経て、2022 年 6 月 23 日に放射線分野では初となる JIS 試験所として登録され、放射線測定器のエネルギー特性試験（JIS Z 4345, JIS Z 4416, JIS Z 4333 及び JIS Z 4341）のサービスを開始した。これにより、国内で放射線測定器のエネルギー特性に係る試験を JIS に準拠して高い信頼性で実施するための基盤が整備された。

4. 今後の展望

FRS では、X 線・γ線で試験が可能なエネルギー範囲を広げることを目的として、原子力災害等で ^{131}I の大量放出があった場合に必要となる 350keV 付近のγ線及び医療現場の被ばく管理で重要となる 30keV 以下の X 線領域での放射線測定器の試験を可能とするために、^{133}Ba 線源を用いたγ線標準場及び蛍光 X 線標準場の開発を行っている。

また、エネルギー特性試験の範囲を拡大し、方向特性や直線性など、他の試験項目でのサービスを開始できるように JIS 登録試験所を拡充するとともに、海外でも試験成績書をそのまま通用させるために必要な国際 MRA 対応とすることにより、国内外の放射線測定の信頼性確保に貢献してゆく。

*Yoshihiko Tanimura[1] and Hiroshi Yoshitomi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2E_PL]「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状

座長:峯尾 英章(JAEA)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 E会場 (12号館2F 1225)

[2E_PL01] 新試験研究炉の概念検討

*辻本 和文[1]（1. JAEA）

[2E_PL02] 新試験研究炉の幅広い利用運営

*日野 正裕[1]（1. 京大）

[2E_PL03] 新試験研究炉利用に向けた地元関係機関との連携構築

*宇埜 正美[1]（1. 福井大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research test reactor at the Monju site

（1）新試験研究炉の概念検討

(1) Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site

*辻本　和文
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」を廃止措置する旨の政府方針を決定した際、将来的に「もんじゅ」サイトを活用し新たな試験研究炉（以下、「新試験研究炉」とする）を設置することとされた。これを受けて、文部科学省は平成 29 年度から令和元年度において、多様なステークホルダーからなる外部有識者委員会を設置し、新試験研究炉に関する調査を行い、令和 2 年 5 月に炉型候補を複数選定した。具体的には、①中出力炉（熱出力 10MW 未満程度。中性子ビーム利用研究を主目的とし、汎用性が高い）、②低出力炉（熱出力 500kW 程度。原子炉工学実験を主目的とする。）、③臨界実験装置（熱出力数 kW 程度。原子力の基礎的研究と人材育成を主目的とする。）が、既存炉をベースに最新技術を盛り込み建設可能と考えられる炉型として選定された。その後、福井県・敦賀市の意見の聴取、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会での議論を経て、令和 2 年 9 月、西日本における原子力の研究開発・人材育成の中核的拠点としてふさわしい機能を実現するとともに地元振興への貢献の２つの観点から、最も適切な炉型として中性子ビーム利用を主目的とする中出力炉(10MW 未満)に絞り込まれた。また、今後の検討の進め方として、「試験研究炉の着実な設計・設置・運転」、「幅広い関係機関が利用出来るような試験研究炉の運営」、「地元関係機関との連携構築」の３つの観点において知見・経験・能力を有する少数の研究機関・大学が、適切な役割分担のもと連携した体制を構築し、これを中核的機関として位置付け、概念設計及び運営の在り方検討を実施することが適切とされた。その上で、本試験研究炉を用いて原子力に関する人材育成・研究開発を実施する大学等や、他分野・産業界を含め、本試験研究炉の利用ニーズを有する機関等からなるコンソーシアムを構築し、中核的機関がコンソーシアムにおける意見を集約しながら、概念設計及び運営の在り方検討を実施することとされた。

以上のような観点から新試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討を効果的に実施するため、文部科学省は公募（「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」）を行い、日本原子力研究開発機構、京都大学、及び福井大学（以下、原子力機構、京大及び福井大とする）を中核的機関として選定した（令和 2 年 11 月）。その際には三者は

・原子力機構：「試験研究炉の設計・設置・運転」
・京都大学：「幅広い利用運営」
・福井大学：「地元関係機関との連携構築」

を主担当の業務とすることとなった。ここでは、原子力機構が中心として実施してきた炉心概念検討の状況について報告する。

2. 炉心概念検討

2-1. 設計目標の設定

新試験研究炉の概念検討にあたっては、我が国において建設、運転管理についての知見と経験を有する原子力機構の JRR-3 や京都大学の KUR 等の軽水減速冷却プール型原子炉の知見を参考とすることが可能であることから、これらの炉型をベースにこれまでの知見と経験を活かした上で、中性子ビーム利用を主目的にする中出力炉として最大限の性能を得ることを目指すこととした。

基本方針として、①優れた安全性、②安定性（高稼働率）の確保、③経済性に優れた設計及び④利便性と将来性を掲げた。図 1 に、基本方針と炉心概念検討を実施するにあたり具体的に考慮すべき代表的な項目との関係を示す。中出力炉としての新試験研究炉の炉心構成を具体化するために、達成すべき暫定的な設計目標として反射体中の最大熱中性子束と運転持続日数を以下のように設定した。

・最大熱中性子束：10^{14} n/cm^2/s 以上（参考：JRR-3、1.0～2.0×10^{14} n/cm^2/s）
・運転持続可能日数：400 日以上（参考：JRR-3、約 370 日）

中性子ビーム利用を主目的とする新試験研究炉では、できるだけ高い熱中性子束を達成することが望まれる。また、運転持続可能日数は、試験研究炉の稼働率に直結するため、できるだけ長期間、燃料交換無しに運転を持続できることが望まれる。これらの設計目標については、原子力機構で稼働中の JRR-3（熱出力 20MW)の性能を参考に設定し､JRR-3 の半分の出力 10MW で JRR-3 と同等程度の熱中性子束を得ることを目指した。なお、ここで設定した運転持続日数は、燃焼解析で実行増倍率が 1 を下回るまでの日数であり、実際の運転日数とは異なる。

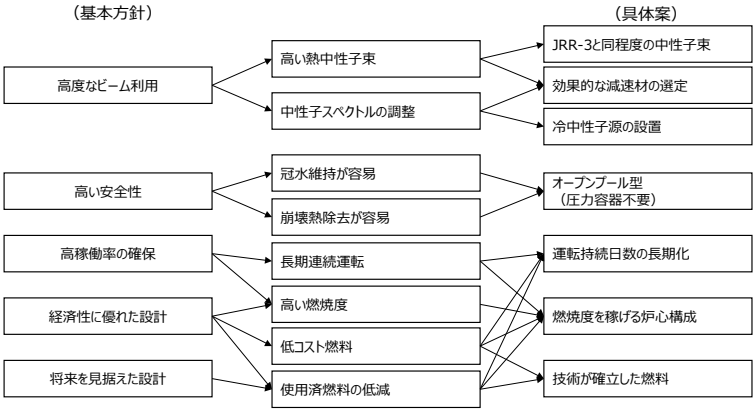


図 1 炉心概念検討の基本方針と具体的検討項目との関係

2-2. 炉心構成の検討

炉心検討においては、様々な燃料要素数・配置の炉心形状を想定し、それぞれの中性子束と燃焼特性の解析を行った。炉心形状の設定では、炉心外形は同一にし、炉心を構成する燃料要素数を調整して、燃料要素数の影響のみを考慮できるようにした。なお、燃料要素の冷却材領域は軽水で満たされていることとし、炉心の外側は十分な厚さの重水で囲われていると仮定した。燃料要素には研究炉で一般的な MTR 型燃料要素である JRR-3 燃料を用いることとして計算を行った。炉心構成については、図 2 に示す様な燃料本数・燃料配置組を想定し、それぞれの場合の中性子束と燃焼特性の解析を行った。炉心形状の設定においては、単に燃料本数のみをパラメータとするだけでなく、x16、x17、Ce20 のように炉心外形は同一にし、炉心を構成する燃料本数を調整して、燃料本数の影響のみを考慮できるような設定を行った。

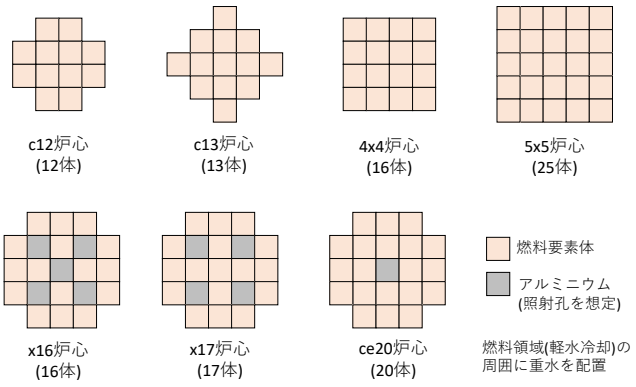


図 2 炉心概念検討で解析を行った燃料要素配置

それぞれの炉心構成に対する炉心外側の重水タンク中での熱中性子束および燃焼に伴う実効増倍率の変化をそれぞれ図 3、4 に示す。解析には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP 及び MVP-BURN を使用し、核データには JENDL-4.0 を使用した。燃料要素数が大きくなると炉心が大きくなることから最大熱中性子束は小さくなったが、いずれの炉心形状も、炉心端から約 10cm 程度のところで熱中性子束が最大となり、目標として設定した 10^{14} n/cm^2/s 以上であることが分かった。一方、燃焼特性については、燃料要素の数が増え炉心が大きくなると実効増倍率が 1 を下回る期間が延び、運転可能日数が長くなり ^{235}U の燃焼率も上がり、燃料を効率良く使用できることも分かった。設定した炉心の中では、目標とした 400 日の運転持続可能日数を満たすのは、5×5 炉心（燃料要素 25 体、運転持続可能日数 588 日、燃焼度 61%）と、ce20 炉心（燃料要素 20 体、運転持続可能日数 416 日、燃焼度 55%）であった。

以上の結果から、炉心概念検討では、図 2 で示す、炉心中央及び炉心の四隅で照射試験を実施可能で、5×5 炉心よりも多様なニーズに対応できる可能性がある ce20 炉心をベースとして検討を進めることとした。

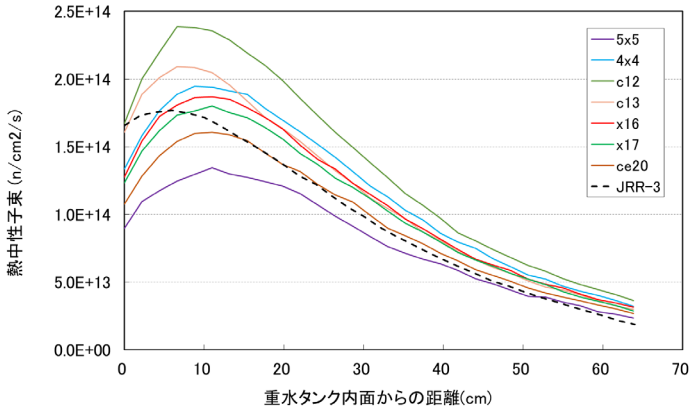


図 3 重水タンク内の中性子束の計算結果の比較

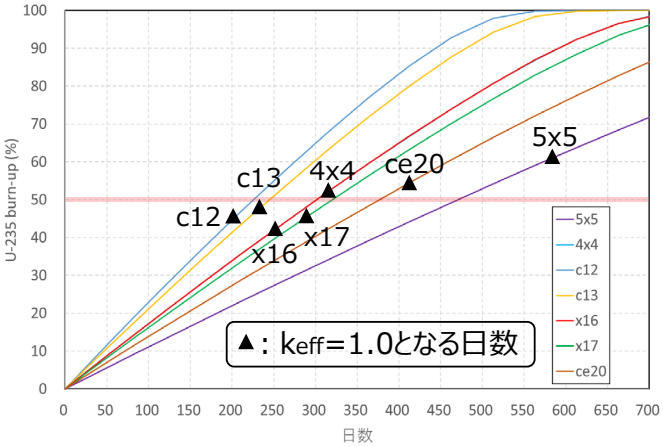


図 4 (a)燃焼に伴う実効増倍率(keff)の変化

3. 今後の進め方

炉心概念検討においては、達成すべき設計目標として反射体中の最大熱中性子束と運転持続日数を設定し、それぞれの目標を達成可能な炉心構成を得た。これらの結果を基に、燃料要素、制御要素、反射体の具体化を進めて、詳細設計を進めるための基本的な仕様を決定していく。

なお、原子力機構は、令和 4 年 12 月 23 日に、文部科学省より、「もんじゅ」サイトの新試験研究炉計画の詳細設計段階以降における実施主体に選定された。今後も、引き続き京都大学、福井大学の協力を得て、関係機関等から幅広い意見を集約しつつ立地地域等の理解を得ながら着実に計画を進めていく。

*Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

（2）新試験研究炉の幅広い利用運営

（2）Broad utilization management for new research reactor

*日野正裕
京都大学

1. 幅広い利用運営に向けて

文科省の受託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」において、京都大学の主担当は、「幅広い利用運営」である。ここでは、中性子ビーム利用を主目的として性能を最大限引き出した中出力炉において、持続可能性が期待できる幅広い利用運営のあり方を検討している。中性子ビーム利用を主目的としつつも、多目的利用を旨とする研究炉において、特長を出すことに注意し、汎用性・先端性・多様性とバランス良く実験装置群を検討し、運営体制案（指針）構築につなげることを目指している。

京都大学複合原子力科学研究所（以下　京大複合研）は、萌芽的・基礎的な実験研究に重点を置き、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有してきたが、2026 年 5 月に運転を終了する。しかし原子力科学の健全な発展のためには多様性が重要であり、大学が担う役割は大きい。また中性子の利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学術界のみならず産業界からも期待されている。京大複合研では新試験研究炉計画において、中長期的な視点で世界に伍する研究教育活動を発展的に展開するためにも、2021 年 5 月に新型研究炉開発・利用センターを立ち上げ、センターと一体になりながら広く関連学協会等コミュニティの意見を伺いながら、持続可能性の高い幅広い利用運営のあり方検討を進めている。

中性子ビーム利用が主目的であっても、研究炉利用において中性子照射は必須である。国際公共財となるべき熱出力 10MW の試験研究炉の特長を活かし、将来においても汎用性・先端性・多様性とバランス良く備えた実験装置群の設置を行うことで、新たな科学的なブレイクスルー、産業利用展開、そして未来の大型炉計画にもつながる萌芽的な研究の実現等、将来に花開いていく視点が重要である。まず汎用性や利用頻度が高い装置について最優先で設置し、新試験研究炉の存在意義をアピールすること重要と考え、新試験研究炉に求められる実験装置群の検討方針として、

(1) 高い性能を持つ冷中性子源（CNS）
(2) 学術研究及び産業利用における多様なニーズに応えるビーム実験装置群
(3) 使い勝手の良い照射設備や照射後試料を扱うためのホットラボ

の 3 つを軸に、持続可能な運営の在り方を目指して検討を行っている。ここで持続可能な運営の在り方とは様々な観点があるが、ここで最も重要な点として、研究者を中心に広く人が集まる魅力的な施設のあり方を重視した。

(1)の CNS に関しては、世界の潮流を調査し、予備的検討として PHITS(Ver3.23)による簡易モデルを用いた計算機シミュレーションを行い、冷減速材として液体重水素が優れていることを確認した[1]。

(2)のビーム実験装置群に関しては、最低限設置すべき限定整備案として、

①中性子小角散乱装置、②中性子イメージング装置、③中性子回折装置、④中性子反射率測定装置

の 4 装置を挙げるとともに、これに加えて新試験研究炉の設置目的にかなう充実した装置の整備を目指す標準整備案として 11 個の実験装置を例示した[2]。
（3）の照射設備およびホットラボに関しては、最低限設置すべき照射実験装置として中性子放射化分析装置を挙げ、それに必要な照射設備として、気送照射設備、水力照射設備、直接移送照射設備の 3 つの設備を挙げた。また、新試験研究炉の設置目的にかなう充実した装置の整備を目指す標準整備案として、①研究用 RI 製造装置、②材料照射装置、③陽電子ビーム発生装置、④生物照射装置の 4 つを例示した[1]。

これらは、関連する複数の学術コミュニティとニーズについて合同研究会を開催して議論することで、大きな方向で十分合致していることを確認している。ただその過程でも①研究用 RI 製造装置における医薬品に必須な RI の量産について、非常に強いニーズ、特に診断と治療を兼ね備えるセラノスティックスという概念に対応できる RI の重要性が示された[2]。そのためセラノスティックスに対応する RI として、2021 年に RI 医薬品として国内承認された ^{177}Lu 等に対して、適切な照射時間で、原子炉の運転に支障が無く取り出せる機能を持つ照射場整備の重要性を強く認識している。ただ RI 医薬品には、新試験研究炉だけでは成り立たず、RI 販売事業者、製薬会社、行政が協力し、役割分担を当初から明確にして取り組む必要がある。さらに安定供給の観点からも新試験研究炉単独では非常に困難であり、複数の研究炉ネットワークが必須であり、その実現性等の具体的検討はこれからである。これらのことを認識しつつ、照射実験装置で使用した放射化試料を取り扱うためのホットラボに関して必要とされる要件を整理するとともに、照射実験装置との関連において必要とされるホットラボの仕様について検討を進めている。なお施設側が検討する装置だけではなく、意欲のある研究者や企業が自らの資金で独自の装置を開発・設置し、それを継続的に利用するためのビームラインや実験スペースを事前に確保しておくことも重要である。そのため CNS 等の炉心周辺の利用設備の概要を整理するとともに、出来るだけ広く実験スペースが取れることが非常に重要となる。この点は「試験研究炉の設計・設置・運転」を主担当としている日本原子力研究開発機構と連携を取りながら進めている。

2. 今後の進め方

令和 2 年度より始まった概念設計事業は本年度に終了し、詳細設計が本格的に始まろうとしている。日本原子力研究開発機構が、新試験研究炉計画の詳細設計段階以降における実施主体に選定されている[3]。京大複合研としても福井大学と共にこの詳細設計に向けて中核的機関の一角として協力し、幅広い利用運営の実現を目指すための活動を継続する予定である。特に新試験研究炉の本格稼働時に、地元の産業利用にも配慮しつつ、最先端の利用にどう繋いでいくのか、中核的機関を中心に、広く関連コミュニティと協力して盛り上げて、持続可能性が期待できる幅広い利用運営のあり方を具体的な形にまとめつつ、より良い利用運営を実現する活動につなげて行く。

参考文献

[1] 第 3 回コンソーシアム委員会資料:https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/032401/s01.pdf
[2] 第 4 回コンソーシアム委員会資料:https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/111501/s01.pdf
[3] https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/122302/

*Masahiro Hino
[1]Kyoto University

2023年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状

Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

（3）新試験研究炉利用に向けた地元関係機関との連携構築

（3）Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor

*宇埜正美

福井大学

1. 福井大学の現状と今後の計画

文科省の受託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」において、福井大学では福井県とも連携して地元企業へのニーズ調査等を通じて試験研究炉の産業利用を促進する伴走型連携の構築と、そのための人材育成を行ってきている。

伴走型連携では、ニーズの調査以外に情報発信の方法や J-PARC における茨城県・茨城大学の連携の調査・検討、さらにはメールインなど中性子利用の代行サービスやトライアルユースを行う際の支援方法の検討も行っている。地元企業へのニーズ調査では、中間素材メーカーの多い福井県では多岐に渡る利用可能性があり、それら企業との対話の結果、大学と連携した新規技術の導入や社外エキスパートによる指導などの技術的支援、ビーム利用申請時期や利用タイムの柔軟性さらにはメールイン等への期待があることがわかった。また同業企業の共同プロジェクトや地元経済界での議論の活発化など企業・地域間の連携を希望していること、トライアルユースのサポートなどの要望も出されている。

また人材育成では、学内の試験研究炉の利用や中性子科学に興味を示している教員と連携して医学利用と材料分析に関して年２回のセミナーを実施してきている。また本年度は福井大学の学部を超えた研究拠点形成のための研究ファームにおいて中性子科学のパイロットファームを立ちあげ、学内における中性子利用の促進に向けたコミュニティーを形成した。今後学内セミナーを継続するとともに、産業利用の促進のしくみについて関連機関等と意見交換し、認識の共有化を図りながら要求事項を整理し、そのイメージ案をまとめる予定である。

福井県が主体となって行っている活動としては、昨年度は福井県内の企業に対してアンケート調査を行ったが、今年度は石川県および富山県の企業に対してアンケート調査を行った。その結果、懸念事項として地元企業からは「技術支援」や「利用費用」があげられていたが、石川県や富山県の企業からは加えて「アクセス」や「原子炉の安全性」の回答があった。また、企業向けに 2 回の講習会と施設見学バスツアーを行っている。昨年度の施設見学は KUR を、本年度は近大炉を見学した。

福井県の活動に福井大学等の中核機関が協力して行っている活動としては、昨年度は福井大学以外の福井工業大学や福井県立大学でセミナーを行った。今年度はそれらに加え、福井大学の教育学部や医学部の学生に向けたセミナーを実施した。さらに本年度は初めての試みとして、高校生向けの資料を作成し、福井大学におけるオープンキャンパス等で高校生向けセミナーを行った。

2. 今後の進め方

令和 2 年度より始まった概念設計事業は本年度に終了し、次年度から詳細設計が本格的に始まろうとしている。前報の JAEA、京都大学同様、福井大学もこの詳細設計に向けて、地元との連携構築に向けての活動を継続する予定である。その次年度以降の活動にむけて、本年度中に建設計画に対応させ産業利用を促進する体制と役割分担、必要人材育成等についての具体的プランを関係機関と連携して策定する。また学内で中性子科学の研究および教育を担う部門の設置や人材の配置、学外との協力体制についての検討を加速していく。

*Masayoshi Uno

[1]Univ. of Fukui

企画セッション | 総合講演・報告 | 「シグマ」調査専門委員会[核データ部会共催]

[3E_PL] シグマ委員会設立60周年記念

核データ研究へのオールジャパンでの取り組み

座長:渡辺 幸信(九大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 E会場 (12号館2F 1225)

[3E_PL01] シグマ委員会60年の歩み

*深堀 智生[1] （1. JAEA）

[3E_PL02] 核データ部会と今後の期待

*西尾 勝久[1] （1. JAEA）

[3E_PL03] JENDL委員会とのかかわり

*吉岡 研一[1] （1. 東芝ESS）

[3E_PL04] シグマ委員会に期待すること

*千葉 敏[1] （1. 東工大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念

ー核データ研究へのオールジャパンでの取り組みー

60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data
- All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities-

（1）シグマ委員会 60 年の歩み

(1) 60 Years of Investigation Committee for Nuclear Data

*深堀　智生
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

シグマ委員会の 60 周年にあたり、その歩みを概観する。本発表の多くは、参考文献[1-28]に示された今までのシグマ委員会の歴史的な記述をレビューしたものである。なお、シグマ委員会の詳細な年表は、核データニュース 134 号のシグマ委員会 60 周年記念記事の最後に示される予定である（予稿作成時点）。

中沢正治先生の記述[5]によると「原子力の魅力の原点としての核データがある」。核分裂連鎖反応によるエネルギー発生が原子力のスタートである。原子核的現象をエネルギー生産システムとして実現させる方策として、核分裂現象自身の基本的性質に関する理解のための核データ活動が、原子力の魅力の原点に最も近いところでの仕事となる。核データ活動は核データの生産（測定）、収集・評価、利用という 3 部門に大別され、それぞれ核データの生産者、評価者、利用者が分担する。

設立当初、シグマ委員会は、表裏一体である日本原子力学会（原子力学会）シグマ特別専門委員会と日本原子力研究所（原研）シグマ研究委員会から成り立っていた。「委員会」の語感から感じられる「検討の場」というよりは核データの調査・評価・編集等の実際の作業（測定も加えて以下「核データ活動」と称する）を行っている点が、現在に至るまで、独創的と言える。現在では、原子力学会シグマ調査専門委員会と原子力機構 JENDL 委員会は個別に活動しており、核データ活動の作業の多くは JENDL 委員会が継承している。

2. シグマ委員会の歩み

2-1. 黎明期

1956 年、我が国への軽水炉の導入の検討開始と時期を同じくして、原研が発足する。産業界においてはすでに核データに関する議論が始まっていた。原子力学会の企画委員の諸氏が、シグマ委員会を設置し、原子力平和利用研究委託金を受けるよう提案した。この受け口として、1963 年 2 月 14 日、主査に百田氏、幹事に安、大野、立花、高橋の各氏、委員数 19 名でシグマ専門委員会が発足した。対象とする核データは、中性子反応断面積及び核分裂に関するデータで、原子核物理的な核データと異なることから、「核データ」という言葉を使わずにシグマ委員会（英文名は Japanese Nuclear Data Committee）とした。シグマ委員会の発足当初の目的は、「自分たちの使うデータは納得のいくものを使いたい」及び「核データセンターの設置」であった。

この頃、日本ではデータは収集するもので、生産するものではなかった。このため、核データの収集は外国に依存することになる。1964 年、米国コロンビア大学の Goldstein 氏からシグマ委員会に彼の Card Indexing for Nuclear Data Accumulation（CINDA）への参加の誘いがあった[5]。「指示された論文を所定のフォーマットに従って、カードに記入し、返送するように」と依頼された。この CINDA は、欧州原子力機関（ENEA）と国際原子力機関（IAEA）で取り上げられて、後の Computer Index for Nuclear Data （CINDA）へと発展した

*Tokio Fukahori
Japan Atomic Energy Agency.

が、これが国際協力への最初の入口となった。CINDA 発足当時、国によっては採録が杜撰なものがあると批判があったそうだが、日本の採録は「完璧」との評価だった。

同時期の国際協力体制では、米英カナダによる 3 国原子核断面積委員会（Tripartite Nuclear Cross Sections Committee、TNCC、1956 年創設）と OECD 傘下の欧州諸国が参加する欧米核データ委員会（European American Nuclear Data Committee、EANDC）が設立されていた（1963 年）。一方、国際原子力機関（IAEA）では、同様の意図での国際核データ科学ワーキンググループ（International Nuclear Data Science Working Group、INDSWG）が設立された。1964 に日本が OECD に加盟する。これに伴い EANDC の第 8 回会合（1965 年）がロスアラモスで開催された際、日本の EANDC への加盟が検討された。この後、第 9 回会合（英アスコット、1966 年）からメンバーとして参加できるようになった。1964 年第 2 回 INDSWG 会合で ENEA が仏国サクレー研究所で核データ収集センター設置の準備をしていると報告した。報告者の H. Smet 氏（ENEA）から、散会後、日本にここへの参加を打診された。実際の ENEA 核データ収集センター（現 NEA/Data Bank）への参加は、2 年後の 1966 年 1 月であった。1965 年 EANDC の会合に先立って米国ブルックヘブン国立研究所（BNL）で EANDC 企画の「中性子断面積データ評価に関するセミナー」が開催された。「核データ評価」という「新しい」概念が研究者の間で共通に認知されるようになった。

シグマ委員会の黎明期には、提供側と利用側の組織的な協力により、高速中性子グループ、共鳴中性子グループ、熱中性子グループの 3 作業グループを設置し作業を始めた。当初、その目標に「日本のシグマ・センターの確立」（役割の想定は、外国のデータセンターとの連絡窓口、国内の測定結果または測定要請の調査、外国から入手したデータの国内配布、独自のデータ収集・整理・評価・計算）を謳った。1966 年には JNDC ニュースを創刊するとともに、日本の測定要求リストを作成した。この頃、核データ評価活動も始まる。核データの収集については国際協力で解決する等、発足 4 年で基礎固めを果たす。

2-2. 発展期

「日本でも専門の核データ研究者（evaluator）を養成して、彼らの研究の場を作る」ことが提案された。このため、評価を専門とする研究者のグループを創設し、渉外・情報活動とデータの収集・評価とを専門の業務として行うセンター機能を持った組織を確立することが必要だとされた。シグマ委員会の事務局は、原研にあった核物理研究室（1963 年）、核データ研究室（1968 年）、原子核データ室（1976 年、認可組織）、核データセンター（1977 年、改称）と変化し、核データセンターの設置により組織の確立としては、一段落した。

核データセンターの設立の流れは以下のとおりである。1960 年代末ごろからセンター設立に向けた核データ活動の必要性のアピールは進められていた。NAIG、MAPI、日立の 3 社から原研理事長に核データセンター設立要望書提出（1967 年 7 月 20 日付）されたのを皮切りに、日本原子力学会より科学技術庁原子力局長宛に「核データの収集・整備の機関設立に関する要望書」（1967 年 7 月 25 日付）が提出されるなど、矢継ぎ早に運動された。また、原子力学会会長より原子力委員長宛に「核データ整備の専門機関設置に関する要望書」（1975 年 9 月 12 日付）が出された。さらに、原子力産業新聞 4 面全体に「新たな役割を期待される核データ」掲載（1974 年 7 月 11 日）され、同 6 面全体に「核データセンターの早期設置を」の原子力学会会長/日本学術会議副会長・伏見康治先生の記事掲載（1975 年 6 月 19 日）があった。このような努力があり、シグマ委員会設立当初の目的であった「核データセンター設置」が達成された。

核物理及び炉物理両サイドによる JENDL 作成というもう一つの目標に邁進し、JENDL の作成に踏み切ったのは 1973 年である。JENDL-1 は、1974 年から評価作業が開始される（1977 年に完成）。この前、「各国の核データファイル（西独 KEDAK、英 UKNDL、米 ENDF）があるのに、日本で独自に評価済み核データファイルが必要か？」、「外国のライブラリーを手軽く継ぎ合わせて使う方が利口である」という風潮があったようだ。外国ファイルを使って炉定数を作成していたのが実情であり、ここからの指摘だったと思われる。しかし、独自の核データファイルを持たなければ先進諸国は対等に扱ってくれなくなる。現在の日本の立ち位置を考えれば、まさに先見の明であったと言える。すなわち、ENDF/B-V の非公開（1978 年）である。翌年には、この波紋が広がる。欧州で European-Japanese Nuclear Data File の構想が立ち上がる。これは後の、JEF（1981 年開始）から JEFF につながっていく。すでに、日本は国際的な地位を確立していた。日本では、JENDL-

1 から JENDL-2 へと作業が移り、1982 年に JENDL-2 が完成する（1984 年原子力学会賞特賞受賞）。

1983 年に、シグマ委員会が成人式を迎えると、長期的観点に立って問題をとらえる諮問・調整委員会を設置、核データ研究会を 1984 年から「アジア地域核データセミナー」として開催、特殊目的データファイルの作成開始、核データ普及の視点の獲得等、次々と新しい活動を展開していく。この象徴が、1988 年に水戸で開催された我が国初めての「科学と技術のための核データ国際会議（ND1988）」である。これで、本当の意味で、核データの国際社会で「大人の仲間入り」した時期となった。

2-3. 成熟期

1989 年に JENDL-3 を公開した頃、それまでの評価作業で培われた核データ評価法を利用しやすくするための統合核データ評価システム（INDES）の開発が始まった。どの評価用コードをどんな核物理パラメータセットで評価に利用したか、核種ごとに収集を始めた。今では、これを残すために、核データファイルの冒頭説明の部分（ENDF-6 フォーマットのファイル１）にこれらを記載するようになっているが、この発想は画期的であった。これが、後の RIPL（Reference Input Parameter Library）であり、 IAEA/NDS の CRP として国際協力で活動し、現在まで続いている。

1989 年、JENDL、JEF、ENDF の 3 者が NEANDC の元に置いた作業部会として評価国際協力ワーキングパーティー（WPEC）が創立された。この後すぐ欧米核データ委員会（EANDC）以来 30 年活動してきた NEA 核データ委員会（NEANDC）が、NEA 炉物理委員会（NEACRP）とともに 1991 年末で廃止され、新たに設立された NEA 原子力科学委員会（NEANSC）に吸収された。

1993 年にシグマ委員会は創立 30 周年を迎えた。この後、JENDL-3.2 が完成（1994 年）し、旧ソ連の科学者支援のための国際科学技術センター（ISTC）の設置された頃、核データセンターの web サービス及びシグマ委員会 ML（JNDCmail）が開始された（1995 年）。

2003 年、シグマ委員会は 40 周年を迎える。「自分たちの使うデータは納得のいくものを使いたい」という産業界からの要求の元に利用者と作成者が 40 年にわたって営々と整備してきたのが JENDL である。JENDL-3.3 が完成（2002 年）したことによって、JENDL の一時期が画したと言える。この頃、原子力学会に核データ部会も設立（2000 年）された。長谷川氏はシグマ委員会 40 年記念に当たっての一連の寄稿[6]で「核データファイルにはその時点までの最新の実験データ、使用経験のすべてが蓄積されている。利用者はこのファイルにアクセスするだけで、最先端知見が凝縮されたデータを使用できる」と述べている。これが「素性の分かった」国産の核データを持つ意義である。

2005 年、サイクル機構と原研が統合し、原子力機構が発足した際、シグマ委員会は最大の危機を迎える。原研シグマ研究委員会の廃止及び核データセンターの消滅（研究主体でセンター業務は陰に隠れてしまった）により、原子力学会シグマ特別専門委員会が常置委員会から 2 年毎に延長を申請する普通の特別専門委員会になった。幸い、原研シグマ研究委員会は当時の原子力機構核データ関係者の働きかけで、2006 年 JENDL 委員会として復活することができた。現在のシグマ委員会、核データ部会、JENDL 委員会及び核データ評価研究グループの関係は図 1 のようになっている。

JENDL-5 として JENDL が統合ファイルとして一応の完成を見た現在、JENDL の容量の変遷（図 2）をもとに、その進化を振り返ってみたい。JENDL-1 はおっかなびっくり作成されていた感はあるが、この経験をもとに JENDL-2 は格納核種数を伸ばした。JENDL-3 では、特殊目的ファイルの一つである核融合ファイルの経験を活かし、二重微分断面積の大幅追加により、容量が増えた。JENDL-4 では、誤差データである共分散が多くの核種に与えられ、指数関数的に容量が増えた。ここまでは、他国の主要ファイルとの容量の差はあまりなかった。しかし、JENDL-5 はさらに桁の違う格納容量となっており、他のファイルとの差が大きくなっている。このあたりの理由は、JENDL-5 のレポートに譲るが、JENDL は進化し続けている。

さらに、この間、炉物理における悲願である「自前のフルスケール核データ処理コード FRENDY」が公開された（2019 第 1 版、2022 第 2 版）。関係各位のご努力には大いに感謝したい。これにより、評価屋の断面積と炉物理屋の炉定数が、完全に同じステージに立つことができた。JENDL の商品価値も上がり、普及に弾みがつくと思う。

3. おわりに

シグマ委員会も還暦を迎えたが、まだまだ発展の余地が残されている。国際統一ファイルはまだであるが、個人的には「ユーザニーズに適時に対応できる究極の核データベースとは何か」が、次世代の核データの担い手たちに是非考えてほしい命題である。一方、日本での核データ評価能力を維持出来なければ、世界統一ファイルに対抗出来ないし、究極の核データもおぼつかない。この意味でも、人材の確保と育成は最重要課題である。

参考文献

[1] 深堀智生、「企画セッション（核データ部会・「シグマ」調査専門委員会共催）「核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年」: (2) 核データ部会 20 年に寄せて」、核データニュース、127、20-27（2020）
[2] 中嶋龍三, 「原子力における核データーその歴史と展望ー」, 原子力学会誌, 23[7], 465-469 (1981) .
[3] 更田豊次郎, 「核データセンターの活動」, 原子力学会誌, 20[5], 323-328 (1981) .
[4] 中嶋龍三, 「20 周年記念講演 : シグマ委員会 20 年を振返って,1982 年核データ研究会報文集, JAERI-M83-041, 2-8 (1983).
[5] 中嶋龍三他、「シグマ委員会創立 30 周年記念」, 核データニュース, 44, 1-31 (1993).
[6] 五十嵐信一他、「シグマ委員会創立 40 周年記念」, 核データニュース, 74, 1-20 (2003).
[7] 五十嵐信一他、「シグマ委員会創立 50 周年記念」, 核データニュース, 104, 1-34 (2013).
[8] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1963-1964」, 原子力学会誌, 7[5], 248-252 (1965).
[9] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1965-1966」, 原子力学会誌, 9[10], 604-610 (1967).
[10] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1967-1970」, 原子力学会誌, 14[2], 70-78 (1972).
[11] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1971-1972」, 原子力学会誌, 15[12], 832-842 (1973).
[12] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1973-1974」, 原子力学会誌, 17[12], 645-652 (1975).
[13] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1975-1976」, 原子力学会誌, 19[12], 814-821 (1977).
[14] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1977-1978」, 原子力学会誌, 21[11], 840-847 (1979).
[15] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1979-1980」, 原子力学会誌, 24[2], 122-130 (1982).
[16] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1981-1982」, 原子力学会誌, 25[12], 993-1003 (1983).
[17] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1983-1984」, 原子力学会誌, 27[12], 1114-1123 (1985).
[18] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1985-1986」, 原子力学会誌, 29[11], 982-991 (1987).
[19] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1987-1988」, 原子力学会誌, 32[1], 56-64 (1990).
[20] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1989-1990」, 原子力学会誌, 33[12], 1142-1150 (1991).
[21] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1991-1992」, 原子力学会誌, 36[1], 60-67 (1994).
[22] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1993-1994」, 原子力学会誌, 37[12], 1095-1103 (1995).
[23] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1995-1996」, 原子力学会誌, 39[12], 1019-1027 (1997).
[24] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1997-1998」, 原子力学会誌, 41[12], 1213-1221 (1999).
[25] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1999-2000」, 原子力学会誌, 44[1], 106-114 (2002).
[26] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 2001-2002」, 原子力学会誌, 45[12], 808-810 (2003).
[27] 深堀智生、原田秀郎、石川眞、「第 24 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協力ワーキングパーティ（WPEC）会合報告」、核データニュース、102、44-65 (2012).
[28] 深堀智生、原田秀郎、石川眞、「第 25 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協力ワーキングパーティ（WPEC）会合報告」、核データニュース、105、52-71 (2013).

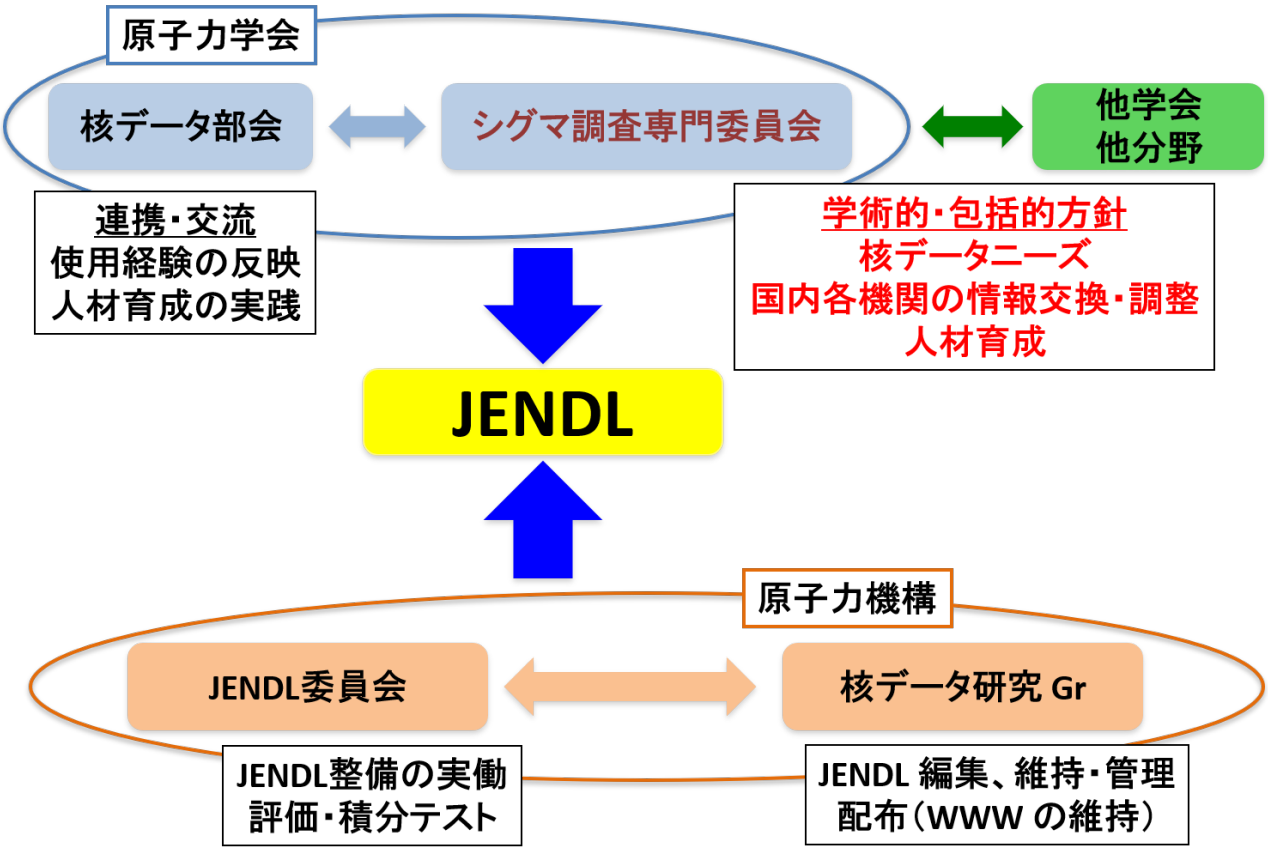


図１　シグマ調査専門委員会と関連委員会との関係

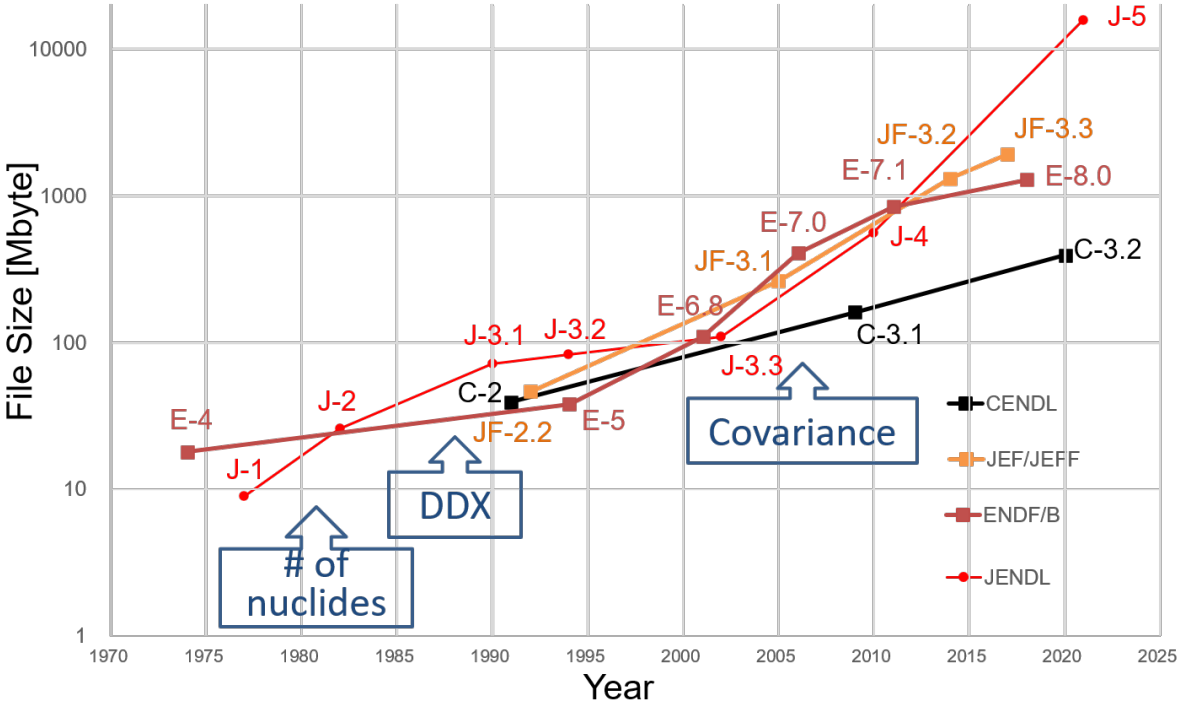


図２　評価済み核データファイルの変遷

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 －核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－

60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data
- All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities-

（2）核データ部会と今後の期待

(2) Activities in nuclear data division and expectations for the future

*西尾 勝久
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力学会核データ部会は、核データ研究会の開催や核データニュースの発信、部会賞の選考、国際交流や国際会議の運営などを通じて、日本の核データに関する情報の発信の中心的な役割りを担うとともに、核データの将来を議論する上で重要な役割を担っている。任期 2 年ごとに交代する形で受け継がれ、今年度で 11 期運営委員が終了し、令和 5 年度から新たに 12 期がスタートする。

核データ活動は、①基礎となる核データの取得やデータを記述する理論の構築、②ライブラリーや計算コードの構築、③原子炉や加速器システムへの適用と計算といった流れがあり、専門家はこれら 3 つの部門のいずれかを担当している。この流れは、基礎的なデータ取得から実用に至るまで、研究や開発のステップが階層を持って構築されている点においてユニークである。さらには、基礎から応用に向かって、一方通行の流れで完結せず、③の結果を踏まえて、再度、①に向かって課題が与えられるという循環がある。核データ部会や「シグマ」調査専門委員会は、日ごろ自分の専門領域に集中している中にあって、これら会合を通じて自らの役割を改めて認識するよい場でもある。

核データ研究開発の歴史は、中性子入射反応から始まり、ライブラリーとして取り扱う領域は、中性子エネルギー20MeV までが対象だった。一方、加速器の設計など、用途の拡大に応じて取り扱うエネルギー範囲は広がり、また入射粒子についてもいくつかの荷電粒子を取り扱うなど、核データ範囲において広がりを見せている。対象とする核データの種類が増えることは、社会の需要に求めるものであり、当分野でも取り組むべき必要がある。一方、①の核データ測定の領域で活動してきた立場からすると、現状、核データを取得するための研究者や施設を維持する技術者の数において、多様化する実験データを十分に取得できる状況とは言えない。また、加速器・原子炉で利用できるビームタイムにも制限がある。これを改善していくことは重要であるが、あわせて、戦略的な対応策が必要である。その一つとして、基本原理からスタートする予測精度の高い理論を構築し、ここからデータを評価していくしくみである。実験は、理論を記述する上で特に本質的に重要なデータを優先する。

その例として、核分裂データを取り上げる。核分裂に関わるデータは沢山ある。しかし、スタート地点は複合核に与えられる条件だけで、核種、励起エネルギー（E^*）、スピン・パリティ（J^π）の分布である。例えば、入射する中性子のエネルギーが高くなった場合、核分裂生成物の収率や即発中性子の数とエネルギースペクトルが変化する。核分裂片の収率の変化は、遅発中性子の数に変化を与える。複合核からスタートする核分裂の理論を高度化すれば、実験的に取得が困難なデータを評価する状況にあっても外挿に道筋が与えられ、評価方法に根拠を与えることができる。測定が困難なデータは一般に誤差も多くつくが、この不確定性程度まで理論を高度化するのが目標となる。

2. 核分裂データ

2-1. 核分裂過程と核データ

核分裂は、複合核の形状からスタートし、時間とともに変形が成長し、最後に切断することで２つの核分

裂片が生まれる過程である。核データを評価するうえで、最もカギとなる部分であり、かつ理論の信頼度が評価されるのは、切断した状態（これを scission という）における大小２つの核分裂片の核種（A, Z）の確率分布と、それぞれの核分裂片の変形度、励起エネルギー、および J^{π} 分布である。実験の役割は、これらの情報を得るための諸量を取得することである。例えば ^{235}U の熱中性子核分裂で放出される中性子の数は、平均 2.4 個であるが、これは２つの核分裂片から放出され、その起源は切断した瞬間（scission）における核分裂片の変形度にある。scission の状態から加速された核分裂片は、十分加速された後に基底形状に変化するが、この際、変形エネルギーが励起エネルギーに変化するため、このエネルギーに比例して中性子が放出される。n_{th}+^{235}U の核分裂では、軽い核分裂片から平均 1.0 個、重い核分裂片から 1.4 個出るので、合計 2.4 個となる[1]。このような数字は核分裂スペクトルの評価にも影響する。また、核分裂片が持つ運動エネルギーの和（全運動エネルギーTKE）は、scission で２つの核分裂片が持っているクーロンエネルギーにほぼ等しい。TKE は scission における２つの核分裂片の変形度と結びついているため、核分裂片の電荷（陽子数）Z_1, Z_2 に加え、TKE を測定することで scission の形に制限が与えられる。ただし、大・小２つの核分裂片はそれぞれ異なる変形度を持っていることがわかっており、TKE だけでは scission の配置は決まらない。

核分裂理論を構築するため、まず第１に重要なのが（１）核分裂片の質量数収率（及び電荷）の分布、（２）核分裂片の質量数に対する運動エネルギーの変化、および（３）それぞれの核分裂片から放出される中性子の数、となる。私が学生時代を過ごした 1990 年代後半は、これらを記述できる満足のゆく理論計算は無かった。計算機の能力に限界があったとも言える。しかし、ここ 10 年の理論研究の進展はめざましく、複合核からスタートし、実験データと比較できる観測量を与える理論が構築されてきており、今後実験と理論のタイアップが期待できる。特に、動力学モデルにおける日本の役割は大きい[2,3]。実験では、2000 年ごろからドイツ GSI で始まった逆運動学手法において、初めてオンラインで核分裂片の電荷（Z）を決定することができるようになった[4]。逆運動学手法による核分裂データの取得はフランス GANIL でも行われている[5]。

次に重要な課題は、入射中性子エネルギーに対する核分裂データを記述するため、複合核の励起エネルギーと核分裂の関係を見ることである。励起エネルギーを上げると原子核の殻構造が薄れ、ふた山構造を示す質量数に対する収率分布の谷間がうまり、対称核分裂成分が増加する。^{235}U や ^{239}Pu は核分裂性核種であり、熱中性子を吸収して容易に核分裂する。入射中性子が 10MeV や 20MeV に上がり、複合核からの中性子放出のしきい値が上がると、核分裂は中性子蒸発と競合するようになる。評価によれば[6]、n+^{235}U の反応で、中性子エネルギーが 10MeV になると、複合核 ^{236}U*が直接核分裂するものは 25%、１つ中性子を出して ^{235}U*が核分裂するものは 75%に達する。20MeV 中性子だと（^{236}U* : ^{235}U* : ^{234}U* : ^{233}U* = 13% : 33% : 41% : 13%）となり、核データ評価には ^{233}U* の核分裂の記述も必要となる。この“マルチチャンス核分裂”の効果により、核分裂する原子核の励起エネルギーをかなり下げることになる。それゆえ、原子核の殻構造が回復し、これと並行して、ふた山構造をもつ質量非対称な質量数分布を回復させることになる。実際に、マルチチャンス核分裂の核分裂収率に与える影響は明確に示されている[7]。また、複合核の励起エネルギーが増加した場合、その増加分は、主に重い核分裂片に追加されることが、核分裂片から放出される中性子の測定からわかっている[8]が、データは限定的と言える。以上から、高エネルギー核分裂データの高度化のためには、マルチチャンス核分裂の割合を詳細に測定すること、および複合核の励起エネルギーの大小核分裂片への配分を決める測定を行うことが重要であり、実験と理論にとって大きなチャンレンジといえる。前者についての実験では、例えば蒸発残留核を同定しながら直接検出する、といった新たな実験手法を考える必要がある。

さらに残された課題として、核分裂におけるスピンの発生がある。核分裂片のスピン分布は、励起エネルギー分布と合わせて、即発中性子やガンマ線を発生させる始条件となる。核分裂片から放出されるガンマ線の数から、核分裂片はおよそトータルで 6～8 $\hbar$ のスピンを持つと考えられるが、その発生のメカニズムははっきりしていない。また、厳密には、中性子過剰核である核分裂片の準位構造が必要となる。この効果を示す例として、近年、n_{th}+^{235}U において 20MeV までの高エネルギーの即発ガンマ線が出ていることがわかったが[9]、このようなγ線が放出されるためは、低い励起エネルギーに高スピンの準位が存在する必要があり、またこのような核分裂片の核種はある程度限定された領域にあることが示唆された。このように評価を高度化するには、不安定核を生成してビームを取り出す施設での実験が必要となる。大型の不安定核実験施設は、

国内では理研があり、また世界的にみても多くの国で運営・計画されている。ここで得られるデータは、原子力工学と原子核物理学の双方において重要であり、今後、協力のもとで進んでいくことを期待したい。

2-2. 核分裂コード

複合核からスタートし、scission における初期の核分裂片を発生させて、その後の中性子やガンマ線（即発および遅発過程）の放出などにつなげる仕組みは、これまで独立に評価されてきた核分裂核データを統一的に理解することにつながる。特に、測定が難しい核データを評価するために道筋を与えるものとなる。核分裂イベントを発生させ、すべての諸量を矛盾なく一貫して記述するコードの開発は欧米で進んでおり、CGMF [10], FREYA [11], GEF [12], FIFRELIN [13] といったコードがある。コードにもよるが、核分裂収率や TKE 分布などを予め求めるものもある。最初の試みとしては理解できる一方、適用性と汎用性を持たせるには、最終的には複合核の初期条件だけを入力するコードを記述するのが理想である。日本では、上で述べた動力学モデルを用いた計算において、上の（１）～（３）の諸量をかなりよい精度で記述できている。日本発信で汎用性の高い核分裂片の発生コードを開発し、関連する核分裂データの統一的な評価に期待したい。

3. まとめ

ここでは、核分裂核データについて述べた。核分裂は、古いテーマであるが、現在においても、実験および理論研究において、新たな成果とアイデアが生まれている。2010 年には、中性子欠損核である水銀 180 が質量非対称分裂することが発見され[14]、非対称核分裂が起こるのはアクチノイド原子核だけである、という思い込みを覆した。現在は、アクチノイドから ^{180}Hg までを統一的に理解する理論チャレンジが進んでいる。新しい発見は、核分裂モデルの高度化をもたらし、この知見は核データ評価にもフィードバックされる。天体での r プロセス元素合成でも核分裂の重要性が指摘されている。核分裂は、原子力工学、核物理、天体など、分野をまたいでオールジャパンとして取り組むテーマの１つと言える。他の核データ評価についても、同様に連携が構築されるものと考える。

参考文献

[1] K. Nishio et al., Nucl. Phys. A **632**, 540 (1998).
[2] Y. Aritomo et al., Phys. Rev. C **88**, 044614 (2013)
[3] C. Ishizuka et al., Phys. Rev. C **96**, 064616 (2017).
[4] K.-H. Schmidt et al., Nucl. Phys. A **665**, 221 (2000).
[5] M. Caamano et al., Phys. Rev. C **92**, 034606 (2015).
[6] A.E. Lovell, Phys. Rev. C **103**, 014615 (2021).
[7] K. Hirose et al., Phys. Rev. Lett. **119**, 222501 (2017).
[8] A.A. Naqvi et al., Phys. Rev. C **34**, 218 (1986).
[9] H. Makii et al., Phys. Rev. C **100**, 044610 (2019).
[10] B. Becker et al., Phys. Rev. C **87**, 014617 (2013).
[11] J. Verbeke et al., Comput. Phys. Commun. **222**, 263 (2018).
[12] K.-H. Schmidt et al., Nucl. Data Sheets **131**, 107 (2016).
[13] O. Litaize et al., Eur. Phys. J. A **51**, 177 (2015).
[14] A.N. Andreyev et al., Phys. Rev. Lett. **105**, 252502 (2010).

*Katsuhisa Nishio
Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 －核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－

60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data - All Japan Endeavor for Nuclear Data –

（3）JENDL 委員会とのかかわり

(3) Activities with JENDL Committee

*吉岡　研一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

核データユーザーの立場から、これまで、多くの場面で”JENDL”を利用してきた。JENDL 委員会では、新たな評価結果や問題点等の最新の知見の取得とともに、ユーザーとして検証データの提供も行ってきた。核データの検証実験には飛行時間（Time of Flight）法などに代表される微分実験、臨界実験などに代表される積分実験がある。特に、私は JENDL 委員会において原子炉による積分実験に関する活動をさせていただいているので、原子炉システム設計における積分実験の役割を中心に JENDL とのかかわりについて報告する。

2. 原子炉システム開発における JENDL の利用

2-1. JENDL との出会い

私が初めて JENDL と出会ったのは、学生時代に大阪大学”OKTAVIAN”において行っていた核融合ブランケットにおけるトリチウム増殖率測定であった[1]。ベリリウムを中性子増倍材として用いた実験で当時ベリリウムの(n,2n)反応の検証データは希少で、JENDL-3 を用いて実験値の検証を行ったのが、JENDL との出会いで、奇しくも積分実験との出会いでもあった。また、積分実験を通して、核融合炉という未来の原子炉システムを JENDL が支えているということを知った。

2-2. 積分実験による JENDL の利用

上述のように、積分実験は核データを原子炉システムとつなぐ重要な役割をもっている。

入社後、図らずも東芝臨界実験装置（Toshiba Nuclear Critical Assembly: NCA）[2]において、軽水炉システムの開発に係ることとなり、臨界実験という積分実験を数多く行うこととなった。図 1 に NCA の概要を示す。なお、NCA は日本原子力事業により設置され（当初、NAIG Critical Assembly: NCA）、その後合併に伴い、東芝に承継された経緯がある。NAIG 関係者による理論的な研究も、JENDL の整備に貢献してきたことを、特筆しておきたい。

軽水炉燃料臨界実験の結果は設計コードの許認可にも利用されるため、実験精度や誤差についても詳細な説明が必要である。中性子の輸送計算においては、決定論的手法と確率論的手法がある。決定論的手法ではエネルギーや空間に関する変数を離散化、均質化することで、計算速度の向上を図っている。一方、確率論的手法はモンテカルロ法であり、特に連続エネルギーモンテカルロ法は、計算時間は増加するが、上記のエネルギーや空間の離散化に伴う近似がない手法である。設計コードには核データが用いられているが、複雑な軽水炉燃料中の中性子の輸送を効率よく計算するために、決定論的手法が用いられ様々な解析上の近似が導入されており、設計コードを用いた臨界実験解析から核データの検証を分離して議論することは困難であった。一方、計算機の進歩に伴い、連続エネルギーモンテカルロ法の利用が容易になり、臨界実験解析において、ほぼ近似のない解析シミュレーションが可能となってきた。このため、臨界実験解析結果から、核データの精度についての議論が可能になり、JENDL 委員会でも NCA の臨界実験結果を報告する機会が増えてきた。

臨界実験において最初に議論される測定値は実効増倍率(k_{eff})である。積分実験は様々な核種が混ざり合うため、どの核種が k_{eff} に影響を与えているかを議論するためには感度解析が有効である。拡散計算等の決定論的手法により求めた中性子束と随伴中性子束を用いる一次摂動論に基づく感度解析は広く普及している。特に自己遮蔽の影響が小さく、空間均質化に伴う誤差が小さい高速炉の分野では、核データの検証に大きな貢

献をしてきている。一方、軽水炉分野においては、燃料中の熱・共鳴中性子の自己遮蔽の影響が大きく、空間均質化においては自己遮蔽因子による補正等が必要であった。このため、軽水炉臨界実験解析から、核データが k_{eff} に与える影響を感度解析により直接議論することが困難であった。近年、連続エネルギーモンテカルロ法による随伴中性子束の計算法[3]の開発が進められ、空間離散化を行うことなく感度解析が可能となった。代表的な連続エネルギーモンテカルロコード“MCNP”[4]においても感度解析機能が設けられている。MCNP を用いた軽水炉臨界実験の感度解析も取り組まれており[5]、今後、軽水炉臨界実験解析の核データへのフィードバックが進むと考えられる。なお、一次摂動論は、摂動前後で中性子束分布が変化しないことを仮定しているが、上述のように自己遮蔽の大きな軽水炉体系では摂動前後での中性子束分布の変化がしばしば無視できない。この一次摂動論の誤差については、上記の MCNP による感度解析でもまだ残ると考えられる。一方、一次摂動論とは別のアプローチとしてランダムサンプリング法による感度解析も近年開発が進められている。ランダムサンプリング法は確率論的アプローチであり、統計的な誤差は生じるが、一次摂動に伴う誤差は生じない。また、共分散データを用いるため、核データライブラリの共分散データの充実が今後求められるであろう。

原子炉システム開発と核データをつなぐ重要な役割を持つ積分実験であるが、まだ取り組むべき課題もある。

まず、実験面について、研究炉そのものの維持が困難となり、今後、実験できる施設も限られてくると考えられる。そのため、限られた施設、許認可の範囲でいかに検証したい原子炉システムを再現するかの工夫が必要となってくる。図２は NCA での軽水炉模擬臨界実験体系の一例であるが、BWR 体系、PWR 体系ともに、中央にターゲットとするテストバンドルを構成し、その周囲に臨界を維持するためのドライバー燃料を配置している。ドライバー燃料を有効活用し、部分的にターゲットを模擬する実験は装置の活用範囲を広げる手法の一つである。

また、マイナーアクチニドのような十分なサンプル量が入手困難な場合は、パイルオシレータ法に代表される微小な反応度の測定法も有効と考えられる。また、未臨界度測定の精度が上がれば、未臨界状態における反応度測定など、臨界炉以外の施設でも積分実験データ取得の可能性がある。これら実験技術の開発には、施設を維持管理し、法規制に対応できる人材も必要である。

解析面についても、上述のように感度解析技術は強力なツールであるが、開発の余地もある。“部分模擬”の場合は、位置によりスペクトルが異なるため、k_{eff} に影響を与える核種だけでなく、どの位置の核種が影響を与えているかも重要となり、感度解析技術の更なる高度化が期待される。また、微小反応度測定の解析には、連続エネルギーモンテカルロ法の統計誤差の低減が必須であり、大規模並列計算の他、摂動モンテカルロ法などの解析上の工夫も有効である。燃料集合体内の出力分布は、燃料設計の重要な指標の一つである。臨界実験においても、これまで多くの出力分布測定が行われており、解析との比較が行われているが、出力分布に対する感度解析手法は確立されておらず、今後の開発ターゲットになると考えられる。

これらの技術開発結果の意見交換、人材交流に JENDL 委員会が果たす役割は大きい。核データ開発側とユーザー側が密接に連携することで、研究開発成果の社会実装が加速するものと考える。

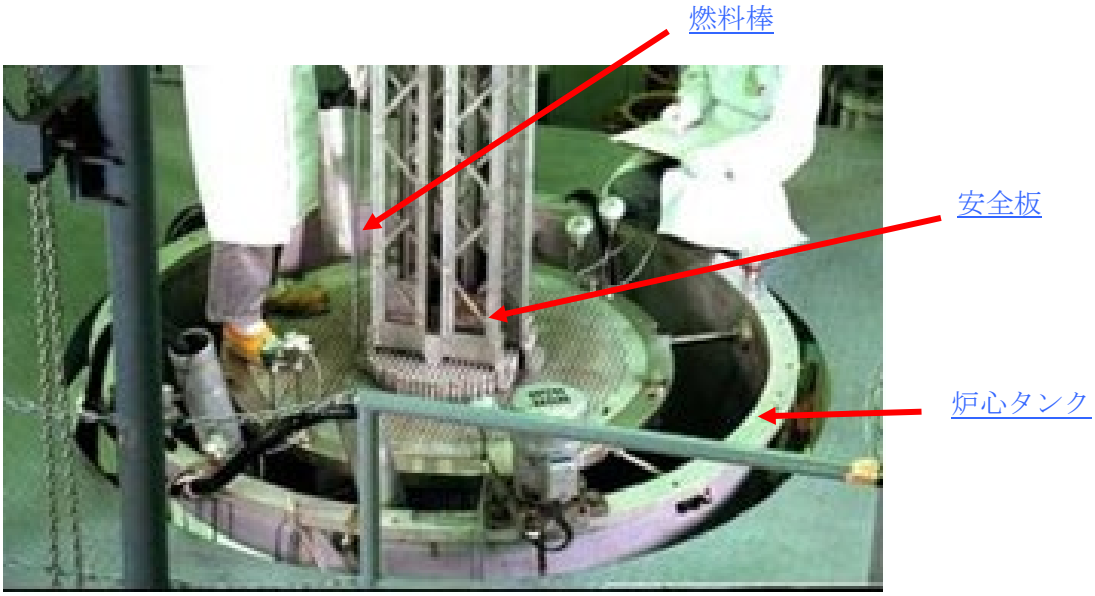
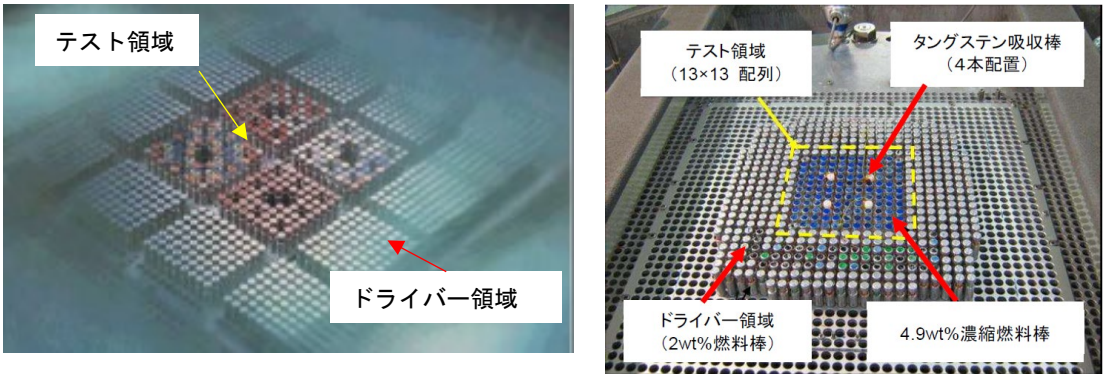


図 1 東芝臨界実験装置（Toshiba Nuclear Critical Assembly）（参考文献２より引用）



BWR 燃料模擬実験　　PWR 燃料模擬実験

図 2 燃料集合体模擬実験の例（参考文献２より引用）

2-3. JENDL の普及に向けて

近年、JENDL の普及に向けた国際活動ワーキンググループにも参加させていただいている。JENDL は米国の“ENDF”、欧州の”JEFF”と並ぶ世界 3 大核データライブラリである。一方、ユーザーによる核データの利用は、ライブラリ開発を維持していくためにも、重要な役割を持っており、核データとユーザーをつなぐ各種コード群の位置づけは重要である。

これまで、米国に依存していた核データ処理が、JAEA による“FRENDY”の開発[6]により国産化できた意義は大きい。

また、国際活動ワーキンググループで取り組みが進められている、“SCALE”[7]や“CASMO”[8]等の世界的に利用者の多いコード用の JENDL ライブラリの作成は JENDL の普及を促すものとして期待できる。

また、JENDL の普及には、許認可における実績は欠かせない。新たな炉の新設の他、廃止措置においても遮蔽や放射性廃棄物の予測などに核データが果たす役割は大きい。今後、増加する研究炉の廃止措置においても積極的な JENDL の利用により、許認可実績を積み上げていくことは重要である。

3. まとめ

原子炉システム開発における積分実験が果たす役割を中心に JENDL 委員会とのかかわりについて述べた。ここで挙げた原子炉システムの他、遮蔽や核種生成予測、さらには医療分野でも核データは利用されており、放射線利用の拡大とともに核データ利用も今後拡大していくと予想される。

JENDL 委員会はこのような必ずしも核データが専門でないユーザーも含む多様な利用者と、高度な核データの技術・知見を有する開発技術者をつなぐ、貴重な場である。今後とも、核データが社会に貢献できるよう、積極的な活動を期待する。

参考文献

[1] K.Sumita, A.Takahashi, J.Yamamoto, K.Yamanaka, K.Yoshioka, Y.Murakami, C.Yuan, L.Rong, “Integral benchmark experiments on Be Li-graphite systems for tritium breeding blanket design”, Fusion Engineering and Design, Vol.18, p.355-360(1991)

[2] 東芝エネルギーシステムズ　エネルギーシステム技術開発センターホームページ（https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/jp/technology/energy/erd/nuclear-laboratory/pdf/202107.nca.pdf）

[3] Y. NAUCHI, T. KAMEYAMA, “Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetic Parameters Using Continuous-Energy Monte Carlo Method”, J. of Nucl. Sci. Tecnol., Vol. 47(11), p. 977–990 (2010)

[4] C.J. Werner, et al., "MCNP6.2 Release Notes", Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).

[5] 吉岡 「熱中性子炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析」,核データニュース, No.132, p.17(2022)

[6] K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, T. Fukahori, "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," J. Nucl. Sci. Technol., 54, pp.806-817 (2017).

[7] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).

[8] Rhodes, J, Smith, K, and Lee, D., “CASMO-5 development and applications”, PHYSOR-2006, Vancouver, 10-14 Sep 2006;

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

*Kenichi Yoshioka[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 －核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－
60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data - All Japan Endeavor for Nuclear Data -

（4）シグマ委員会に期待すること

(4) What we expect to Investigation Committee for Nuclear Data

*千葉　敏[1]
[1]東京工業大学

1. 序論

日本原子力研究所と原子力学会共催のシグマ特別専門委員会は発足以来 60 年を迎えた。その間原子力研究所の改組、研究委員会に対する原子力学会の意向を踏まえて現在は原子力学会の調査専門委員会となっている。当初の JENDL 作成のための実働部隊としての性格から、現在は他分野の動向調査や協力関係の模索、核データの教科書作成や核データに対する要求リストの維持等を主な活動対象としている。本発表では今後のシグマ委員会に対する期待を私見として述べる。

2. 核データを取り巻く情勢とシグマ委員会への期待

2-1. 核データを取り巻く情勢

核データは原子力開発当初から必須の基礎的なデータベースとなってきたが、シグマ委員会が 60 年を迎えることから推察されるように、技術的にはかなり成熟した分野である。その一方、高精度の第一原理計算が可能な原子分子の分野とは異なり、核力は現在でも原子核・ハドロン物理の最先端の研究テーマである。蛇足であるが、その理由は陽子や中性子が（平均で）３個のクォークからなっているため２核子間力がすでに複雑な少数多体問題であることと、クォークやグルーオンが３種類の色（量子状態）を持つ粒子であること、核力場が真空偏極によりクォーク・反クォーク対が生成消滅しつつグルーオン交換により非線形相互作用する相対論的超多体問題であること等に起因する。このため原子核構造、核反応断面積や核崩壊データをデータベースとして構築するためには何らかの現象論が必要となり、そのレベルに応じて様々なアプローチが存在する上、核構造と核反応では往々にして異なるアプローチが取られる。この状況は予見できる近い将来において変わることはないものと予期される。また、中性子断面積に特有の eV 間隔の共鳴を予測する理論の登場も今のところ見通すことができない。従って実験データを基礎として核データベースを構築する現在の構図にも当面変化がないものと思われる。その一方で原子力にはこれまでより高い安全性、核セキュリティー・保障措置特性が要求され、適切な廃棄物処理と核燃料サイクルの実現、新しい原子炉の提案、原子力技術が放射線治療や材料調査などに適用範囲を広げることに伴い、必要とされる核データの種類や質も常に変貌を遂げる現状を適切に捉え対応できる体制を維持する必要がある。特にウクライナ危機に端を発するエネルギーセキュリティーの観点から原子力が本来あるべき社会的評価を回復しつつある現状において、これらの視点は必須である。また、機械学習など新しいデータ科学の勃興も着目すべき流れである。

2-2. シグマ委員会への期待

シグマ委員会は、原子力のみならず、産業界、物理学、医療等、他分野において指導的な立場にある参加者から構成されている。このような委員会として、核データを含む多くの分野を俯瞰し、大所高所からの意見を交換する場としての機能が期待されている。

原子力の基礎として、核データは炉物理、核セキュリティー・保障措置、新型炉開発、発電炉設計・建設・維持、規制等の分野で活用されている。しかし、ややもすると核データ研究者は、（筆者のように）基礎研究

に向かったり、（それが核データ活動の本質であるが）測定では JENDL との比較に非常に重きを置いたり、分野の枠に閉じこもる傾向があるように感じられる。実際、春の大会や秋の年会においても核データ研究者はなかなか炉物理や新型炉等、核データユーザーのセッションに参加しない傾向にあった。最近は若い人がちらほらこのようなセッションに参加するようになってきており、望ましい方向にある。ただし、本来は核データ研究者もより広い視点を獲得するため、エネルギーに関する政治・経済を始め、エネルギーシステムの一つとしての原子力全体の動向を把握、知識を吸収し影響を与えるような活動を行うべきである。従って核データ研究者がさらに視点を広げる切実な必要性を感じている。シグマ委員会はそのような場として機能しうる機会であるし積極的に活用するべきであり、このような講演会やセミナーを企画し、広く核データ研究者に公開することが望まれる。

基礎研究との関連では、核データ分野が原子核物理等の基礎研究者から学ぶべきことは多い。理論、実験の双方において、扱う対象がある程度固定されている核データと異なり、物理分野では自由な発想で最先端の研究が行われている。ただし非常に高い定量性と網羅性が要求される原子力分野と、どちらかというと稀事象の原理的解明に重きを置く基礎研究分野では求める方向性が異なっている。これまで筆者が声をかけて核物理研究者が何人か原子力学会に参加したこともあったが、大体１，２回で来なくなってしまうことがほとんどであった。彼らにとって原子力は、物珍しさはあっても興味のある対象は少ないようである。一方、核データ分野の研究者ももっと物理学会等に参加し、基礎分野で展開されている研究から取り入れ可能な手法やアイデアを吸収するように不断の努力を行うべきである。シグマ委員会はそのような機会の一つとしても機能することが期待される。

最近は機械学習が一世を風靡しており、我々もそれを吸収して駆使すべきである。そもそも核データは伝統的にデータ科学であり、機械学習のような手法を取り込む土壌はあるのであるが、データ駆動という視点から新たな原子力システムの提案などを行うことで、核データの重要性をさらに主張することが可能となる。物理や原子力の他分野では機械学習の利用が進んでいるが、核データはどちらかというと乗り遅れている印象である。このような視点からもシグマ委員会をうまく活用することが必要である。

核データ分野は典型的な課題解決型基礎研究の一つである。応用上の必要性を原動力として基礎データの取得・整備を目指す分野として、各人が広い視点で活動されることを期待する。シグマ委員会はその媒介となるべき存在である。

3. まとめ

シグマ委員会は、核データをキーワードとした多分野連携の場として各分野の第一人者が集う場であり、大所高所からの意見交換が期待される。原子力の基礎データベースとしての核データの重要性は今後もいささかも揺るぐことはない一方、科学技術の進展の一翼を担えるよう、核データ研究者もシグマ委員会等を活用し視野を広げる努力を鋭意継続するべきである。

*Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

企画セッション | 合同セッション |「原子力に関わる人文・社会科学的総合知問題」研究専門委員会、社会・環境部会

[1F_PL]「総合知」の視点と原子力利用の諸課題

「風評」問題をめぐって

座長:土田 昭司（関西大）

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[1F_PL01] 委員会設立の狙いと活動の経過報告

*佐田 務[1]（1. JAEA）

[1F_PL02]「風評」問題に関する検討状況の報告

*寿楽 浩太[1]（1. 東京電機大）

[1F_PL03] 風評被害のメカニズム

*関谷 直也[1]（1. 東大）

[1F_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2023年春の年会

「原子力に関わる人文・社会科学的総合知問題」研究専門委員会･
社会・環境部会部会合同セッション

「総合知」の視点と原子力利用の諸課題―「風評」問題をめぐって

Social Issues of Nuclear Utilization and the Perspective of "Convergence of Knowledge" - Case of "Harmful Rumor" Problem

（1）委員会設立の狙いと活動の経過報告

(1) Objectives and Activities of the Special Committee

佐田　務[1]
[1]JAEA

1. 設立趣旨

原子力をめぐる様々な課題への対処はこれまで、主に工学など自然科学的な視点が優勢である枠組みからの分析や対応が行われることが多かった。しかしながら原子力を取り巻く近年の課題は、政策や法制度、倫理、社会受容などのより俯瞰的な視野で物事を捉える必要があり、人文・社会科学的な視点が優勢な分析や対応が求められているものがある。学会としても、第６期科学技術・イノベーション基本計画に示されるように、自然科学のみならず、人文・社会科学も含めた「総合知」を活用できる仕組みを構築しなければならない。

このため本委員会では、人文・社会科学的な知見（例えば、人々のリスク認知やわが国の文化や歴史的背景、市場経済や政治と行政の構造など）といった側面からの分析をふまえた対応策を検討し報告書としてとりまとめる。本委員会での当初のテーマは、トリチウム処理水の海洋放出をめぐる「風評」とし、検討状況の進展や社会的な状況の変化を踏まえた上で、さらに別のテーマについても順次、手掛けていく。

２．委員構成

主査　土田昭司（関西大）、幹事　寿楽浩太（東京電機大）、佐田 務（JAEA）

委員　稲村智昌（電中研）、木藤啓子（原産）、桑垣玲子（電中研）、小林容子（JST）、 高木利恵子（エネルギー企画広報舎）、高嶋隆太（東京理科大）、竹田宜人（北海道大）、布目礼子（原環セ）、廣瀬大輔（電事連） 諸葛宗男（パブリック・アウトリーチ）、山本隆一（元 JAEA）

３．経緯

本委員会はこれまで、下記のテーマなどの検討を進めてきた。

第１回 2022 年 4 月 18 日

本委員会での当面の検討課題の検討と、処理水や風評に関する各委員の所感と情報共有

第２回 2022 年 6 月 26 日

春年会での社会・環境部会企画セッション「『風評』と『風評被害を再考する』」の報告とその振り返り

第３回 2022 年 7 月 22 日

関谷直也氏著「風評被害：そのメカニズムを考える」の購読と質疑

第４回 2022 年 11 月 4 日

2023 年春の年会における企画セッションの提案内容

第５回 2022 年 11 月 30 日

福島大の小山教授による講演「処理水問題における風評被害をどのように解釈すべきか」と質疑

*Tsutomu SATA[1]
[1]JAEA

2023年春の年会

「原子力に関わる人文・社会科学的総合知問題」研究専門委員会･
社会・環境部会部会合同セッション

「総合知」の視点と原子力利用の諸課題―「風評」問題をめぐって

Social Issues of Nuclear Utilization and the Perspective of "Convergence of Knowledge" - Case of "Harmful Rumor" Problem

(2)「風評」問題に関する検討状況の報告

(2) Progress Report of the Special Committee

寿楽　浩太[1]

[1]TDU

1. 委員会の検討状況

本委員会は、「総合知」の趣旨に鑑みて、大学や関係機関等に所属する、多様な来歴や専門性を持つ委員が社会・環境部会から選出されて構成されている。そこで、まずは各委員の問題意識の共有がなされた。

その結果、有識者や現場から知見や経験のインプットを得る必要性、他分野の経験から学ぶこと有用性、農水行政にも視野を拡げることの重要性などが認識された。

そこで、社会・環境部会が 2022 春の年会で実施した企画セッション「『風評』と『風評被害』を再考する」からの報告・振り返り（第 2 回委員会)、本セッションでの講演をお願いした関谷直也東京大准教授の著書『風評被害 : そのメカニズムを考える』(光文社新書、2011）の講読（第 2・3 回委員会)、福島県内で「風評」問題に関する研究と実践関わってきた小山良太福島大学教授の講演（第 5 回委員会）を行い、関連する知見の集約・整理・共有に努めた。

2. これまでに出された論点

これまでの検討では、「日本固有の『風評』概念そのものがはらむ問題性」が深く認識されている。関谷氏の著書でも指摘されている通り、「風評被害」という概念はもともと、日本の原子力分野で特有にあらわれ、それが国内他分野での類似問題にも適用され、社会通念化してきたものである。よく指摘されるように、英語には「風評被害」に直接対応する定着した用語はなく、単に reputation damage（評判に係る損害）として認識されるのが通常であり、広い分野や場面で一般的に生じる問題と捉えられる傾向がある。問題に対する社会の反応についても、リスク研究や社会心理学においては、social amplification of risk（リスクの社会的増幅)、社会学では集合行動現象の一種といったように、より一般性のある現象として研究対象とされている。

もちろん、原子力利用に関して日本で言うところの「風評被害」に類似する現象が生じることは見受けられるが、それを「風評被害」とくくってしまうと、特定の主体の無理解、無知によって生じる、本来は起こるべきではない被害として定式化される。そうすると、例えば「消費者」といった特定の主体に問題を帰責し、規範的にその問題性を難詰することになったり、あるいは無理解や無知の解消を目的とした啓発や教育ばかりが対処策として浮上したりする。

小山氏の講演においても、こうした見取り図がかえって関係地域の問題の実情に照らして有効な解決策を遠ざけ、損害を受けている問題当事者の救済を妨げている可能性が指摘された。

このように、「風評」概念を軸とする問題の捉え方が「政策的選択肢を狭めていること」や「対立構図をつくらざるを得ない含意を持つこと」、そしてその結果として「有効な手当ての実施を困難にし、被害の救済を遅らせていること」が認識された。

---

*Kohta JURAKU[1]

[1]TDU

2023年春の年会

「原子力に関わる人文・社会科学的総合知問題」研究専門委員会･
社会・環境部会部会合同セッション

「総合知」の視点と原子力利用の諸課題―「風評」問題をめぐって

Social Issues of Nuclear Utilization and the Perspective of "Convergence of Knowledge" - Case of "Harmful Rumor" Problem

（3）風評被害のメカニズム：東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクの社会的増幅

（3）Mechanism of Reputational Damage

：Social Amplification of Risk after the Accident at TEPCO’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

*関谷直也[1] [2]

[1]東京大学大学院情報学環境総合防災情報研究センター，[2]東日本大震災・原子力災害伝承館

1. 風評被害とは

一般に風評被害とは、「ある事件・事故・環境汚染・災害が大々的に報道され、本来『安全』とされる食品・商品・土地を人々が危険視し、消費や観光をやめることによって引き起こされる経済的被害」を指す（関谷，2003；関谷，2011）。

事故当初の段階では、公的には政府が定めた基準以下ならば安全であるとして、この基準以下で人々が商品を買わないことによって生じる経済被害を「いわゆる風評被害」といってきた（原子力損害賠償の指針では、これは「いわゆる風評被害」と称されている）。風評被害が問題になる時点で「安全」であるということは大前提であり、農業者・漁業者また流通業者も、ある程度、そのことは了解している。ただ、全ての消費者やその動向を踏まえ事業を行う流通関係者に理解してもらうことは難しいので、経済的被害は継続する。農産物、水産物などにおいて安全面で問題がなくともイメージが少しでも悪くなったものは、消費者の選択肢から外され、商品価値が下がる。それが継続すると流通のルートから外されていく。

ただし、ある程度、時間が経過する中で、空間線量の測定、土壌の測定、農作物などの放射性物質のモニタリング、福島県内では米の全量全袋検査が行われ、また、品種による吸収率の差も明らかになり、様々な吸収抑制対策などの結果として安全性が担保されるようになってきた。検査体制が確立し、検査結果についての情報が提供されるようにもなった。農産物そのものへの忌避感も和らいでいった。それでも、事故後の長期間の流通の停滞もあり流通はなかなか回復しない。その結果、安全である農作物の出荷額全体が回復しない。これがある程度時間が経過した後の風評被害である。

キノコや山菜などの林産物や野生の動植物以外の圃場で栽培される福島県産農産物から基準値、それどころか検出限界値以上の放射性物質が検出されることはほぼなくなった。海産物も同様で出荷制限対象魚種も2020年2月でなくなった。これらの帰結として、福島県産食品への不安感は低下してきている。ただし市場において米や牛肉などの、市場順位は回復しないなど、この風評被害の問題は以前、課題として残っている。

実態面としてみれば、災禍における不安をもとにする事象「風評」や「直後の不安感」も、それらを忘れていく「風化」も、人間の心理としては「合理的」な反応である。だが、極端な心理的反応を数年、十数年継続する人はごく一部である。そしてある程度たてばそのリスクに応じて不安感も風化し、対策も緩くなっていく。

2. 風評被害をめぐる問題

「風評被害」というこの言葉にはさまざまな意味が込められている。風評被害はそもそも、学術的な用語ではなく、マスコミ用語として、原子力関連に関する問題からうまれてきたものである。現在にいたっても風評被害は、議論が整理されないまま、それらへの対策が考えられ、議論が発散することが多い。

言葉の問題に限っても、放射能の汚染を強調する側は、「風評被害」ではなく「実害」と呼ぶべきだといい、

「除染」とは呼ばず「移染」と呼ぶべきだといい、「自主避難」という言葉ではなく「区域外避難」という言葉を推奨する。一方、現在の「安全」を強調する側は汚染水処理に関して、ALPS を通す前の「汚染された水（Contaminated Water）」の呼称は使うべきでなく、ALPS を通した後の「処理水」という呼称を使うべきとし、8000Bq/kg 以下の除去土壌の活用を「再生利用」とよぶ。最近は、これらを批判するものを「風評加害」と呼ぶ。

だが言い方を変えても、事故で飛散した物質量、自然減衰していく放射線量、東京電力福島第一原子力発電所に保管されている水、処理された水に含まれる物質量などが変化する訳ではないし、人の心理がドラスティックに変化する訳でもない。物理的事象や社会的事象をどう名づけて言い換えようと、物理的な放射線量や社会問題の本質は変わらない。心理もそう簡単に操作できない。

人の感情的な心理や放射性物質を忌避する人々に寄り添え、と言いたいのではない。それも変えることのできない現実であるということに向かい合わなければ、この問題を乗り越えられないというだけのことである。物理現象だけが真理なのではない。人間とは感情に左右される生き物であり、人の考え方や心理によって社会が動くというのも、太古の昔から変わらない真理である。「心理」も、「物理」とは別の「理（ことわり）」なのである。

福島での廃炉、他立地地域での原子力防災、帰還、（次の事故・災害での）避難、消費行動という人々の接点を考える以上は、「物理」だけではなく、これら「心理」と向き合わなければならない。社会に受け入れられる技術を考えるというのはそういうことではないだろうか。

3. 風評被害の言葉と実態

風評に戻っていうならば、重要なことは「うわさ」や「得たいのしれないもの」「定義がよくわからない」ということではなく、東京電力福島第一原子力発電所事故による放射性物質の拡散に伴う、原子力災害、放射線災害の一端であるという認識をきちんと持つことである。どうあるべきか、何をすべきかよりも先に、この風評被害をめぐる心理や社会の実態のポイントを理解することが、この解決策を考えるためのスタート地点なのである。

参考文献

関谷直也，2003,「風評被害」の社会心理--「風評被害」の実態とそのメカニズム，災害情報 1，78-89 ページ.

関谷直也，2011，風評被害　そのメカニズムを考える，光文社

関谷直也，2016a，東京電力福島第一原子力発電所事故後の放射性物質汚染に関する消費者心理の調査研究―福島における農業の再生，風評被害払拭のための要因分析―，地域安全学会論文集 29，143-153 ページ.

関谷直也，2016b，風評被害の構造５年目の対策，小山良太・田中夏子（監修）『原発災害下での暮らしと仕事－生活・生業の取り戻しの課題』筑波書房，150-164 ページ.

関谷直也，2019，東京電力福島第一原子力発電所事故後の水産業と汚染水に関する現状の課題［online］https://www.jstage.jst.go.jp/article/tits/24/7/24_7_32/_pdf/-char/ja

関谷直也, 2020, 東日本大震災 10 年の海外からの風評被害―近隣諸国の輸入規制の問題を中心に, Isotope News　No.773, 日本アイソトープ協会

関谷直也，2021，風評被害の実態と対策，秋光信佳・溝口勝編，『福島復興知学講義』，東京大学出版会

関谷直也，2021，放射線災害のリスク・コミュニケーション，一般財団法人アジア・パシフィック・イニシアティブ(API)編，『福島原発事故 10 年検証委員会民間事故調最終報告書』，ディスカヴァー・トゥエンティワン

Naoya Sekiya，2021，Reputational Damage in Radiation Disasters 10 years after the Accident at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant.，Annals of the ICRP　Vol 50, Issue 1_suppl，https://doi.org/10.1177/01466453211020846

*Sekiya Naoya[1] [2]

[1]The Center for Integrated Disaster Information Research, The Interfaculty Initiative in Information, the University of Tokyo.
[2]Research Division, The Great East Japan Earthquake and Nuclear Disaster Memorial Museum.

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 F会場)

[1F_PL04] 総合討論

福島第一原子力発電所の処理水海洋放出については、「風評（被害）」問題が焦点化してきた。しかし、社会科学の諸研究は、「風評（被害）」という問題の見方そのものの限界や不都合を示している。政府の科学技術・イノベーション基本計画も、社会課題の解決のために分野をまたいだ「総合知」を活用することを掲げている。本学会では社会・環境部会が中心となり、「原子力に関わる人文・社会科学的総合知問題」研究専門委員会を2022年4月に設置して、「風評（被害）」問題に関する学際的な検討を開始した。本セッションでは、社会心理学者の関谷直也東大准教授の講演を交えて、これまでの検討状況と今後の検討の方向性を議論する。

©日本原子力学会

企画セッション | 合同セッション | 核燃料部会、計算科学技術部会

[2F_PL] 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

座長:佐藤 勇(東京都市大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[2F_PL01] 公開燃料コード FEMAXI-8における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

*宇田川 豊[1]（1. JAEA）

[2F_PL02] 高速炉 MOX燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

*加藤 正人[1]（1. JAEA）

[2F_PL03] 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】

*沖田 泰良[1]（1. 東大）

[2F_PL04] 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】

*中村 博樹[1]（1. JAEA）

©日本原子力学会

2F_PL01-04 は同予稿

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

2F_PL01-04 は同予稿

2023年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

2F_PL01-04 は同予稿

2023年春の年会

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

2F_PL01-04 は同予稿

核燃料部会・計算科学技術部会合同セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels
-Discussion version-

佐藤 勇[1]、*宇田川 豊[2]、*加藤 正人[2]、*沖田 泰良[3]、*中村 博樹[2]
[1]東京都市大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・宇田川 豊）

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した。

これらは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じ成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するためには、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続く程、挙動評価は蓄積された UO_2/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えた MD 研究の例がある。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

2F_PL01-04 は同予稿

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】

（日本原子力研究開発機構・加藤 正人）

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど大きくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato、 M. and Machida、 M.、 *https://doi.org/10.1201/9781003298205*

[2] Ozawa、 T.、 et al、 J. Nucl. Mater.、 553、 Sep. 2021、 153038

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と課題【レビュー】（東京大学・沖田 泰良）

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学（MD）などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル（MLP）が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD と同等の高い精度を維持しつつ計算コストを大幅に削減することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、 on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】（日本原子力研究開発機構・中村 博樹）

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要であるが、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、多体効果を考慮した原子埋め込み法（EAM）を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっているが、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常の密度汎関数法（DFT）が適用できず、強相関効果を考慮した DFT＋U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常の物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

2F_PL01-04 は同予稿

【ニーズ】

・照射挙動の説明性(許認可)

・長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

・モデルの不確かさ把握の手段
・照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与

・燃料開発の加速(許認可)

・廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

・組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

・金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
・照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

・on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化
（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
・劣化を検出する非破壊検査技術
・合金設計　など

第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった.

・DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

・フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
・磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

・構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図 1　各講演のキーワードの抽出

Isamu Sato[1], Yutaka Udagawa[2], Masato Kato[2], Taira Okita[3] and Hiroki Nakamura[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[3F_PL] ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性

座長:福元 謙一(福井大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[3F_PL01] M/HEAの研究開発状況

*橋本 直幸[1] （1. 北大）

[3F_PL02] Coフリー MEAの重照射効果

*岡 弘[1] （1. 北大）

[3F_PL03] ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性

*永瀬 丈嗣[1] （1. 兵庫県立大）

[3F_PL04] ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用

*西本 昌史[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

材料部会セッション
ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

M/HEA の研究開発状況 —原子炉材料への応用—

Research and development of M/HEA ~ Application to the reactor materials

*橋本 直幸[1]
[1]北海道大学大学院工学研究院

1. 緒言

原子炉および高速炉や核融合炉などの次世代型エネルギー炉の安全な稼働には、中性子あるいは高エネルギー粒子照射環境に十分な耐性を持つ構造材料が必要不可欠である。これまで、構造材料として信頼性の高いオーステナイトステンレス鋼、フェライト鋼、マルテンサイト鋼、ジルコニウム合金などを基礎に材料開発が行われてきたが、中性子エネルギーによる損傷および放射化を伴わない或いは殆どない夢の材料は未だ開発されていない。当研究室では、近年、材料構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性かつ照射損傷に対する優位性について報告されているハイエントロピー合金:HEA(高濃度固溶体合金:CSA)に着目し、過剰導入点欠陥及び欠陥クラスタの安定性、移動エネルギー、拡散挙動など局所的な原子の振る舞いを精査することでその照射損傷メカニズムの解明に取り組みながら、基礎構造材料としての低放射化 HEA の創製を目指している。

本研究では、先ず、現在も研究が進められている軽水炉用構造材料のうち、316 ステンレス鋼をはじめとする FCC 構造材料に着目し、この代替としての新規高機能 HEA 炉構造材料の開発を目指した。FCC 型構造材料では、中性子エネルギー照射により材料中に点欠陥が過剰に導入され、原子空孔同士が 3 次元的に集合して積層欠陥型クラスター（積層欠陥四面体 : SFT）を形成する。一方、原子空孔や格子間原子が 2 次元的に集合した場合は、それぞれ空孔型及び格子間原子型フランクループ（FL）を形成する。SFT 及び FL の形成は FCC 構造材料における照射硬化の直接的要因であり、この低減が照射硬化（劣化）抑制の大きな鍵となる。一方、SFT 及び FL の形成挙動は、SFE、材料構成元素の種類及び局所的濃度勾配に影響されると考えられ、例えば、Ni、Mn、Al などの元素は、原子空孔や格子間原子との強い相互作用により、点欠陥の移動度や材料全体の SFE を変化させるとの報告がある。FCC 構造材料において主要な損傷組織である SFT 及び FL の形成・成長挙動は、材料の SFE と点欠陥の移動度に強く依存すると考えられており、このことは逆に言えば、構成元素を適切に選択することにより材料の SFE と点欠陥のフラックスを変化させ、照射損傷挙動を制御できる可能性を示唆している。

これまでの研究で、FCC 型 HEA の照射硬化は既存の 316 鋼と比較して軽微であり、さらに Al, Mn 添加合金は Cu 添加合金と比較して照射効果が小さいことが報告されている。これらの結果は、HEA 構成元素の種類によって耐照射特性が大きく変化することを明確に示しており、HEA 材料開発には適切な手法による構成元素の組み合わせや濃度の最適化が必要であることを再認識させられる。一方、空孔型欠陥であるキャビティの形成・成長挙動には点欠陥の拡散が大きく関与しており、HEA では比較的高温領域で空孔の移動度が低減すると報告されている。この空孔の見かけの移動度低減は、所謂 HEA の特徴として指摘される Sluggish Diffusion に起因するのか、構成元素の種類に依存する現象なのかは現段階では不明瞭である。一方、空孔移動度は合金構成元素に強く依存することも報告されている。さらに、照射誘起 2 次欠陥の形成・成長挙動は材料中の格子間型不純物（C : 炭素、N : 窒素）の濃度にも強く依存する。これらの点については、試料作製、実験手法、解析手段を含めた適切な実験計画の立案が必要であり、本研究では基本的にシミュレーション照射を用いた損傷組織その場観察と熱時効実験、陽電子消滅測定法など適用している。また、同様の手法で BCC 型単相 HEA の作製と特性評価を行っており、これまで得られた研究成果と知見の一部を紹介する。

2. 実験手法

本研究では、先ず低放射化材料の作製に適切な金属元素を選定した上で、アーク溶解法により極力不純物を低減した FCC 型単相 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_yAl_z$ ($x, y, z = 0$〜1.5)及び BCC 型ハイエントロピー合金を作製し、各合金の特性(硬度、引張強度、積層欠陥エネルギー、高温水蒸気腐食特性、水溶液腐食特性)を評価した。続いて、シミュレーション照射として超高圧電子顕微鏡を用いた電子線照射その場観察実験を行い、照射導入２次欠陥形成挙動の素過程を精査する。同一試料をイオン照射実験に供し、高エネルギー照射によるカスケード損傷が微細組織変化に及ぼす影響についても調査した。

3. 研究の進捗状況

3-1. FCC 型 HEA

3-1-1. SFE の実験的評価

アーク溶解により作製した Co フリーHEA 試料は、SEM と XRD を用いて全て熱処理後に FCC 単相であることを確認した。$Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の積層欠陥エネルギー(SFE)を TEM 観察により実験的に算出したところ、x, y 値の増加とともに SFE も単調増加した(Fig.1)。この結果は、Co フリー($FeCr_{0.8}NiMn$ 系)HEA の耐照射性が構成元素の調整によって向上させられることを示唆している。

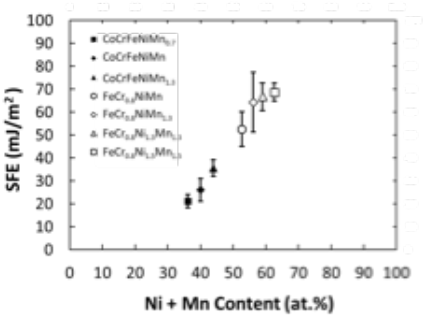


Fig.1 積層欠陥エネルギーの Ni,Mn 濃度依存性

3-1-2. 機械的特性評価

作製した各 HEA について引張試験を行った結果を Fig.2 に示す。$Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金間で通常引張応力と伸びにおけるトレードオフ関係が観られず、Ni および Mn 量の増加に伴い $Cr_{0.8}FeNi_{1.3}Mn_{1.3}$ まで単調に引張強度の上昇と伸びの増加が観られた。この特異な特性は変形時に導入される微小双晶の形成に由来すると考えられる。一方で、N 濃度増加に伴う引張強度及び伸びの増加が認められ、HEA の開発には不純物濃度の制御が重要であることを再認識させられた。

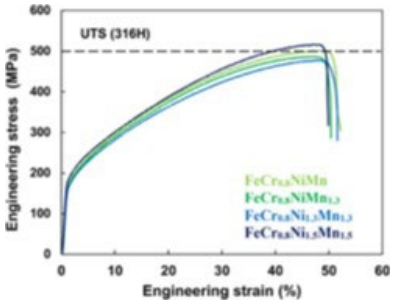


Fig.2 各種 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の引張特性

3-1-3. 水溶液腐食特性評価

供試材として Co フリー$Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$、CoCrFeMnNi(Cantor 合金)、$Al_{0.3}CoCrFeNi$ をアーク溶解法・高周波溶解法により作製した。Fig.3 に各試料の室温におけるアノード分極曲線を示す。孔食発生電位は $Cr_{0.8}FeMn_{1.5}Ni_{1.5}$ < $Cr_{0.8}FeMnNi$ < CoCrFeMnNi < SUS316 < $Al_{0.3}CoCrFeNi$ の順に高くなり、$Al_{0.3}CoCrFeNi$ の耐孔食性は、既存の耐食性合金である SUS316 よりも向上していることが確認された。また、高 Mn 合金の分極曲線中には多くの電流スパイクが発生していることから、合金表面に形成されている不働態皮膜の均一性が低く、多数の欠陥を含んでいる可能性が示唆された。

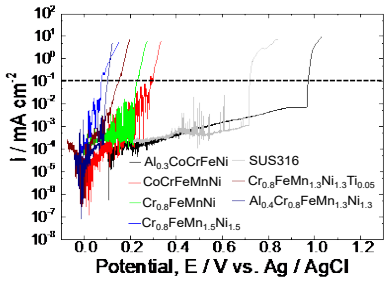


Fig.3 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 及び Cantor 系合金のアノード分極特性

3-1-4. 高温水蒸気腐食特性評価

アーク溶解にて作製した $Cr_{0.8}FeNi_xMn_yAl_z$、$Cr_{0.8}FeNiMnCo_{0.5}$, $Cr_{0.8}FeNiMnCo$ 及び 316L を、供試材として用いた。Fig.4 に Co フリー系 HEA の各試料における高温水蒸気酸化試験中の質量変化を示す。作製した全ての HEA の質量変化は既存 316SS と比較して小さくなった。また、Ni 含有量の多い HEA は Cantor 合金よりもより高い耐酸化性を示すことも判明した。一方、Co フリーHEA は $CoCrFeNiAl_{0.3}$ ほど高い耐酸化性を示さなかった。これは、内層において Cr が十分に濃化せず内部酸化が進行しているためと

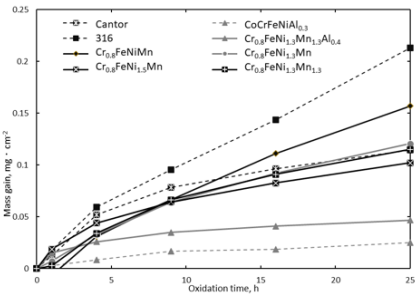


Fig.4 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の高温水蒸気酸化特性

推察される。また、Al を添加した HEA の質量変化は比較的小さかった。この結果は、Al には合金中での内部酸化進行速度を遅らせる効果があることを示唆している。

3-1-5. 耐照射特性評価

400℃における $Cr_{0.8}FeNiMn$ 系 HEA の照射損傷挙動を調査した結果、Ni および Mn 濃度の増加に伴い、照射欠陥の形成が抑制された(Fig.5)。この結果は、SFE の制御により Canter 系 HEA 同様、Co フリーHEA の耐照射性も向上させられることを示唆している。また、フランクループの数密度及び平均サイズは、N 濃度の増加に伴いそれぞれ増加及び減少した。さらに、電子及びイオン照射した高 Mn ハイエントロピー合金では、照射誘起欠陥の数密度の減少と表面酸化物の形成が観られた。さらに、フランクループの数密度及びサイズは、C 濃度上昇に伴いそれぞれ増加及び減少する傾向が観られた。以上の結果は、ハイエントロピー合金の構成元素混合比によって耐照射特性を向上させられることに加えて、材料中の炭素、窒素及び酸素濃度に注意を払う必要があることを示しており、今後の耐照射性に優れる原子炉構造材料の創製に資する重要な知見と考える。

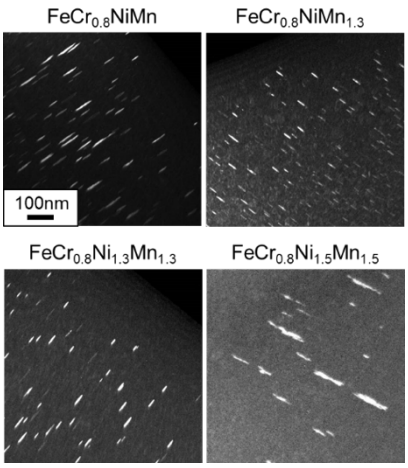


Fig.5 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金中に形成したフランクループ組織

3-2. BCC 型 HEA

本研究では、BCC 型 HEA の中で唯一延性を有する系である TiZrNbHfTa (Senkov 合金) と、Senkov 合金の Zr を V に置換した TiVNbHfTa の 2 種類の 5 元系 HEA を試作し、その材料特性を低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H のモデル合金と比較することで、BCC 型 HEA の原子炉用構造材料としての有用性について検討した。アーク溶解により作製した Senkov 合金及び TiVNbHfTa を供試材とし、共に 1160℃で 24 時間の均質化熱処理を行った後、空冷した。続いて、熱処理前後における各試料の表面組織を SEM 観察、XRD にて結晶構造解析を行なった。また、ビッカース硬度試験及び引張試験による機械的特性の調査を行い、得られた結果について、F82H の各特性と比較した。さらに、各試料のバルク材に対して 300℃で 7dpa 以上 Fe^{3+} イオンを照射し、照射領域と非照射領域の硬度変化をナノインデンテーションにより調査し、照射領域付近について TEM による微細組織観察を行った。

3-2-1. 機械的特性評価

SEM と XRD の結果から、熱処理後の HEA は BCC 型の結晶構造を有した単相であることが確認できた。ビッカース硬度試験および引張試験の結果、作製した HEA の硬度および引張強度はどれも F82H よりも高いことが確認された。一方、TiVNbHfTa の伸びは Senkov 合金と比較して小さく、破断面における脆性破面の割合も高い。ナノインデンテーション試験の結果、非照射領域の押し込み硬さは TiVNbHfTa＞Senkov 合金＞F82H の順となり、ビッカース硬度と同様の傾向が得られた一方、照射領域では TiVNbHfTa＞Senkov 合金となった。各試料の照射前後における硬度変化を Fig.6 に示す。TiVNbHfTa の硬度変化は F82H とほぼ同等であり、Senkov 合金よりも小さい。

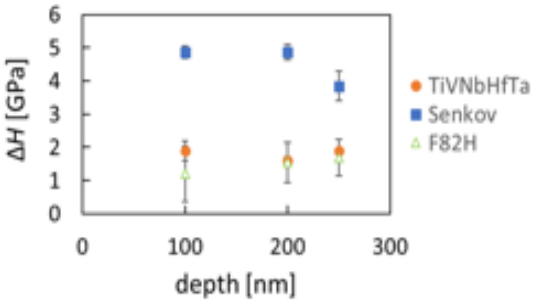


Fig.6 BCC 型 HEA 及び F82H の照射硬化

3-2-2. 耐照射特性評価

Fe^{3+}イオン照射の結果、各試料中に欠陥クラスターや転位ループが高密度に形成され、特に、Senkov 合金中の転位ループの面密度及び平均サイズ共に高かった。この結果は、本研究で作製した TiVNbHfTa 合金が Senkov 合金や F82H より高強度で、かつ F82H と同等の耐照射性を有することを示唆している。

*Naoyuki Hashimoto[1]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.

2023年春の年会

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

Co フリーMEA の重照射効果

Irradiation effects on Co-free MEA

*岡 弘[1]，橋本 直幸[1]，山下 真一郎[2]，礒部 繁人[1]
[1]北海道大学，[2]原子力機構

1. 緒言

近年、特異な材料特性を有するハイエントロピー合金（HEA）及びミディアムエントロピー合金（MEA）を原子炉構造材料へ応用するための基礎研究が活発化している。H/MEA の照射損傷に関するこれまでの研究においては、材料構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性[1]及び高温での照射損傷に関する報告[2]も増えつつあり、一部の H/MEA には中性子照射によるデータも存在する[3]。我々は現在、高温で耐照射性を有する低放射化 H/MEA の創製を目指し、CoCrFeMnNi 等原子量合金（報告者の名前をとって Cantor 合金と呼ばれる[4]）から Co を除去した低放射化 CrFeMnNi 系合金を中心に、組成最適化による積層欠陥エネルギー（SFE）の制御と照射硬化の抑制を目指した研究開発を進めている。これまでの研究により、単相 FCC 型の $Cr_{0.8}FeMn_xNi_y$ 系 H/MEA において、Mn 及び Ni 濃度の増加に伴って SFE が増大し、電子線照射下での耐照射性向上を示唆する結果が得られている。しかしながら、H/MEA の照射データ、とりわけ 100 dpa を超える高照射量のデータは限られるのが現状である。本発表では、SFE を制御した MEA である低放射化 $Cr_{0.8}FeMn_xNi_y$ 合金に対し 200 dpa 以上のイオン照射を行った際の組織変化について紹介する。

2. 実験方法

アーク溶解にて $Cr_{0.8}FeMn_xNi_y$（x,y = 1.0 ~ 1.3）を作製し、1160°C×24h の均質化熱処理を施したのち、圧延及び 1000°C×4h の再結晶熱処理を行った。高崎量子応用研究所 TIARA にて 500℃での Au イオン照射を行い、200～240 dpa の位置について TEM 及び STEM-EDS にて欠陥組織や析出物形成状況等を調査した。また、比較材として照射に供した 316L 及び本照射実験と同等の熱履歴を与えた HEA の組織観察も実施した。

3. ボイド形成挙動

比較材の 316L では数十 nm 程度のボイドが多数形成したのに対し、$Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ の照射後組織ではボイドのサイズは数 nm 程度と非常に微細であり、H/MEA においてボイドの成長は著しく抑制される結果となった。ことから、$Cr_{0.8}FeMnNi$ 系 H/MEA は 200 dpa までの重イオン照射下においてスエリングに対する抵抗性が高いことが示唆される。一方、照射後の試料表面には Cr, Mn 酸化物の形成がみとめられ、試料内部には Cr 析出物の形成が確認された。照射同等熱履歴の試料では、表面酸化物層の形成は僅かであり、Cr 析出物はみられなかったことから、これらの相の形成は照射誘起または照射促進によるものと示唆される。

4. 今後に向けて

H/MEA の照射損傷過程における点欠陥の形成、移動及び拡散行程には、H/MEA の大きな格子歪み、遅い拡散効果、積層欠陥エネルギー等が影響する可能性があるが、その詳細を知るには今後の実験的データの蓄積及び計算科学的考察の進展が待たれるところである。特に空孔または格子間原子の移動エネルギーや侵入型不純物元素の効果など、照射欠陥形成の要素過程に関わる物理的挙動の把握が必要と考えられる。

[1] C. Lu et al., Nat. Commun., 7 (2016) 13564.
[2] C. Parkin et al., J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153733.
[3] C. Li et al., J. Nucl. Mater., 527 (2019) 151838.
[4] B. Cantor et al., Mater. Sci. Eng. A, 375–377 (2004), 213–218.

---

*Hiroshi Oka[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Shigehito Isobe[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

2023年春の年会

材料部会セッション
ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性

Irradiation damage in High Entropy Alloys : Multiplicity and heterogenety in elements and lattice defects

*永瀬丈嗣[1]
[1]兵庫県立大学

ハイエントロピー合金とは、一般に 5 成分以上の構成元素からなる多成分固溶体合金と認識されている。ハイエントロピー合金の大きな特徴として、(1) 元素の多様性と様々な階層における不均一性を特徴とする材料であること、(2) 原子配置の多様性と不均一性だけではなく格子欠陥にも多様性と不均一性が生じると考えられること、(3) 超多成分化することによってエントロピー項が相安定性に大きな影響を及ぼし固溶体相が安定化すること、(4) 金属間化合物や金属ガラスと異なり基本的に延性を持つ構造材料であること、(5) 多成分の相互作用によって、カクテル効果ともいうべき特殊な効果が期待できること、などがあげられる。

ハイエントロピー合金を、照射損傷と原子力材料の観点からみた場合、(A) 延性材料である、(B) 超耐熱合金としてのハイエントロピー合金が開発されており、これらの材料は耐照射損傷に優れた材料であることが提案されている、(3) 格子欠陥の多様性と不均一性やカクテル効果に基づくハイエントロピー合金特有の新たな耐照射損傷が存在する可能性があること、などの点で、ハイエントロピー合金の照射損傷および原子力材料としての可能性の研究は、新たなフロンティア・新たな学術領域を切り開く研究であると言える。

本発表では、ハイエントロピー合金の創成期において、ハイエントロピー合金の照射損傷・原子力材料としての可能性はどのように考えられていたか、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターの超高圧電子顕微鏡 H-3000 を用いて行われたハイエントロピーの照射損傷に関する研究を中心に、「元素と格子欠陥の多様性と不均一性」の観点からハイエントロピー合金の照射損傷について報告する。

参考文献

1) **ハイエントロピー合金: カクテル効果が生み出す多彩な新物性**, 乾晴行 編, 内田老鶴圃 (**2020**)., ISBN 978-4-7536-5137-5 : 6.3 章 核融合炉構造材料, 橋本直幸 著, page 246-252.
2) T. Egami, W. Guo, P. D. Rack, T. Nagase, **Metallurgical and Materials Transactions A**, 45, 180-183 (**2014**)., "Irradiation Resistance of Multi-Component Alloys", http://dx.doi.org/10.1007/s11661-013-1994-2
3) T. Nagase, P. D. Rack, J. H. Noh, T. Egami, **Intermetallics**, 59, 32-42 (**2015**)., "In-situ TEM observation of structural changes in nano-crystalline CoCrCuFeNi multicomponent high-entropy alloy induced under fast electron irradiation by high voltage electron microscopy", http://doi.org/10.1016/j.intermet.2014.12.007
4) T. Nagase, A. Takeuchi, K. Amiya, T. Egami, **Materials Chemistry and Physics**, 210, 291-300 (**2018**)., "Solid State Amorphization of Metastable $Al_{0.5}$TiZrPdCuNi High Entropy Alloy Investigated by High Voltage Electron Microscopy", http://doi.org/10.1016/j.matchemphys.2017.07.071

---

*Takeshi Nagase[1]
[1]University of Hyogo

2023年春の年会

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用

Understanding the electrochemical properties of high-entropy alloys and application to corrosion-resistant alloy design

*西本 昌史[1], 武藤 泉[1], 菅原 優[1]
[1]東北大学

1. 緒言

耐酸性や耐孔食性に優れる Fe 系合金を開発するため、CoCrFeMnNi 系合金を中心に、ハイエントロピー合金の腐食挙動の解析と高耐食化に取り組んでいる[1]-[3]。本講演ではその研究の一部を紹介する。

2. 実験方法

純金属を原料として、アーク溶解により CoCrFeMnNi 等モル合金と CoCrCuFeNi 系ハイエントロピー合金を作製した。均質化熱処理として、1200℃で 2 時間保持し、水冷を行った。作製したボタン型のインゴットを厚さ約 1 mm に輪切りにし、断面を 1 μm のダイヤモンドペーストまで鏡面に仕上げた。光学顕微鏡および走査型電子顕微鏡を用いて組織観察を行い、エネルギー分散型 X 線分光装置を用いて元素分布を調査した。また、X 線回折を用いて結晶構造の同定を行った。

耐酸性と耐孔食性の評価のため、動電位アノード分極曲線を測定した。溶液としては、1 M H_2SO_4 に加え、孔食内部を模擬するため脱気した 1 M HCl、孔食が発生する環境を模擬するため非脱気の 0.1 M NaCl および 1 M NaCl を用いた。照合電極には Ag/AgCl(3.33 M KCl)電極を用いた。以下、電位は同電極基準とする。掃引速度は 23 mV/min とした。

3. 結果と考察

3-1. CoCrFeMnNi 系ハイエントロピー合金の耐食性と電気化学特性

CoCrFeMnNi 等モル合金を用いて、脱気した 0.1 M NaCl 中で動電位アノード分極曲線を測定した結果、$(Mn,Cr)O_2$ 系介在物の外周部に微量に存在する MnS を起点として孔食が発生することを見出した。そこで、1 M H_2SO_4 中で、1) MnS を溶解除去する湿式処理(Method A)、2) MnS の溶解除去に加え不働態化を行う湿式処理(Method B)の比較検討を行った。図 1 に、それぞれの処理材の 0.1 M NaCl 中でのアノード分極曲線を示す。電流の急激な増加を示す電位が、孔食電位と呼ばれるものであり、これが高いほど耐孔食性が良好であると判断される。図 1 より、MnS を溶解除去するだけでは(Method A)、耐孔食性があまり改善しないことを見出した。耐孔食性を大幅に向上させるためには、MnS の除去に加え、表面皮膜中の Cr 濃度を高める必要があることを明らかにした(Method B)。

Fe-18Cr-8Ni などの一般的なステンレス鋼では、MnS

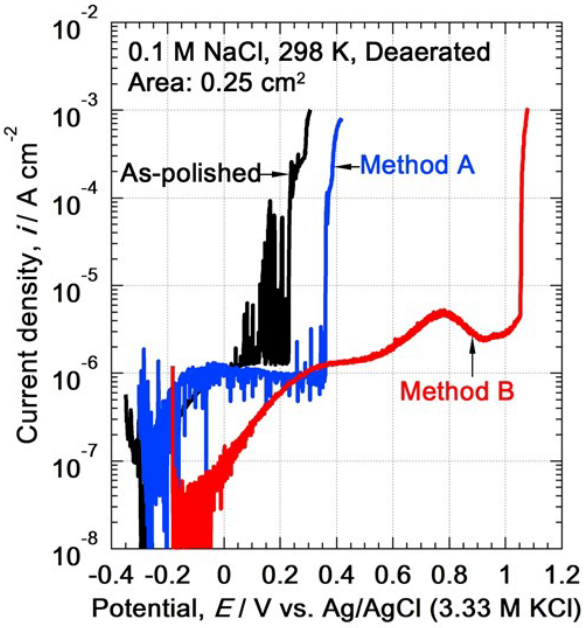


図 1 CoCrFeMnNi 等モル合金の耐孔食性に及ぼす高耐食化処理の影響(Method A : MnS 除去、Method B : MnS 除去＋不働態化) (Reproduced from [2] with permission from Elsevier)

介在物の除去のみで耐孔食性が改善する。しかし、CoCrFeMnNi 等モル合金の場合には、耐食性を低下させる Mn が表面皮膜中に含まれるため、MnS の除去のみでは不十分であったと考えられる。したがって、電気化学的処理などにより、耐孔食性向上に寄与する Cr を表面皮膜中に濃化させることが不可欠であると思われる。

3-2. Cu 含有ハイエントロピー合金の作製と電気化学特性

CoCrFeMnNi 等モル合金の耐食性を低下させる Mn を Cu に入れ替えた合金を作製した。Cu はステンレス鋼の耐酸性を向上させることが知られている。CoCrCuFeNi 等モル合金には Cu-rich な第二相が生成した。そこで、母相の組成を参考に Cu 濃度が 0、1、3、5 at%の合金を作製したところ、均一な FCC 単相固溶体が得られた。これらの合金について 1 M HCl でアノード分極曲線を測定し、耐酸性を評価した(図 2)。その結果、活性溶解の電流値が Cu 濃度に依存して低下することを見出した。したがって、CoCrCuFeNi 系合金中の Cu は合金の耐酸性を向上させる効果を有することが分かった。

耐孔食性を評価するため、50℃の 1 M NaCl 中でアノード分極曲線を計測した(図 3)。その結果、Cu 濃度が高くなるほど孔食電位が低下することが分かった。表面皮膜の分析から、CoCrCuFeNi 系合金の表面皮膜には CuO が存在し、耐孔食性を低下させている可能性が示された。Cu の添加による耐孔食性の低下を補うため、Mo もしくは W を 1 at%添加した CoCrCuFeNi 系合金を作製した。Mo または W の添加により、耐酸性と耐孔食性を両立する CoCrCuFeNi 系合金を作製することができた。

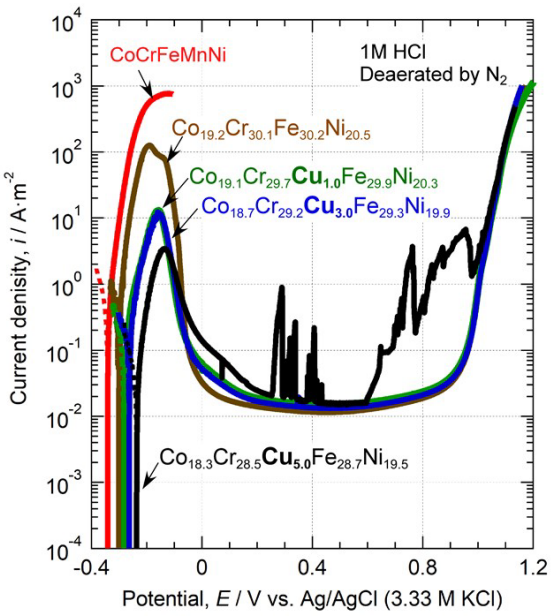


図 2　CoCrCuFeNi 系合金の 1 M HCl (25℃) 中でのアノード分極挙動に及ぼす Cu の影響 (Reproduced from [3] with permission from Elsevier)

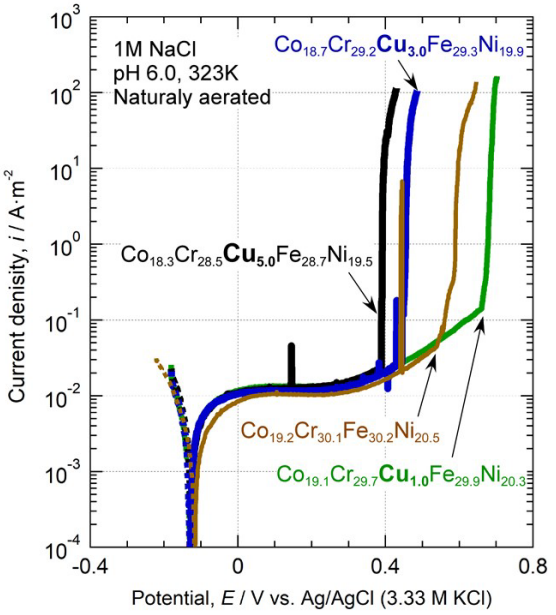


図 3　CoCrCuFeNi 系合金の 1 M NaCl (50℃) 中でのアノード分極挙動に及ぼす Cu の影響 (Reproduced from [3] with permission from Elsevier)

4. まとめ

CoCrFeMnNi 等モル合金において耐孔食性を改善するためには、MnS の除去に加え、表面皮膜中の Cr 濃度を高める必要がある。これは Mn を多く含む CoCrFeMnNi 等モル合金の特性であると思われる。

CoCrCuFeNi 系合金中の Cu は合金の耐酸性を向上させる。しかし、過度の Cu 添加は、中性塩化物水溶液中の耐孔食性を低下させる可能性がある。Mo または W の添加により、耐孔食性を向上させることができる。

参考文献

[1] T. Aiso, M. Nishimoto, I. Muto, and Y. Sugawara, *Mater. Trans.*, **62** (2021), 1677-1680.
[2] L. Pao, I. Muto, and Y. Sugawara, *Corros. Sci.*, **191** (2021), 109748.
[3] M. Kato, M. Nishimoto, I. Muto, and Y. Sugawara, *Corros. Sci.*, **213** (2023), 110982.

*Masashi Nishimoto[1], Izumi Muto[1], and Yu Sugawara[1]
[1]Tohoku University

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[内閣府原子力委員会、WiN-Japan共催]

[1G_PL] 原子力分野におけるダイバーシティ＆インクルージョンの推進

アンケート結果から明らかになった課題への取り組み

座長:黒崎 健(京大)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[1G_PL01] 原子力分野のジェンダーバランスの改善に向けて

*岡田 往子[1] （1. 原子力委員会）

[1G_PL02] 参加者とのディスカッション

©日本原子力学会

2023年春の年会

ダイバーシティ推進委員会セッション

原子力分野におけるダイバーシティ＆インクルージョンの推進 ～アンケート結果から明らかになった課題への取り組み～

Promotion of Diversity & Inclusion in the Nuclear Energy Sector -Efforts to Address Issues Revealed by Questionnaire Results-

原子力分野のジェンダーバランスの改善に向けて

Towards Improving the Gender Balance in the Nuclear Energy Sector

*岡田往子[1]

[1]内閣府　原子力委員会

1. はじめに

世界経済フォーラムが毎年発表しているグローバル・ジェンダーギャップ指数(2022 年)において、日本は世界 146 か国中 116 位と低位であり、OECD 加盟国で最低レベルである。アジア諸国（人口５０００万人以上）の国々の中で、フィリピン 19 位、バングラディッシュ 71 位、タイ 79 位、ベトナム 83 位、インドネシア 92 位、韓国 99 位、中国 102 位、ミャンマー106 位で、日本より低位にあるのはインド 135 位、パキスタン 145 位などごく少数の国に限られている。近年、世界中で様々な性差及びそれらの効果を科学的に議論する研究が盛んにもかかわらず、日本では依然として高度経済成長時期の男性中心の社会構造から脱却できない状態が続いていると思われる。

世界では、2010 年ころから欧州を中心に、研究と科学技術・イノベーションの質の向上を目指すジェンダード・イノベーションの動きが始まり、世界中に展開されるようになった[1)]。さらに、持続可能な開発目標（SDGs）の広がりに対応して、その目標５「ジェンダー平等を実現しよう」の達成が求められている。それらを受けて、日本の社会もジェンダー平等に向けて少しずつ動き始めている。

政府では 2021 年に閣議決定された第 6 期科学技術・イノベーション創出に向けて、「研究のダイバーシティの確保やジェンダード・イノベーション創出に向け、指導的立場も含め女性研究者の更なる活躍を進めるとともに、自然科学系の博士後期課程への女性の進学率の低い状況を打破することで、我が国における潜在的な知の担い手を増やしていく」と記されている。

日本原子力学会（2021）女性正会員の比率は 5.3%と低い状態が続いている。しかしながら、女性学生会員の比率は 2007 年の 4.3%から 2021 年の 11.3%と増加傾向にある。今後の原子力分野の女性研究者・技術者の人材育成のために、ジェンダーバランス改善に向けて、今動き出すことが重要である。

本講演では OECD/NEA のアンケート調査報告、学協会男女共同参画連絡会の第 5 回大規模アンケート調査の報告をベースとし、今後のジェンダーバランスの改善に向けた取り組みを話し合いたい。

2. 工学と女性

日本学術会議男女共同参画分科会では 2022 年 11 月に「性差研究に基づく科学技術・イノベーションの推進」と題した見解が発表されている[1)]。その中でも、注目されるのが工学分野の女性研究者が少ないことへの指摘である。国立大学の専門分野別の教員（助教、講師、准教授、教授）と学士課程の女性比率では、工学分野の女性教員比率 7.0%、学士課程女性比率 15.3%と最も低い。女性比率が低いことで、女性が発言しにくい、例外として扱われるなどの問題を指摘している。日本の科学技術研究において男女共同参画が進まない最大の要因として、工学分野の女性研究者比率が低いことが 2008 年に海外から指摘されている。日本での調査で、それを裏付けるデータとして、工学関連分野における特許の経済的価値を性別分析した結果と考察が 2016 年に発表されている。日本政策投資銀行と三菱総合研究所との共同研究で、過去 25 年間の 1000 社以上の製造業企業から国内出願特許を抽出し、そのうち権利有効な特許約 100 万件（約 400 社）を対象に発明者を名前から男女に分類し、男性だけが発明者の特許と男女が発明者の特許

の経済的価値を算出して分野別に分析した。その結果、男性だけで研究開発したものより、女性が参画することで経済価値が高くなることが示された。これらは、まだ一部の例であるが、性別役割に偏りのある社会においては、埋もれてしまう能力があるのではないかと感じる。工学分野の女性をはじめとした多様な人材の参画の必要性を物語っている。

3. OECD/NEA アンケート調査[2)]

OECD/NEA では、2019 年よりジェンダーバランス・タスクグループを設立して、国際的な STEM（科学、技術・工学・数学）分野でのジェンダーバランス改善について取り組んでいる。その一環として 2021 年 6 月から 10 月に加盟国でアンケート調査を実施した。アンケート調査は、原子力分野の機関対象とした（定量的アンケート）と個人向けのもの（定性的アンケート）から構成されており、2 月に集計結果が公表されるとのことである。

この要旨では、定量的アンケートの速報データを紹介する。定量的データでは NEA 加盟国の 96 組織/17 カ国から提出された 6 項目のデータシートを分析した。6 項目は女性比率（STEM/non-STEM,専門職/事務職、職位)、新規雇用、従業員離職率、人材育成、昇進、賃金で、それぞれ従業員全体に対する女性の割合を算出した。その結果から、原子力業界の女性の占める割合は 17 国平均 24.9%に対して、日本は 15.4%と最下位であった。新規雇用の割合は 17 カ国平均が 28.8%に対し、日本は若干低めの 27.0%であり、ジェンダーバランスの今後の改善が期待できる。離職率では 17 カ国平均が 23.9%に対し日本は 16.4%であり、よい傾向であると判断できる。人材育成関連の女性参加率は 17 カ国の平均が 26.0 %であるのに対し、15.5%と低く、女性の人材育成の機会を増やすような環境の改善が必要になる。昇進関連の女性比率は 17 カ国平均が 27.1%に対し、日本は 14.0%と低く、今後男女間格差をなくす人事評価と努力が必要である。賃金では男性に比べ、17 カ国平均が－5.2%に対し、日本は－9.1%と低いことが分かった。賃金に関しては昇格、職種、職位などが改善されなければならない。定量的データでは、原子力分野の STEM/non-STEM,専門職/事務職が含まれている。原子力分野の STEM 出身の女性の比率は参加国の全体でみると 20.6%で、STEM 出身の上級管理職は 18.3%である。この結果を踏まえ OECD/NEA 加盟国では、STEM の女性たちジェンダーバランス改善に向けて動き出している。アンケート調査の分析結果をもとに、国際的なジェンダーバランス改善に向けて、Attract、Retain、Advance および Data の４つのタスクグループを作り、次の段階の取り組みの検討を開始している。さらに、OECD/NEA は加盟国に向けて、ジェンダーバランス改善の国レベルの包括的な戦略やイニシアティブの実践をサポートすることを目的とした取り組みを始めている。日本では OECD/NEA 加盟国の中でも、ジェンダーバランス改善が特に遅れていると思われる。

原子力委員会では、「原子力利用の基本的な考え方」の見直しを行い、原子力利用の基盤となる人材育成の強化の基本目標の中に、「人材育成においては多様性も意識し、若い世代での女性の比率を高めたり、人材の文理融合を強化したりすることで、研究開発機関や原子力関係事業者内に多角的な視点を取り入れ、研究開発・イノベーションに適した環境を醸成し、原子力利用のための基盤強化を推進する。」と書かれている。原子力分野の技術にイノベーションを起こすためにも、早急な取り組みが必要である。

４．男女共同参画学協会連絡会の第 5 回大規模アンケート調査

男女共同参画学協会連絡会では、第 5 回大規模アンケート調査が 2021 年に行われ、その集計が 2022 年 10 月に公表された。本発表では、筆者が担当した自由記述を例に挙げ、女性研究者を増やすことに関して、どのような意見があるかについてお話したい。

【文献】

1) 見解　性差研究に基づく科学技術・イノベーションの推進：日本学術会議 科学者委員会 男女共同参画部会、(2022.11.10)
2) OECD Nuclear Energy Agency (2023, forthcoming), 'Report on Gender Balance in the Nuclear Sector'

Yukiko Okada
Japan Atomic Energy Commission.

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 G会場)

[1G_PL02] 参加者とのディスカッション

2023年1月、原子力学会内の多様性を高め、多様な人材の視点を活用し、社会の持的発展に向けて、新たな価値創造やイノベーションにつながるための「ダイバーシティ＆インクルージョン推進に向けたアクションプラン」が理事会で承認された。
今回の企画セッションでは、岡田往子原子力委員に、「原子力分野のジェンダーバランスの改善に向けて」というタイトルでご講演いただくとともに、ダイバーシティ＆インクルージョン推進に関する意識を高めていくために、会場の参加者と意見交換を行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 水化学部会

[2G_PL] プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み

座長:渡邉 豊(東北大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[2G_PL01] PWRプラント再稼働に向けた1，2次系水化学の取り組みについて

*前田 哲宏[1] （1. MHI）

[2G_PL02] PWRプラントの高経年化対策としての一次冷却材の溶存水素濃度最適化に関する取り組み

*杉野 亘[1] （1. 原電）

[2G_PL03] プラント長期停止後の CF逆洗管理について

*六沢 隼人[1] （1. 東北電力）

[2G_PL04] BWRプラントの腐食電位測定

*伊藤 剛[1] （1. 日立）

©日本原子力学会

2023年春の年会

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart
（1）PWR プラント再稼働に向けた 1，2 次系水化学の取り組みについて
(1) PWR Primary and Secondary Water Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage

*前田 哲宏，山﨑 慎吾，石原 伸夫，荘田 泰彦
三菱重工業(株)

1. 緒言 P

2011 年に発生した福島第一原子力発電所における事故をきっかけに，国内の原子力発電所は長期停止を強いられてきた。海外を含め，2 年以上の長期保管を経験した発電所は数例あり（表 1）[1]，これまでに大きな不具合は報告されていなかった。しかし，国内 PWR プラントの長期停止期間は約 4 年から 10 年を超過し（表 2），再稼働に際しては，構成材料腐食や外部からの不純物持込み等に対する入念な準備が求められてきた。

本報では，これまでの PWR プラント再稼働に際し，再稼働時の水質に起因する影響を最小限とすることを目的として検討した，水化学管理要領の概要について紹介する。

2. 再稼働に向けた１，２次系水化学管理要領

2-1. １次系水化学管理要領

再稼働時における 1 次系水化学管理の課題である以下の 3 項目について，事前に対策を検討した。

- １次冷却材中の溶存酸素除去操作（O_2 スカベンジ）におけるヒドラジンと酸素の反応速度低下
- 有機物増加による 1 次冷却材ポンプシールおよびフィルタに対する影響
- 長期気中保管による 1 次系酸化皮膜（亜鉛皮膜）に対する影響

2-2. ２次系水化学管理要領

長期保管による 2 次系構成材料の腐食や外部からの不純物持込みを想定し，以下の対策について検討した。

- ２次系系統の長期保管要領および保管手法毎の発錆影響の検討
- 長期停止時の発錆および不純物持ち込み影響を考慮したクリーンアップ手順の立案
- SG への不純物持ち込み低減を考慮したプラント起動時の系統浄化促進手順の立案と成立性の検証

3. 結論

過去の長期保管影響に基づき抽出された重要な項目を中心に，事前の対策や手順を整備することで，国内 PWR プラントの長期停止後の再稼働を水質に起因する問題を生じることなく完了できた。また，このような取り組みは海外からも注目されており，２次系系統の長期保管要領の事例は海外のガイドラインにも取り入れられた[2]。

表 1　北米における長期保管後の再稼働例[1]

Plant	Outage Dates	Outage Duration, years
TMI-1	2/79–10/85	6.7
Bruce A Unit 3 (Canada)	4/98–1/04	5.8
Bruce A Unit 4 (Canada)	1/98–10/03	5.8
Point Lepreau (Canada)	3/08–11/12	4.7
Ft. Calhoun	4/11–12/13	2.6
Cook-2	9/97–6/00	2.8
Davis-Besse	2/02–3/04	2.1

表 2　国内 PWR プラントの長期保管実績（2023 年 3 月時点）

Plant	Outage Dates	Outage Duration, years	Status
Sendai unit 1	4/11 – 8/15	4.4	Restarted
Sendai unit 2	8/11 – 10/15	4.2	Restarted
Takahama unit 3	2/12 – 2/16	4.1	Restarted
Takahama unit 4	6/11 – 5/17	6.0	Restarted
Ikata unit 3	4/11 – 8/16	5.4	Restarted
Ooi unit 3	9/13 – 3/18	4.5	Restarted
Ooi unit 4	9/13 – 5/18	4.7	Restarted
Genkai unit 3	12/10 – 3/18	7.3	Restarted
Genkai unit 4	12/11 – 6/18	6.5	Restarted
Mihama unit 3	4/11 -6/21	10.2	Restarted
Takahama unit 1	12/10 –	8.8	
Takahama unit 2	11/11 -	7.9	

Other 3 units will restart after 2023

[1] R. Thompson, “Long-term wet Lay-up strategy and chemistry trends for the Crystal River-3 replacement once-through steam generators during an extended outage”, 16th ENVIRONMENT DEGRADATION, Asheville, NC, USA., (2013).

[2] EPRI, "Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines - Revision 8", EPRI Technical report 3002010645, (2017)

*Akihiro Maeda, Shingo Yamazaki, Nobuo Ishihara, Yasuhiko Shoda
Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

2023年春の年会

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

（2）PWR プラントの高経年化対策としての一次冷却材の溶存水素濃度最適化に関する取り組み
(2) Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants

*杉野 亘[1], 垣谷 健太[2], 河村 浩孝[3]
[1]日本原電, [2]三菱重工, [3]電中研

1. 緒言

PWR プラントの高経年化とともに一次系の主要構成材料である 600 合金等の Ni 基合金の一次系環境下応力腐食割れ（PWSCC: Primary Water SCC）が国内外で顕在化している。また我が国の PWR 一基あたりの従事者の被ばく線量は欧米と比較し高く推移しており[1]，高経年化に伴う改良工事などの作業量の増加，熟練技術者が減少するなかでの設備保全品質の維持等を考慮すると，今後更なる被ばく低減対策が必要となる。

本報では，PWSCC の発生抑制と被ばく線源強度低減を同時に達成できる可能性のある一次冷却材の溶存水素（DH: Dissolved Hydrogen）濃度の最適化について述べる。

2. DH 濃度最適化の検討

2-1. PWSCC 発生に及ぼす DH 濃度依存性

PWSCC 発生メカニズムはまだ定説が無いものの，DH 濃度を現在の運用濃度である 25cm^3 /kg-H_2O より低く若しくは高くすることで発生までの時間を延伸できることが示唆されているが，我が国では，DH 濃度を上昇させると燃料被覆管の健全性に影響がある[2]ことなどを考慮し，DH 濃度を 5cm^3 /kg-H_2O 程度まで低減する方向で検討中である。PWR 一次系環境を模擬したテストループを用いて，600 合金の PWSCC 発生感受性に及ぼす DH 濃度依存性を評価した結果，DH 濃度を高めるよりも低減した場合の方が PWSCC 発生までの時間を延伸できる効果が大きいことが分かった。

2-2. 被ばく線源強度に及ぼす DH 濃度の影響

PWR の主要な被ばく線源は燃料被覆管表面に付着した Ni の放射化によって生じる ^{58}Co である。PWR 炉心部を模擬したテストループを用いて，DH 濃度を変動させた場合の模擬燃料被覆管表面への Ni 付着試験を行った結果，図 1 に示す通り模擬燃料被覆管の単位表面積当たりの Ni 付着量（付着面密度という）は現状の DH 濃度である 25cm^3 /kg-H_2O が最も大きく，高 DH 側（42cm^3 /kg-H_2O），低 DH 側（5cm^3 /kg-H_2O）ともに小さくなることが分かった。

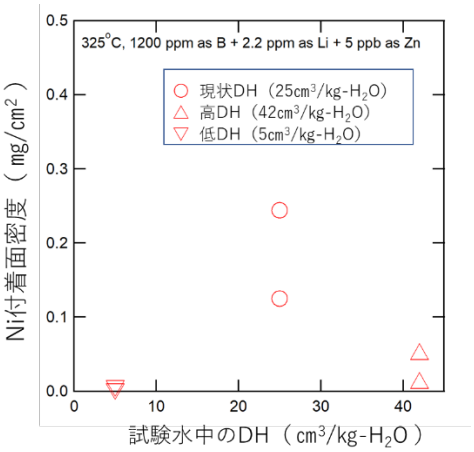


図 1　模擬燃料被覆管表面の Ni 付着量の DH 濃度依存性

3. 結論

PWR プラントの高経年化対策として，運転中の一次冷却材の DH 濃度を現状の 25cm^3 /kg-H_2O から 5cm^3 /kg-H_2O 程度まで低減することにより，PWSCC の発生抑制とプラント線源強度低減を同時に達成できる可能性のあることが明らかとなった。

また，運転中の DH 濃度低減は，プラントの起動時・停止時における DH 濃度の調整に要する時間を短縮できる可能性があり，プラント稼働率の向上による CO_2 排出量の削減にも繋がる可能性がある。

[1] A. Suzuki, “The Radiation Management Reported by Licensees and the Relevant Regulations Amendment in Japan”, 2018 ISOE International Symposium, October (2018)

[2] E. Hillner, “Hydrogen Absorption in Zircaloy during Aqueous Corrosion, Effect of Environment”, WAPDTM-411 (Nov.1964)

*Wataru Sugino[1], Kenta Kakitani[2], Hirotaka Kawamura[3]
[1]The Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry.

2023年春の年会

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

（4）プラント長期停止後の CF 逆洗管理について

（4）CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage

*六沢 隼人[1]，山田 琢馬[1]，小西 康夫[1]，南川 啓一[1]，原 宇広[2]，青井 洋美[2]，
[1]東北電力株式会社，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

１．緒言

長期運転停止中のプラントは、錆(クラッド)の発生抑制として水抜き保管などの対策が取られている。しかし、10 年を超えるプラント停止後の再稼働時は、保管中に発生したクラッド量の増加が予想されるため、復水浄化系によるクラッド除去運用を考慮した工程検討が必要となる。

復水浄化系は復水ろ過装置(CF)と復水脱塩装置(CD)で構成され、主にクラッドは CF で除去する。実機プラントの CF は中空糸膜(HFF)によるクラッド除去を採用しており、CF は逆洗運用する。

本報告では、長期停止後の CF 運用方法について検討した。

２．差圧管理値を用いた CF 逆洗基準の検討

CF の運用に関わるパラメータは、流量、差圧、温度(水の粘性)およびクラッド濃度となる。この内、クラッド濃度は、サンプリング分析による確認が必要となるため、即時評価には適していない。その為、CF 運用のパラメータとして差圧に着目した。

図-1 に実機プラントの CF 差圧と逆洗時期を示す。図-1 では CF 差圧の経時変化と逆洗のタイミングの明確な相関が確認できない。相関が不明瞭な理由は、CF 差圧がクラッド捕捉量の他に、CF 通水流量や水の粘性に依存することに起因する。そこで、クラッド捕捉量以外の影響を排除するため、通水流量と水の温度による粘性補正を実施した。結果を図-2 に示す。CF 差圧補正により、逆洗時期とクラッド捕捉量の相関を明確に確認することができた。

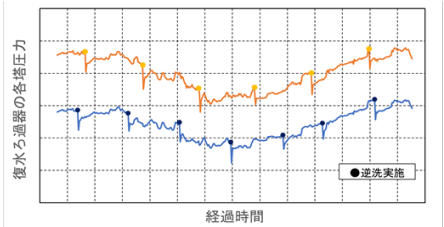


図-1 CF各塔の圧力経時変化

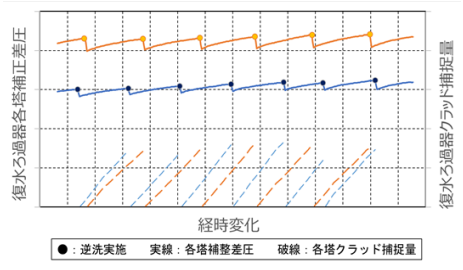


図-2 CF各塔の補正後差圧とクラッド捕捉量の経時変化

次に、プラントの運転実績から、逆洗時の CF クラッド捕捉量の最大値を確認した。その結果、約 8g/m^2 であった。また、本クラッド捕捉量における逆洗後の CF 差圧は逆洗前と同等レベルに戻っており、運用に問題ないことを確認した。

その為、逆洗後の CF 差圧補正値を初期値(ゼロ kPa)とし、CF 差圧補正値とクラッド捕捉量の相関式を作成した。また、作成した相関式から、クラッド捕捉量が 8g/m^2 に到達する際の CF 差圧補正値の上昇値を確認した。その結果、各塔のバラツキ等を考慮し、逆洗管理値として CF 各塔の最大補正差圧を 10kPa と評価した。

３．結言

起動前の給復水浄化運転や起動時は CF に流入する系統構成が変化する。その結果、CF 入口鉄クラッド濃度のみならず、CF 通水流量や水温も大きく変動する。そのため、これらを考慮した CF の逆洗管理値として、補正後の CF 差圧の上昇が 10kPa に到達するまでに CF の逆洗を実施することとした。本評価を踏まえ、プラント起動時は、CF プロセスデータと鉄クラッド分析データを計画的に採取し、安定起動に向け注力する。

*Hayato Rokusawa[1], Takuma Yamada[1], Yasuo Konishi[1], Keiichi Minamikawa[1], Takahiro Hara[2] and Hiromi Aoi[2]

[1]Tohoku Electric Power Company, [2]Toshiba Energy System & Corporation.

2023年春の年会

水化学部会セッション

再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

（4）BWR プラントの腐食電位測定
(4) Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs

*伊藤　剛[1,2]，石田　一成[1]、和田 陽一[1]
[1] 日立，[2] 日立 GE

1. 緒言
再稼働後の沸騰水型原子炉（BWR）の信頼性向上および高経年化対策への水化学技術の一つとして、構造材料の腐食電位(ECP)を低減して、粒界応力腐食割れの進展を抑制する水素注入（HWC）や貴金属注入（NMCA）等の腐食環境緩和技術があり、一部の BWR では適用されている。HWC や NMCA の効果として ECP が目標値以下に低下していることを実機で実測によって確認する必要がある。そこで本発表では、BWR 向け ECP センサと BWR での ECP 測定の状況について報告する。

表 1 ECP センサの種類と特徴

センサータイプ			仕様	特徴	状況
Ag/AgCl			導電率:<1mS/cm pH:5.8-8.6 温度:302°C 圧力:8.62 MPa	•実績有	開発済
Pt	標準			•耐久性 •水素注入必要	
	ピン構造		導電率:<1mS/cm LiOH:2.2-3.5ppm 温度:320°C 圧力:15.4MPa	•コンパクト •水素注入必要	
ZrO_2隔膜	Ag/Ag_2O		Ag/AgCl及びPt(標準)センサーと同様	•安定	開発中
	Fe/Fe_3O_4				
Zr				•耐久性 •水素注入無で使用可能	開発済

2. ECP センサを用いた実測
当社では、加圧水型原子炉向けの Pt 型のピンヘッド構造を除き、これまで 5 種類の BWR 向け ECP センサを開発し実機で使用してきた(表 1)。Fe/Fe_3O_4 型は新たに開発したもので、今後 Ag/AgCl 型の代わりに使用予定である。ECP センサはいくつかの型がある。これは基準電位発生原理の異なる 2 つ以上の型の ECP センサを設置するのが基本的測定方法のためである。評価対象部位に応じて、炉底部（ボトムドレン）や再循環系から引き出した配管にこれらの ECP センサを複数本設置する。

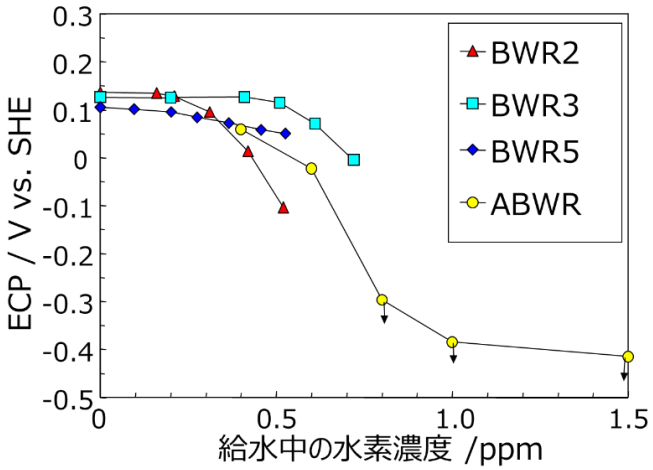


図 1 実機における ECP 測定結果[1-3]

3. 実機での測定結果
種々の BWR 炉型でこれまでの短期水素注入調査時にボトムドレンで測定された ECP の例を図 1 に示した[1-3]。いずれの BWR 炉型においても、給水水素濃度の増加により ECP が低下する傾向を確認している。ただし、炉型や出力の違いによって ECP 低減効果は異なる。再稼働後に腐食環境緩和技術を適用する場合には、HWC 単独に比べて少ない水素注入量で一次冷却系の広い範囲で ECP を－230 mV 以下に低減できる NMCA 等の改良水化学技術を適用し、ECP を測定して効果を確認することが望ましいと考える。

[1] Takiguchi, et al., Journal Nuclear Science and Tech. 1999, 36, 179. [2] Goto et al., Proc. 13th Chino-Seminar on Nuclear Saftey. [3] Murai et al., Proc. 7th ICONE 1999, 7305.

*Tsuyoshi Ito[1,2], Kazushige Ishida[1] and Yoichi Wada[1]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[3G_PL] 第15回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー企画小委員長)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[3G_PL01] カーボンニュートラル社会実現の為のイノベーション

*松橋 隆治[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 15 回フェローの集い
15th Fellows Gathering

カーボンニュートラル社会実現の為のイノベーション

Innovation to realize a carbon-neutral society

*松橋　隆治
東京大学

１．はじめに

本稿では、エネルギー問題、気候変動問題に関する歴史を振り返ると共に、カーボンニュートラル（CN）社会の実現へと進む世界にとって重要なイノベーションについて考察する。そして、人類にとって困難な目標である CN 社会の実現について、その可能性を展望することとする。

２．気候変動に関する人類の対応の歴史とカーボンニュートラル（CN）社会への展望

2-1. 気候変動に関する人類の対応の歴史

本節では、気候変動問題に関する人類の研究と国際的な対応の歴史についてみていくこととする。

CO_2などの気体の持つ温室効果により、気候変動が起きる可能性については非常に古くから様々な科学者により指摘されていた。例えば、アレニウスは、1896年、自身の著書「宇宙の成立」の中で、大気中のCO_2濃度の増加と地球全体の気温の上昇との関連性に言及していた。1958年にはルベールとキーリングがハワイのマウナロア山頂と南極でCO_2濃度の計測を開始した。1964年には、真鍋博士らによって、CO2濃度の増加と気温上昇の関係は、対流圏、成層圏を含めた大気の鉛直温度分布のモデルが示され、ここから気候変動の研究は急速に進展した。[1)]

一方、この気候変動に関する科学的研究の進展を受けて、国際的な政策の交渉の中で、本問題が扱われるようになったのは20世紀の後半から終盤にかけてである。地球環境問題への対応が正式な国際会議の中で初めて議論されたのは、1972年にスウェーデンのストックホルムで開催された国連人間環境会議であったといわれている。

気候変動への最初の具体的な国際的対応としては、1988年6月にカナダで行われたトロント・サミットが挙げられる。この会議では「先進国が率先して、2005年までに1988年時点のCO_2排出量の20%を削減する」という「トロント目標」がまとめられた。同じ1988年には世界最先端の知見を集約する場として「気候変動に関する政府間パネル：IPCC」が設置された。その後、IPCCは現在に至るまで七度にわたり報告書を発表し、気候変動に関する科学的な知見、社会・経済的な影響評価、対応策の三つの視点から、最も信頼できる科学的知見および対応策に関する情報を提供しつづけている。1992年6月にリオデジャネイロで開催された地球サミットにおいては、数々の地球環境に関する条約の一つとして気候変動枠組条約が締結された。また、本条約の内容を具体化し進展を促すため、1995年から年一回のペースで気候変動枠組条約締約国会議（通称COP）が開催されるようになった。そして、1997年12月に京都で開催されたのが、気候変動枠組条約第3回締約国会議（COP3京都会議）である。京都会議においては、先進国（韓国、メキシコ以外のOECD諸国＋旧ソ連東欧圏）の2008年から2012年の温室効果ガス排出量の数値目標などを内容とする京都議定書が合意された。先進国の数値目標については、CO_2をはじめとした6種類の温室効果ガスが削減対象とされ、各国毎に1990年（一部のガスは1995年）の排出量を基準とした数値目標が定められた。同時にこの数値目標達成においては、国内措置のみでなく、共同実施、クリーン開発メカニズム（CDM）、排出量取引からなる京都メカニズムの利用を認めた。その後2004年末のロシアの批准により発効の条件を満たし、2005年2月に京都議定書は発効した。

2007 年に IPCC（気候変動に関する政府間会合）の第 4 次評価報告書が発表されて以来、地球温暖化問題に対する世界的関心は更に高まった。2007 年 6 月に開催されたハイリゲンダムサミットにおいても、地球温暖化への対応戦略が最重要課題として挙げられた。2008 年より京都議定書の第一約束期間に入り、議定書に批

准した付属書Ⅰ国では数値目標を遵守するための方策が進められる一方、京都議定書の第一約束期間が終了した後の 2013 年以降のポスト京都といわれる温暖化防止の枠組についての国際交渉が 2007 年の COP13 から開始された。この当時、京都議定書からは米国が既に離脱しており、発展途上国は議定書に批准しても温室効果ガスの削減数値目標を持っていなかった。2010 年にはメキシコのカンクーンにおいて COP16 が開催され、ポスト京都に関して、日本が京都議定書の延長に反対を表明し、米国、途上国を含む包括的目標の設定を求めた。2011 年 12 月に南アフリカのダーバンで開催された COP17 はダーバン合意を採択して閉幕した。世界第一位、第二位の温室効果ガス排出国である中国、米国をはじめ、京都議定書では国家の数値目標としては削減義務を負っていなかった主要排出国も新しい枠組みへの参加を約束したことがダーバン合意の大きな成果である。そして、2015 年 11 月 30 日にはフランスのパリにおいて、テロ事件直後の厳戒態勢の中、COP21 が開催され、2020 年以降の温室効果ガス排出削減の新たな国際枠組み、すなわちパリ協定が採択された。

表１．パリ協定に基づく温室効果ガス削減目標 [2)]

国・地域	2030年目標	2050ネットゼロ
日本	-46%（2013年度比）（さらに、50%の高みに向け、挑戦を続けていく）	表明済み
アルゼンチン	排出上限を年間349億t	表明済み
オーストラリア	-26 ～-28%（2005年比） -35%見通し	表明済み
ブラジル	-43%（2005年比）	表明済み
カナダ	-40 ～ -45%（2005年比）	表明済み
中国	（1）CO2排出量のピークを2030年より前にすることを目指す （2）GDP当たりCO2排出量を-65%以上（2005年比）	CO2排出を2060年までにネットゼロ
フランス・ドイツ・イタリア・EU	-55%以上（1990年比）	表明済み
インド	GDP当たり排出量を-33～-35%（2005年比）	2070年ネットゼロ
インドネシア	-29%（BAU比）（無条件） -41%（BAU比）（条件付）	2060年ネットゼロ
韓国	-40%（2018年比）	表明済み
メキシコ	-22%（BAU比）（無条件） -36%（BAU比）（条件付）	表明済み
ロシア	1990年排出量の70%(-30%)	2060年ネットゼロ
サウジアラビア	2.78億t削減（2019年比）	2060年ネットゼロ
南アフリカ	2026年～2030年の排出量を3.5～4.2億tに	表明済み
トルコ	最大-21%（BAU比）	-
英国	-68%以上（1990年比）	表明済み
米国	-50 ～ -52%（2005年比）	表明済み

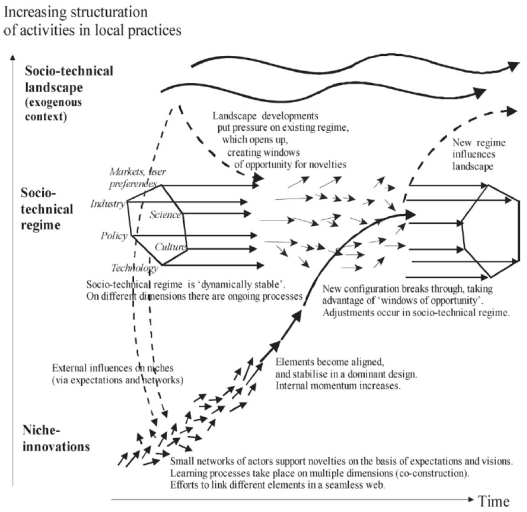


図１．社会技術体制移行の概念図[3)]

その後、2020年10月26日の所信表明演説において、当時の菅首相が2050年までのカーボンニュートラル社会を目指すことを明言した。その後、この2050年までのカーボンニュートラルの実現を法律に明記し、脱炭素に向けた取組・投資やイノベーションを加速させるとともに、地域の再生可能エネルギーを活用した脱炭素化の取組や企業の脱炭素経営の促進を図る「地球温暖化対策の推進に関する法律の一部を改正する法律案」が、2021年5月26日に成立した。世界全体の動向をみると、2050年、2060年、あるいは2070年までのカーボンニュートラル（CO2排出をネットゼロに）にコミットしたのは、表１に示すとおりであり[2)]、世界全体の数多くの国・地域が長期的にカーボンニュートラル社会の実現を目指していることが分かる。

2-2. 気候変動に関する社会技術体制の変化と今後の展望

図１は社会技術体制が変革する際の特徴や類型を論じた文献 3)から引用したものである。エネルギーや気候変動に関する社会的な体制に関しても、図１の概念を元に歴史的な変化を辿ることができるため、以下では、本問題に関する人類の対応の歴史を概観しつつ、社会技術的な体制が変わる時点について考察する。

図１の中ほどにある「Socio-technical regime」とは、構成要素である科学・技術・産業・政策・市場・文化が相互に影響しあい、同時代において形成している安定的な構造を意味している。これに対し、図１の下部にある「Niche-innovations」が、社会技術体制の中に取り込まれ、調整を経て新たな社会技術体制へと移行する。あるいは図１の上部にある「Socio-technical landscape」が、現在の社会技術的な体制に対し圧力をかけることにより、新たな体制へ移行する機会を創ることとなる。

2-1で概観したように、19世紀末から20世紀の後半にかけて、気候変動に関する科学者の研究面からのアプローチがあり、これにより、人類の気候変動に関する知見が大いに深まったことは間違いない。このことは、図１でみるならば、下部からの「Niche-innovations」として社会技術体制における科学を中心とした要素を進展させたと考えられる。この科学の進展は、長い時間をかけて、上部の「社会技術的な光景」に変化をも

たらし、この変化が、気候変動問題に対する政策面での革新であるIPCCの設立やトロント・サミットから一連のCOPの会議などにつながったと解釈できる。そして、更にこうした事業が新たな「社会技術的な光景」を創成し、現在の「社会技術的な体制」に影響を与えて、パリ協定の締結など社会技術体制の中の政策面での革新が顕在化したものと考えることができる。

また、日本においては、2011年の東日本大震災と福島第一原発の事故以降、電力システム改革が大幅に進展し、FIT制度等により太陽光発電などの再生可能エネルギー電源が爆発的に増加した。これらも日本における「社会技術的な光景」の変化として、社会技術体制の変革に影響を及ぼしたと考えられる。こうした中で、2020年10月28日に、当時の菅首相が2050年におけるCN社会の実現を宣言することとなり、その後の温対法改正を経て、日本においてもCN社会の実現が公約となっていったのである。

このようにみていくと、「社会技術的な体制」の変革は、下部にある「適所の革新」と上部にある「社会技術的な光景」と相互に影響しあいながら、漸進的に起きるものであるとも考えられる。ただし、筆者が40年近く本問題に携わってきた実感としては、長い歴史の中でも、ここ数年で大きな変革が起きているということである。それは、CN社会の実現という究極の（困難な）目標を見据えて、「存亡をかけてこの問題に取り組む」という決意が、特に産業界から感じ取れることである。一方で、産業界、行政、アカデミアのいずれも、CN社会の実現に向けた明確なビジョンやソリューションが描けているわけではない。したがって、今後、全ての関係者が、より一層の活発な意見交換を行うと共に、研究開発の一層の推進と実証実験等を進め、CN社会実現の為のビジョンを確立していく必要がある。

３．カーボンニュートラル（CN）社会実現のためのグリーンイノベーション

3-1. グリーンイノベーションの概念

シュンペーターはその著書「経済発展の理論」の中で、イノベーションを新結合という言葉で表し、プロセスイノベーション，プロダクトイノベーション，マーケットイノベーション，サプライチェーンのイノベーション，組織のイノベーションの五類型を掲げている。この五類型をカーボンニュートラル社会実現にあてはめた場合、表２のように各々のイノベーション類型に属する代表的な方策が考えられる。[4)]

表２．　CN 社会実現の為のグリーンイノベーション

プロセス イノベーション	石油危機後の日本のプロセスにおける効率改善や省エネ技術は一段落し、飽和傾向にあったが、エネルギー多消費産業の CN 化という観点では、これまでとは抜本的に異なるプロセスイノベーションが求められている。
プロダクト イノベーション	エネルギーシステムの CN 化の為に重要なプロダクトイノベーションとしては、、蓄電池、電気自動車、電気分解装置、燃料電池自動車等が挙げられる。
マーケット イノベーション	カーボンプライシングに関連する排出量取引市場の創設などがこれに当たる。
サプライチェーンの イノベーション	エネルギーシステムの CN 化が進展する中で、P2G など電気エネルギーから他のエネルギーキャリアへの変換が進み、サプライチェーンに変化が起きつつある。こうした変化はサプライチェーンのイノベーションとしてとらえることができる。
制度・組織の イノベーション	また、CN 化する電力システムにおける需給調整市場などにおける制度設計は、革新的な技術の導入に大きく影響するため、大変重要である。

3-2. CN 社会実現の為のグリーンイノベーション

プロセスイノベーションとしては、主として産業部門の省エネルギー技術の革新が該当する。著者は IPCC が設立された 1988 年から産業部門等の省エネ技術を評価してきたが、現在、大きな省エネルギーポテンシャルを持った追加的なプロセス技術は少なくなり、これによる CO_2 削減の余地は中期的には小さいと考えてきた。しかし、CN 社会の実現という、これまでと抜本的に異なる目的に照らして考えると、新たなプロセスイノベーションが待望されていることが明らかである。

例えば、鉄鋼業についてみると、一般社団法人日本鉄鋼連盟が 2021 年 5 月に発表した「我が国の 2050 年カーボンニュートラルに関する日本鉄鋼業の基本方針」[5)]によると、下記のように「ゼロカーボン・スチール」の実現に向けた挑戦の意思が示されている。

すなわち、「鉄鋼業自らの生産プロセスにおける CO_2 排出削減に取り組んでいく（ゼロカーボン・スチール）」

とする一方、その実現が、「一直線で実用化に至ることが見通せない極めてハードルの高い挑戦である」としている。また、「製鉄プロセスの脱炭素化、ゼロカーボン・スチール実現には、水素還元比率を高めた高炉法（炭素による還元）の下で CCUS 等の高度な技術開発にもチャレンジし、更に多額のコストをかけて不可避的に発生する CO_2 の処理を行うか、CO_2 を発生しない水素還元製鉄を行う以外の解決策はない」とし、水素還元製鉄については、「有史以来数千年の歳月をかけて人類が辿り着いた高炉法とは全く異なる製鉄プロセスであり、まだ姿形すらない人類に立ちはだかる高いハードルである。」と記している。これより、「ゼロカーボン・スチール」実現の為のプロセスイノベーションが如何に困難なものであるかが分かる。

また、同様に、他のエネルギー多消費産業についてみても、本質的に困難なプロセスイノベーションに取り組もうとしている状況が分かる。例えば、セメント協会が公表している「カーボンニュートラルを目指すセメント産業の長期ビジョン」[6]によると、以下のように記述されている。すなわち、セメントの主成分である酸化カルシウムを得るために石灰石を加熱処理する際に、$CaCO_3 \rightarrow CaO + CO_2$ の反応により必然的に放出される CO_2 が全体の 6 割を占めるという性質があり、現状では代替する技術は存在しないとされている。そして、文献 6)では、様々な対策により、カーボンニュートラルに接近していく戦略が示されているものの、上記のプロセスによる CO_2 排出を 0 にするようなプロセスイノベーションの技術が見通せているわけではない。

紙面の関係で他のプロセスイノベーションについては詳述を避けるが、カーボンニュートラルを目指すには、エネルギー多消費産業の抜本的なプロセスイノベーションが必須であること、また、現状では、その絵姿が見通せているわけではないが、そこへ向かって懸命に進もうとしている産業の姿勢は明確である。

次に、プロダクトイノベーションについてみると、エネルギーシステムの CN 化に向かって重要なプロダクトとしては、蓄電池、電気自動車、電気分解装置、燃料電池自動車等が挙げられる。これらはプロダクトの単体として、エネルギーシステムの CN 化に役立つ側面もあるが、再生可能エネルギーが電源構成において中心となるために必要な調整力の提供やエネルギー貯蔵の役割を担う意味で重要である。これらのプロダクトにより、CN 化する電力システムが安定し、更には P2G などにより、電気以外にもカーボンニュートラルなエネルギーキャリアを提供することができる。また、上述したプロダクトは、いずれも技術進歩による性能、効率、コストの向上が期待できるものであり、グリーンイノベーションの中核となる可能性がある。

次に、マーケットイノベーションの例としては、排出量取引などのカーボンプライシングを挙げる。2022 年に入り、日本国内でもカーボンプライシングに関する議論が急速に進展しつつある。すなわち、岸田政権の構想として GX 経済移行債、すなわちグリーン経済に移行するための債権を 10 年間で 20 兆円発行するというものがある。この償還財源としてカーボンプライスに関する制度の一つである排出量取引が考えられているのである。この政府のカーボンプライシングについての現状の案は、以下の通りである。[7]

まず、排出量取引は 2026 年度頃から導入される予定である。また、排出量取引の発電部門の有償化は 2033 年度頃から導入するとされている。これは、排出枠の割り当てをグランドファーザー・ルールからオークション形式に変更することを示唆していると考えられる。一方、CO_2（排出）に対する賦課金は 2028 年度頃から導入するとされている。これは、炭素税のようなものであるが、税と賦課金の違いは、税率を変更する際に法律を改定する必要があるのに対し、賦課金の場合は法律を改定する必要がない。GX 経済移行債 10 年間 20 兆円は、上記の発電部門の排出枠の有償化と発電部門以外の賦課金で捻出することとなる見込みである。GX 経済移行債は年間 2 兆円なので、この金額と、本排出量取引制度で捕捉される CO_2 排出量からカーボンプライシングの水準を推定できる。

また、日本においては、上記のようなキャップ＆トレード方式ではなく、ベースライン＆クレジットと呼ばれる方式による排出量取引の制度も施行されている。この代表例として J クレジットがある。[8]これは、再生可能エネルギー電源、省エネルギー機器の導入、および森林経営などの取組による CO_2 などの温室効果ガスの排出削減量や吸収量を「クレジット」として国が認証する制度である。このクレジットは金銭価値を持つ証券として取引されている。これは、CO_2 削減に貢献する技術の導入に向けた経済的なインセンティヴとなる。

サプライチェーンのイノベーションについては下記のような例がある。すなわち、CN 化に向かうエネルギーシステムにおいては、電気エネルギーとガス体や液体のエネルギーキャリアの間での変換が重要になる。特に、再生可能エネルギー電源の大量導入に伴い、インバランスとなり、あるいは出力抑制される電気エネ

ルギーから、水電解装置により水素を生産し、更に CO_2 と水素の反応により、e-methane や e-fuel 等のガス体、液体燃料を生産することが重要となりつつある。これによって、電気事業、ガス事業、石油関連事業と区分されたサプライチェーンにも相互の複雑な関係が生まれ、新たなイノベーションが起きることとなる。

また、制度・組織のイノベーションとして、電力システムにおける需給調整市場などの新しい制度設計が、新たなイノベーションを生む契機になっていることを挙げる。例えば、三次②などの調整力提供の候補として、電気自動車などによる V2G の利用が期待されている。この需給調整市場の制度設計では、各種の調整力提供の条件が規定されている。例えば、アグリゲートする規模や応動の時間などが細かく規定されており、この規定によって、市場に参入する V2G の規模も影響を受けると考えられる。欧米で普及している周波数制御などの調整力区分では、制御の性能を評価し、その性能評価に応じて報酬を変えることも行われており、これらの制度設計も本分野でのイノベーションの進展に大きな影響を及ぼすであろう。このように、エネルギーシステムの CN 化においては、制度・組織のイノベーションは重要な項目である。

４．終わりに

カーボンニュートラル（CN）社会は、低炭素社会の延長上にあると考えがちである。しかし、CN 社会の実現に必要なイノベーションを考慮すると、低炭素社会の実現とは根本的に異なるものと考えたほうが良い。日本はこれまで漸進的な省エネルギーや CO_2 の削減を進めてきた。こうした漸進的な技術進歩を積み重ねることで、省エネルギーと CO_2 削減の着実な実績をあげてきたことは事実である。

一方、CN 社会の実現には、上記のような漸進的な技術進歩とは異なる抜本的な技術革新が必要であることは本稿で述べた通りである。これまでのところ、日本の行政、産業界、アカデミア、国民の各界において、CN 社会に向かう意志を持った取り組みが開始されているものの確実なソリューションが見つかっているわけではない。したがって、今後も、各アクターが、政策立案、技術の実証と実装、研究開発、普及啓発等を行うと共に、活発な意見交換を重ね、CN 社会実現の為の方向性を見出していくことが重要である。

参考文献

1) Manabe, S., & Wetherald, R. T. (1967). Thermal Equilibrium of the Atmosphere with a Given Distribution of Relative Humidity. Journal of the Atmospheric Sciences, 24, 241-259. https://doi.org/10.1175/1520-0469(1967)024<0241:TEOTAW>2.0.CO;2, 2023.1.10 access
2) 外務省, 日本の排出削減目標, https://www.mofa.go.jp/mofaj/ic/ch/page1w_000121.html, 2022.10.2 access
3) Frank W. Geels and Johan Schot, Typology of sociotechnical transition pathways, Research Policy, Volume 36, Issue 3, April 2007, Pages 399-417, https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0048733307000248, 2022.5.10 access
4) Ryuji Matsuhashi, Kae Takase, Green Innovation and Green Growth for Realizing an Affluent Low-Carbon Society. Low Carbon Economy, 2015, Vol.6, pp87-95, http://dx.doi.org/10.4236/lce.2015.64010, 2023.2.7 access
5) 一般社団法人日本鉄鋼連盟,「我が国の 2050 年カーボンニュートラルに関する日本鉄鋼業の基本方針」, 2021年5月, https://www.jisf.or.jp/news/topics/documents/CN2050.pdf, 2023.2.1 access
6) 一般社団法人セメント協会,「カーボンニュートラルを目指すセメント産業の長期ビジョン」, 2022年3月, https://www.jcassoc.or.jp/cement/4pdf/220324_01.pdf, 2023.2.4 access
7) 木内登英, カーボンプライシングをGX経済移行債の償還財源に：負担先送りと脱炭素の実効性に課題, NRIﾅﾚｯｼﾞｲﾝｻｲﾄ, https://www.nri.com/jp/knowledge/blog/lst/2022/fis/kiuchi/1201_2 , 2023.1.7 access
8) Ｊクレジット制度, https://japancredit.go.jp/, 2022.12.17 access

*Ryuji Matsuhashi
The University of Tokyo

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

[1H_PL] 福島復興・再生に向けて

福島特別プロジェクトの活動

座長:藤田 玲子(福島特別PJ)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 H会場 (13号館1F 1312)

[1H_PL01] 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

*藤田 玲子[1] （1. 福島特別PJ）

[1H_PL02] 南相馬市における稲作へのセシウム影響について

*三倉 通孝[1] （1. 東芝ESS）

[1H_PL03] 福島県における環境回復と福島環境創造センターの取組

*上榮 治男[1] （1. 福島県環境創造セ）

[1H_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて－福島特別プロジェクトの活動－

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

Past and future activities of Fukushima support project

*藤田玲子[1]

[1]福島特別プロジェクト

1. はじめに

東日本大震災の津波に伴い発生した東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故（1F事故）から12年が経った。福島県では2018年3月には帰還困難区域を除いて避難指示が解除され、帰還困難区域は特別復興再生拠点区域を中心に除染が進められ、双葉町や大熊町でも帰還困難区域の一部で避難が解除されつつある。しかしながら、特別復興再生拠点区域以外の帰還困難区域に除染は帰還する住民の居住の周辺のみの除染をするとされているだけでそれ以外の区域の除染や避難解除の目途は立っていない。

一方、1Fのオンサイトに溜まったALPSで処理した処理水は住民との十分なコミュニケーションがされずに海洋放出が決められた。

2. 福島特別プロジェクトの活動

2-1. これまでの活動

福島特別プロジェクトは住民の早期の帰還を促すために、住民に寄り添い、県と住民との間のインターフェースの役割を果たす役割を担い、2012年6月に理事会直結の組織として設立された。これまでは正確で分かり易い情報発信などを中心に活動してきた[1),2)]。

1F事故直後から「除染技術カタログVer.1」や「--仮置場Q&A」などの作成や福島県民向けの「安心・安全フォーラム」や「地域対話フォーラム」などのシンポジウムを開催してきた。また、環境再生プラザへの専門家派遣や次に報告する南相馬市での2014年から継続して実施してきた稲作試験など[2)]。

2-2. 今後の活動

2018年以降は帰還困難区域の住民に向けた活動として新たに浜通りの再生・復興に寄り添う活動や福島県における学校教育への協力・支援として福島高専のオンライン事業の資料作成や国の復興支援による地域活性化の整理と提言、国の施策に対する地元の意向を調査するアンケートなどを実施している。

今後は浜通りを中心として帰還困難区域において少しでも安心して帰還できる方が増えるように住民の意向を国や自治体に伝えていく活動を継続していく。特に、1F処理水の放出のように、双方向コミュニケーションが十分と言えない状況を少しでも改善するため、福島県の地元に通い、コミュニケーションを改善していくことが今後の重要なミッションと考えている。

3. おわりに

特別復興再生拠点区域内の除染される区域を少しでも拡大していくことが福島の再生、復興には重要であるが、特別復興再生拠点区域以外の帰還困難区域の除染は前述したように範囲が限定されていることから帰還困難区域の大部分の避難を解除することは難しい。特別復興再生拠点区域以外の地域における除染作業を拡大していくために地元の自治体と情報交換しながら、戦略を立てることが重要であると考えている。

1)日本原子力学会誌,Vol.54,No.10,640-641(2012)., 2) 同上,Vol.56, No3,193-205(2014).

*Reiko Fujita[1]

[1]Fukushima Support Project.

2023年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて－福島特別プロジェクトの活動－

For the recovery and regeneration of Fukushima
- Activities of Fukushima Support Project –

南相馬市における稲作へのセシウム影響について

Effects of Cesium on Rice Cultivation in Minamisoma City

*三倉　通孝[1]
[1]福島特別プロジェクト/東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

福島特別プロジェクト・クリーアップ分科会では震災直後よりJAふくしま未来と協力しながら、1F事故の影響について、調査を実施してきた。震災の翌年2012年より比較的データの少ない水田における稲作時のセシウムの玄米への移行について評価を開始した。南相馬市の水田で稲作によりゼオライトやカリウムの追肥の影響などを調査に着手、営農再開後も現地で行われている稲作により育成された玄米・稲体へのセシウムの移行挙動の評価を継続している。

2. 稲作試験

現地の水田所有者の方に農作業を実施していただき、稲作の試験を実施した。試料は稲体（玄米、もみ殻、わら/茎、根）及び土壌とした。

営農再開前の2年（2012年、2013年）は、水田にゼオライトと塩化カリウムの散布量をパラメータとして、移行量などを評価した。

営農再開した2014年以降は、現地で行われている農作業と同じ量の塩化カリウムおよびゼオライトを散布した水田で回収した資料を評価対象とした。放射線測定はGe半導体検出器によるγ線スペクトロメトリで実施した。

表1　現地のゼオライト及び塩化カリウム散布量

西暦	塩化カリウム散布量（　kg／10ａ）	ゼオライト散布量（　kg／10ａ）
2014	60	100
2015	60	100
2016	50	-
2017	50	-
2018	50	-
2019	50	-
2020	50	-
2021	-	-
2022	-	-

2021年からは新規作付圃場のみ塩化カリ施用

3.セシウム挙動評価

玄米、もみ殻等植物体へのセシウムの移行は非常に小さくほとんどの資料で、長時間測定（5万秒の測定）でようやく確認できる程度（検出下限に近い値）であった。

収穫した玄米中の放射性セシウム濃度はいずれも一般食品の基準値（100 Bq/kg）を大きく下回った。玄米への移行係数は最大で1%程度と非常に小さく、海外での報告されている処分施設の性能評価に用いられるような設定値よりも小さな値を示している。また、玄米へのカリウムの移行係数はセシウムの移行係数より1桁程度大きいことも明らかとなった。

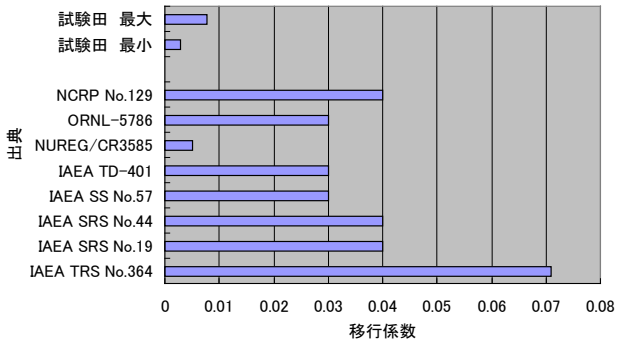


図1　放射性セシウムの米への移行結果

*Michitaka SaSoh[1]
[1]Fukushima support project, Toshiba ESS.

2023年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて－福島特別プロジェクトの活動－

For the recovery and regeneration of Fukushima
- Activities of Fukushima Support Project –

福島県における環境回復と福島環境創造センターの取組

Environmental remediation in Fukushima and
activities of Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation

*上榮 治男
福島県環境創造センター

1. 福島県における環境回復

2011 年 3 月に発生した、福島第一原子力発電所事故による放射性物質の拡散に伴い、福島県をはじめとし、広範囲にわたる地域が汚染された。これによる環境汚染からの回復のため、放射性物質汚染対処特措法に基づき、生活圏を中心とした除染が行われている。福島県内における除染は、図 1 のとおり、国が除染実施計画を策定し除染事業を進める地域（除染特別地域）と、市町村が除染実施計画を策定し除染事業を進める地域（汚染状況重点調査地域）で実施されてきた。面的除染については除染特別地域内の帰還困難区域を除き、2018 年 3 月までに全てが終了している。

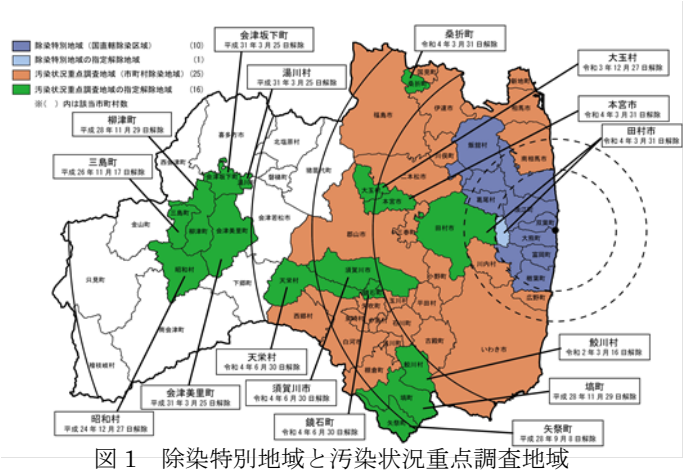


図 1　除染特別地域と汚染状況重点調査地域
（福島県ホームページより引用）

帰還困難区域では、6 町村の一部地域が特定復興再生拠点区域として定められており、避難指示解除を目指し、除染や家屋解体などの環境再生事業がインフラ整備と一体的に進められている。このうち、双葉町・大熊町・葛尾村の特定復興再生拠点区域では避難指示が解除されている（2023 年 1 月 30 日時点）。

2. 福島県環境創造センターの活動

環境創造センターは、放射性物質によって汚染された環境の回復・創造に取り組むための調査研究・情報発信・教育等を行う拠点施設として、国のサポートのもと、2015 年に福島県が設置した（図 2）。当センターは、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・国立研究開発法人国立環境研究・福島県の 3 者で形成され、緊密に連携・協力して調査研究等に取り組んでいる。



図 2　福島県環境創造センター

当センターは、10 年間（2015 年度～2024 年度）の事業方針として「環境創造センター中長期取組方針」を定め、それに基づき「モニタリング」「調査研究」「情報取集・発信」「教育・研究・交流」の 4 事業を実施している。このうち、調査研究については、「放射線計測」「除染・廃棄物」「環境動態」「環境創造」の 4 部門で、福島県の環境回復や県民が将来にわたり安心して暮らせる美しく豊かな環境の創造に向けて取り組んでいる。

2023年春の年会

*Haruo Uemuro
Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 H会場)

[1H_PL04] 総合討論

福島特別プロジェクトは2012年に設立され、福島の住民の早期帰還のため、住民と国や県との間のインターフェースの役割を果たすべく、原子力の専門家集団としての正確でわかりやすい情報発信などに努めると共に、福島県での稲作試験、浜通りの再生・復興への協力、学校教育への協力・支援、国の復興支援による地域活性化の状況把握等を行っており、住民の生活に直結した課題を中心に幅広い視点に立った活動を展開している。本セッションでは、プロジェクトの活動の経緯と今後の取り組み、稲作試験について報告すると共に、福島県の環境回復の取り組みを福島県環境創造センターから報告いただき、今後の活動のあり方等、意見交換を行いたいと考えている。

©日本原子力学会

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

[2H_PL] 試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

座長:堀 雅人(JAEA)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 H会場 (13号館1F 1312)

[2H_PL01] 文部科学省における核不拡散・核セキュリティに関する取組

*佐藤 政文[1] （1. 文科省）

[2H_PL02] 試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向

*宇根崎 博信[1] （1. 京大）

©日本原子力学会

2023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

試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

（１）文部科学省における核不拡散・核セキュリティに関する取組

(1) Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in MEXT

*佐藤政文[1]

[1]文部科学省

1. 緒言

2001年に発生した米国同時多発テロは、世界に新たな緊急性をもってテロ対策に係る取組の強化を促す契機となった。2009年には当時の米国オバマ大統領がプラハにおいて演説を行い、核テロが世界の安全保障に対する最も緊急かつ最大の脅威であるとした上で核セキュリティ・サミットの開催が提唱され、国際社会の脅威となり得る核物質の最小化や核セキュリティ強化に向けた取組が各国において促進された。我が国においても、国際的な協力の下での核不拡散・核セキュリティの更なる強化に向けて、核セキュリティ・サミットで採用されたコミュニケに示される活動を推進してきたところである。

現在、ロシアによるウクライナ侵攻は、国際秩序の根幹を揺るがす未曾有の事態として国際社会に大きな脅威をもたらし、世界的に核不拡散・核セキュリティの重要性が再認識されたところである。本梗概では、文部科学省が推進する試験研究炉の核物質最小化に向けた取組や、核不拡散・核セキュリティ分野における研究開発及び人材育成支援の取組について概要を紹介する。

2. 世界の核不拡散・核セキュリティの取組に対する日本の貢献

2.1 地球的規模脅威削減イニシアティブ（GTRI）政策への協力

2004年5月米国エネルギー省長官より、高濃縮ウランがテロリストの手に渡ることを防ぐため、米露起源の高濃縮ウラン燃料等の米露への返還を中心に、国際社会の脅威となり得る核物質及び放射性物質を削減する包括的構想の地球的規模脅威削減イニシアティブ（Global Threat Reduction Initiative; GTRI）政策が提唱された。このGTRI政策には、国内外研究炉燃料の低濃縮化（高濃縮ウラン燃料から低濃縮ウラン燃料への転換）等を含む1978年策定の試験研究炉低濃縮化（RERTR）計画や、低濃縮化を実施（又は約束）した国内外研究炉からの使用済燃料の引取り等を含む1996年策定の外国研究使用済み燃料受入プログラム（FRRSNF-AP）等が組み込まれている[1]。我が国は、国内の試験研究炉で使用されてきた燃料の返還を進め、これらの米国政策へ協力を行っている。

2.2 核セキュリティ・サミットへの貢献

2010年にワシントンで開催された第1回核セキュリティ・サミットにおいて、我が国はアジア諸国を始めとする各国の核セキュリティ強化に貢献するための拠点（現在の日本原子力研究開発機構（JAEA）核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN））を設立すること、並びに、核物質の測定、検知及び核鑑識に係る技術の開発を実施すること等がコミュニケによって示された[2]。その後、2012年にソウルで開催された第2回核セキュリティ・サミットにおいては、ISCNの設立と国際協力、核鑑識や核物質検知等のための技術開発[3]、2014年にハーグで開催された第3回核セキュリティ・サミットではISCNの国際協力、技術開発のほかに高濃縮ウラン燃料の撤去の決定等が示された[4]。さらに、2016年にワシントンで開催された第4回核セキュリティ・サミットにおいては、高速炉臨界実験装置（FCA）からの高濃縮ウラン燃料及び分離プルトニウム燃料の撤去完了、また京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の全ての高濃縮ウラン燃料の撤去を表明するなどの成果が示された[5]。

3. 核物質の最小化に向けた取組

前述のとおり、我が国では米国の核物質削減政策に協力しており、文部科学省が中心となり、次に示す国内研究炉の核燃料物質の撤去を実施してきた。代表的な成果を以下の(1)～(4)に示す。これらのうち東京大学

弥生や国内の他の試験研究炉の燃料返還については、2022 年 5 月の日米共同声明において両首脳により進展を歓迎される[6]とともに、2022 年 9 月の第 66 回 IAEA 総会における一般討論演説では、我が国が東京大学弥生及び京都大学 KUCA の高濃縮ウラン燃料の撤去をはじめ、核物質の最小化に積極的に取り組んでいることや、近畿大学 UTR-KINKI の高濃縮ウラン燃料撤去及び低濃縮化を実施することを決定したことが世界に対して示され、国際社会からの期待及び注目が高まっている[7]。

(1) JAEA 高速炉臨界実験装置（Fast Critical Assembly; FCA）

FCA は高速炉の核特性の研究を目的とする実験装置である。2014 年にハーグで開催された第 3 回核セキュリティ・サミットにおいて全ての高濃縮ウラン燃料及び分離プルトニウム燃料の返還が決定し、2016 年にワシントンで開催された第 4 回核セキュリティ・サミットにおいて燃料の返還完了が表明された[8]。

(2) 東京大学高速中性子源炉弥生 (Fast Neutron Source Reactor “YAYOI”)

弥生は国内の大学で唯一の研究用高速炉である。2011 年 3 月の東日本大震災を契機に停止が判断された後、2018 年第 5 回民生用原子力協力に関する日米二国間委員会において高濃縮ウラン燃料の返還を表明しており、現在までに燃料の返還が完了している[9]。

(3) 京都大学臨界集合体実験装置（Kyoto University Critical Assembly; KUCA）

KUCA は原子炉の核特性に関する基礎研究、開発研究及び教育訓練を行うことを目的とした共同利用研究施設である。2016 年にワシントンで開催された第 4 回核セキュリティ・サミットにおいて全ての高濃縮ウラン燃料の返還と低濃縮化の決定が表明されており、高濃縮ウラン燃料の返還が完了している[10]。

(4) 近畿大学原子炉（University Teaching & Research Reactor – KINKI; UTR-KINKI）

UTR-KINKI は教育、研究及び訓練を行うことを目的とした原子炉である。2022 年 9 月に文部科学省及び米国エネルギー省の間において高濃縮ウラン燃料返還及び低濃縮化を決定した。本決定により、日本国内全ての試験研究炉から高濃縮ウラン燃料の返還が決定したこととなる[11]。

4. 研究開発

JAEA の ISCN が実施する研究開発の概要を以下のとおり紹介する。[12]

はじめに、不正の検出やリアルタイムの高精度な検出を行うための検知技術の高度化として、ISCN は、荷物等に隠匿された核物質を非破壊で検知するための研究開発を実施している。具体的には、ニュースバル放射光施設で純単色ガンマ線を利用した試験を実施するとともに、核共鳴蛍光反応シミュレーションコードを改良することで、核共鳴蛍光による核物質の非破壊検知測定技術を開発している。

次に、外部から中性子を照射し核反応によって生成されるガンマ線などを測定する中性子アクティブ法のうち、中性子源を利用した非破壊測定システム及び中性子共鳴を利用した核物質の非破壊測定技術の開発を実施している。

また、核鑑識技術開発としては、核物質等の不法取引や核・放射線テロ行為の際に押収または採取されることが想定される核物質・汚染試料について、同位体比の違い、精製年代、粒子形状等を同定し、その由来を特定する技術を開発するとともに、核物質及び放射性物質に関する情報基盤の整備や警備側の初動対応検出器等の開発を実施している。

さらに、核セキュリティ事象に係る魅力度評価に係る研究として、核燃料サイクル施設に対する核セキュリティ上の脅威である、核起爆装置及び放射性物質の飛散装置を目的とした盗取、原子力施設の妨害破壊行為に関わり、対象となる核物質・放射性物質の魅力度を評価する手法を開発するとともに、魅力度を削減するための技術の開発を実施している。

加えて、放射線イメージングを用いた広範かつ迅速な核・放射性物質検知技術開発として、大規模イベント等における核テロ行為を未然に防止するため、広範囲での迅速な核・放射性物質の計測技術、放射能マッピング技術及び放射線イメージング技術の開発とともに、核物質検知のための中性子モニタ技術の開発を実施している。

5. 人材育成

前出の ISCN は、核不拡散・核セキュリティに関するアジア初の人材育成支援拠点と位置付けられており、アジア諸国から受講者を受け入れ、研修を通じて本分野の人材育成支援を行っている。また、対象国の管理

監督層及びトレーナー育成に重点を置いたトレーニングを実施して本分野で能力向上を図るとともに、アジア地域における自律的な能力維持向上の仕組みの構築を図っている。さらに、支援対象国の様々なニーズに対して、地域に共通する重要項目に優先順位をつけて効率的に実施するとともに、個別ニーズに応えるために当該国を往訪し現地でトレーニングを開催している。加えて、本分野における世界初の海外向けオンライントレーニングを開発・実施するなど、コロナ禍においても質の高い人材育成支援などを提供している。これらの人材育成支援により、受講者が、各国の核不拡散・核セキュリティ分野における体制整備強化に重要な役割を果たすとともに、アジア地域における関係者の人的ネットワークを構築している。

ISCN は、令和 3 年 10 月に IAEA 協働センターの指定[13]を受け、国際的な存在感や発信力を高めている。令和 4 年 5 月、原子力科学技術委員会核不拡散・核セキュリティ作業部会が取りまとめた「今後の核不拡散・核セキュリティ分野における人材育成について」では、同分野の継続的な教育機会の確保のため、ISCN が大学連携を推進する拠点となること、また、新たな脅威への対応として核物質防護実習フィールドの拡充の必要性等が示されている。昨今の国際情勢等を契機とした緊急的かつ発展的な人材育成支援の提供のため、文部科学省では核物質防護実習フィールドの拡充に着手し、今後はこのフィールドを活用したトレーニングの拡充等、人材育成支援を加速していくこととしている[14]。

6. おわりに

近年、核不拡散・核セキュリティの重要性を主張する機運が高まりつつある一方で、我が国では、核不拡散・核セキュリティ分野の専門人材の高齢化等の理由により、同分野を担う人材の確保及び育成が急務とされている。今後の人材育成支援に当たっては、今回紹介した文部科学省や ISCN の取組のみならず、関連学会、大学、研究機関、民間企業等の幅広いステークホルダーとの横の繋がりを深化した継続的な教育研究機会の確保が重要である。日本原子力学会におかれても、核不拡散・核セキュリティに係る教育や研究開発の推進のため、より一層活発な活動が展開されることを期待している。文部科学省としても、核不拡散・核セキュリティ分野における世界への貢献や国益に資する活動を引き続き積極的に推進していきたい。

参考文献

[1] “Global Threat Reduction Initiative”, International Partners’ Conference, Summary of the Proceedings and Findings Of the Conference, 18-19 September 2004, Vienna, Austria, [2] Nuclear Security Summit, “Communique of the Washington Nuclear Security Summit”, Washington, 2010, [3] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Seoul Nuclear Security Summit”, March 2012, [4] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Disarmament and Non-proliferation, Peaceful Uses of Nuclear Technology, The Hague Nuclear Security Summit”, March 2014, [5] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Disarmament and Non-proliferation, The 2016 Nuclear Security Summit”, April 2016, [6] 日米首脳共同声明, 「自由で開かれた国際秩序の強化」, 2022 年 5 月 23 日, [7] Statement by TAKAICHI Sanae, Minister of State for Science and Technology Policy, Japan at the 66th IAEA General Conference, 26 September 2022 (IAEA HP), [8] 文部科学省, “第 4 回核セキュリティ・サミットについて”, 資料 1, 科学技術・学術審議会, 研究計画・評価分科会, 原子力分野の研究開発に関する委員会, 核不拡散・核セキュリティ作業部会（第 7 回）, 平成 28 年 5 月 30 日, [9] 東京大学プレスリリース, “東京大学原子炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料を米国に返還～弥生廃止措置活動の大きな進展～”, 令和 4 年 5 月 24 日, [10] 文部科学省ホームページ, “京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）における高濃縮ウラン燃料の米国への撤去が完了しました, 令和 4 年 8 月 10 日, [11] 文部科学省ホームページ, “近畿大学原子炉（UTR-KINKI）の高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化の実施を決定しました”, 令和 4 年 9 月 27 日, [12] 文部科学省, “ISCN の技術開発実施状況について”, 資料 2, 科学技術・学術審議会, 研究計画・評価分科会, 原子力科学技術委員会 核不拡散・核セキュリティ作業部会（第 24 回）, 令和 4 年 5 月 18 日, [13] 原子力機構, ISCN Newsletter No.0300 2021 年 12 月号, [14] 文部科学省, “今後の核不拡散・核セキュリティ分野における人材育成について”, 令和 4 年 6 月 24 日

*Masafumi Sato[1]

[1]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology.

2023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

試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

（２）試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向

(2) Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium Enrichment for Research Reactors

*宇根崎 博信[1]
[1]京都大学

1. はじめに

民間部門における核不拡散／核セキュリティ措置の強化としては、規制対応を通じた保障措置や核物質防護措置の強化が継続して進められており、関連した技術開発も活発化している。その一方で、核不拡散や核セキュリティ上のリスクそのものを低減するための措置として、試験研究炉の高濃縮ウラン燃料の撤去と、低濃縮化が実施されている。試験研究炉の高濃縮ウラン燃料の撤去は、我が国の核不拡散／核セキュリテイにとっても定量的かつ具体的な国際的な貢献であり、また、試験研究炉の低濃縮化という炉工学的な観点との繋がりも強い。この発表では、試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向について、試験研究炉と高濃縮ウラン燃料のつながり、低濃縮化にかかる技術的な論点と、近年における国際動向について概説する。

2. 試験研究炉の低濃縮化：技術的側面

2-1. 試験研究炉と高濃縮ウラン燃料

試験研究炉は文字通り「試験、研究のための原子炉」であり、炉心の特性として、「如何に大量の中性子を安定的に供給できるか」を主眼とした設計が行われている、というのが特徴である。このために、極めて高い出力密度を持った、可能な限り小型の炉心を実現し、炉心の内外で高中性子束場を提供する、という設計が行われている。このような extreme な炉心設計要求を満足するために、高濃縮ウラン（以下「HEU」：大多数は濃縮度 93%）が利用されてきた。

試験研究用原子炉向け HEU は 1960 年代から米国、ソ連が各国に供給し、原子力平和利用と学術研究に供せられていたところ、1980 年代に入り、世界各国に分散された HEU のセキュリティ上の懸念が問題となってきた。HEU は、燃焼した後（U-235 で 25%～70%程度まで）の使用済燃料も「高濃縮ウラン」のままであることから、新燃料のみならず、各国で蓄積された HEU 使用済燃料も核セキュリティー上のリスクが大きい。また、HEU を燃料として用いる試験研究炉を運転するためには、継続した HEU 燃料の供給が必要であり、燃料製造工程を含むサプライチェーン全体で HEU が存在することになる。2017 年のレポートによると、民間部門における世界の HEU 存在量はおよそ 61 トンであり、軍事部門における在庫量と比べると少ないものの、核不拡散、核セキュリティの面で大きなリスクが存在することになる。このことから、米国は、まずは世界中に拡散された試験研究炉用 HEU 燃料を回収し、それと共に、試験研究炉の燃料を濃縮度 20%未満の低濃縮ウラン（以下「LEU」という。）に転換していきたい、という方針を定め、米国 DOE が Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel (FRR SNF) Acceptance Program というプログラムのもと、条件付きで海外からの HEU 回収を実施してきた。このプログラムは、当初は 1996 年～2006 年の 10 年間（正確には 2006 年 5 月までに照射された使用済燃料を 2009 年 5 月まで引き取り）であったところ、2004 年に期限が延長されて 2016 年まで（引き取り期限は 2019 年）となった（注：我が国は例外的措置としてさらに 10 年間の延長が認められている）。なお、このプログラムに沿った場合、運転継続のためには低濃縮化と HEU 撤去の双方が必要であるが、LEU 化のための運転ライセンス取得が困難な場合、HEU 撤去により運転を休止せざるを得ないケースが生じ、国際的に大きな問題としてユーザー側から米国 DOE 側へ問題提起がなされたという事実もある。

2-2. 試験研究炉の低濃縮化

HEU 燃料の使用を前提として設計された試験研究炉を低濃縮化する際には、炉心設計上様々な制約が生じ

る。LEU 燃料内に（HEU 燃料と）同じ量の U-235 を装荷したとしても、U-238 量も増えるため、臨界性は劣化する（U-238 増による中性子吸収増を相殺するために U-235 量を追加する必要あり）。このため、同じ出力の場合は炉心の中性子束が一般的に低下する。また、U-235 と U-238 が増加するため、中性子スペクトルも変化する。一般論として、低濃縮化によって炉心の中性子利用特性が変化（劣化）することになるが、これは特に高中性子束試験研究炉にとっては致命的なインパクトであり、炉心設計の変更、出力上昇、試験研究設備の設計変更等が必要となる場合がある。このため、LEU 燃料そのものの設計が極めて重要なポイントとなり、試験研究炉の低濃縮化に関する技術開発、国際協力の推進とステークホルダー間の調整を目的として、1978 年に DOE により RERTR (Reduced Enrichment of Research and Test Reactor)プログラムが立ち上げられている。この RERTR プログラムを通じて、現在主流となっているウランシリサイド燃料の実用化と、ウランモリブデン燃料の開発をはじめとした低濃縮化に関する様々な技術開発が進められている。

3. 国際動向

試験研究炉の低濃縮化は先述した FRRSNF Acceptance と RERTR の両プログラムの政策的な流れと同調しており、90 年代後半から 2010 年代の半ばにかけて世界各国の中小型試験研究炉の低濃縮化と HEU 燃料の撤去が進められた。また、2014 年ごろからは、従前の試験研究炉に加えて、臨界集合体や実験用核燃料物質なども HEU 撤去の対象となり、世界的な核セキュリティリスクの軽減に対して一定の成果を挙げたものと考えられる。我が国としても、RERTR プログラムに沿った活動として JRR-3, JRR-4, JMTR, KUR の HEU 使用済燃料、FCA の HEU 及び Pu 燃料、KUCA の HEU 燃料の米国への撤去が成功裡に実現しており、国際的にも高い評価を得ているところである。また、2022 年 9 月には近畿大学研究用原子炉 UTR-KINKI の HEU 撤去と低濃縮化が日米政府間で合意されている。

一方で、超高中性子束の供給や中性子高度利用のための特別な設計を持つハイパフォーマンス炉が米国に５基（ATR、NIST 炉、MITR、MURR、HIFR）、欧州に２基（BR-2、FRM-II）存在するが、これらの炉については、実用化されている LEU 燃料の主流であるウランシリサイド燃料では炉心のパフォーマンスが劣化し、存在意義がなくなる、という点から低濃縮化が未了である。これらの炉には高出力炉も含まれており、燃料の消費量も多いため、米国にある ATR, HIFR, MURR の３基で世界の年間 HEU 供給量の約半分を占めている。これらハイパフォーマンス試験研究炉が低濃縮化されない限り、民間部門において相当量の HEU のサプライチェーンを維持する必要があることから、現在、ウランモリブデン合金を用いた高ウラン密度燃料の開発が継続されているところ、残念ながらその実用化の目処は明確には立っていない。

この点を含めて、試験研究炉の低濃縮化については、米国と欧州ハイパフォーマンス試験研究炉の低濃縮化の状況に加えて、米国 DOE の PRO-X プロジェクトとの関連性、RI 製造（特に医療用 RI）及びサプライチェーンの確保、SMR をはじめとする次世代型発電炉における HALEU 利用との技術的つながりなど、様々な観点から引き続き注視していく必要があろう。

---

*Hironobu Uneski[1]

[1]Kyoto University

企画セッション | 総合講演・報告 | 「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会

[1I_PL] 1F廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP挙動に関する課題の整理

座長:勝村 庸介(原子力システム研究懇話会)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[1I_PL01] 本委員会の目標と活動方針

*和田 陽一[1] （1. 日立）

[1I_PL02] 実機調査から得られた課題

*高木 純一[1] （1. 東芝ESS）

[1I_PL03] JAEA/CLADS関連研究調査から得られた課題

*宮原 直哉[1] （1. MHI）

[1I_PL04] 実機解析調査から得られた課題

*三輪 周平[1] （1. JAEA）

[1I_PL05] 事故分析調査から得られた課題

*唐澤 英年[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2023年春の年会

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理

Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

（1）本委員会の目的と活動方針

(1) Aims and policy of activities of this research committee

*和田 陽一
日立

1. 本研究専門委員会設置の経緯

福島第一原子力発電所（1F）事故の後，2017 年度～2020 年度の 4 年間に設置された「シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）挙動」研究専門委員会（先の研究専門委員会）では、1F 事故における FP 挙動を調査し、FP 炉内分布や環境放出量評価における新たな技術課題を整理した。この活動を通じて FP 挙動に関する情報が共有され、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築した。活動成果は，今後 40 年超とされる 1F 廃炉作業等に継承するために、技術報告書としてまとめられた[1]。

しかし，先の研究専門委員会の活動では，格納容器内の FP 分布の把握、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響等、将来にわたる FP 挙動の予測にはまだ不十分なことから，「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会（本研究専門委員会）が 2021 年 6 月に原子力学会の 10 部会からの委員の参加により設置された。本研究専門委員会を通じて，1F 廃炉並びに軽水炉の安全性向上の取組に資するための調査・検討をさらに進めることとした。

2. 本研究専門委員会の目的

本研究専門委員会は、次の 2 つの目的の下に活動を進めている。

① 1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献。

主に事故後を対象とし，1F 事故事象に関する知見を整理，把握することで，廃炉期間中の FP 挙動（FP 分布把握、廃炉作業までの FP 移行、廃炉作業への影響など）を予測可能な水準まで評価技術を高めるための道筋を示すことにより、廃炉作業に貢献する。

② ソースターム予測技術の向上への貢献。

主に事故時を対象とし，1F 事故事象の把握で得た情報をソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げるための道筋を示すことにより、ソースターム予測技術の向上に貢献する。

3. 本研究専門委員会の活動方針と活動状況

上記の 2 つの目的の下に，2021 年からの 2 年間の具体的な活動として、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、担当幹事を中心とした「拡大幹事会」を 4 つ設置して検討すべき技術課題の調査を行い，委員会全体で技術課題に関する議論と課題の特定を行った。この検討結果を受けて，期間延長後の 2 年間では選定された技術課題に応じた複数のワーキンググループを設置して，各技術課題の解決に向けての必要な研究開発の道筋を検討する計画である（図１）。

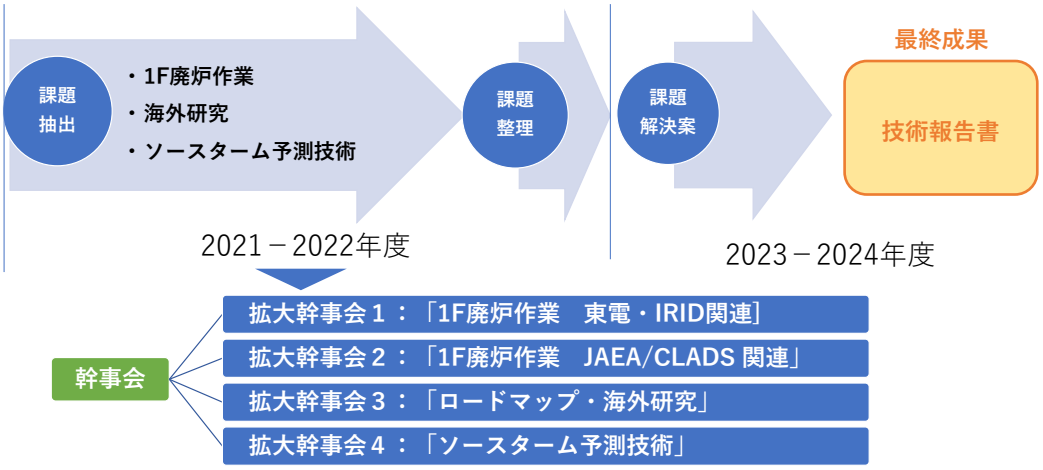


図１　拡大幹事会を通じた本研究専門委員会での課題の特定と成果まとめまでの流れ

本研究専門委員会に設置された拡大幹事会は，それぞれ担当幹事を含めて４、５名程度の人数で課題の抽出を行った。1F 廃炉や軽水炉の安全性向上に向けて取組がなされている以下の 4 つのテーマについて幅広く調査し、先の研究専門委員会で抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行った。

(1) 1F 廃炉作業／東京電力・国際廃炉研究開発機構（IRID）の取組

汚染水対策、燃料デブリ取り出し、および放射性廃棄物処理・処分の３つの課題に対し東京電力ホームページ[2]を中心に 1F での FP 挙動に関する情報を収集し、1F 廃炉に資するための技術課題を探った。具体的には，FP 挙動に加えてα核種のソースタームへの影響や汚染水等における FP のマスバランスの把握，デブリ取り出しでの技術的ニーズ/シーズの明確化，廃棄物管理における移行モデル整備等を挙げた。

(2) 1F 廃炉作業／JAEA/廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の取組

調査対象は CLADS における①基礎・基盤研究の全体マップ[3]、並びに②英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業[4]である。FP に関し，全体マップにおいては燃料デブリ取り出しにおける炉内状況把握の一項目として FP の状況把握が挙げられ，課題の詳細や関連研究が記載されている。この中から，サンプリング技術，デブリ性状、FP 分布の経年変化のメカニズム解明等を抽出した。

(3) ロードマップ・海外研究

1F 事故の後に改訂された、軽水炉研究開発、安全研究等に関するロードマップや Phenomena Identification and Ranking Table（PIRT）等を対象に 1F 前後での変更点等を整理し、重要な FP 挙動とその優先度を整理した[5,6]。その中から，ヨウ素等の化学的挙動，中長期的な再浮遊や再蒸発等の FP 移行の評価，SA 対策技術の影響評価等を課題として抽出した。

(4) ソースターム予測技術

原子力規制委員会(NRA)における各種技術評価委員会等における新たな知見や情報を整理し、1F 事故分析結果、現地調査結果に基づき課題を抽出し、1F における FP 挙動予測技術向上に関する課題の抽出を行った[7,8,9]。具体的には，シールドプラグや非常用ガス処理系等を通じた格納容器からの FP リーク現象の把握等を課題として抽出した。

4 つの拡大幹事会を通じた調査から、上記のような技術課題が抽出された。これらの技術課題を整理し，期間延長後の 2 年間では，選定された技術課題についてのワーキンググループ活動により必要な研究開発や技術の議論を深め 2 つの目的に貢献するための方策を検討していく。活動成果は技術報告書として取りまとめる計画である。

[参考文献]

[1] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9(2021/5).
[2] 東京電力ホームページ、福島への責任、公表資料、会議体等資料、中長期ロードマップの進捗状況、https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/index-j.html.
[3] 廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html.
[4] 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、https://www.kenkyu.jp/nuclear/
[5] 例えば、M. Pellegrini, et al., Nucl. Technol. 206, 9 (2020) 1449-1463.
[6] 日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2020、http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM-2020/TH-RM_2020.pdf.
[7] 原子力規制委員会、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、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html.
[8] 原子力規制委員会、福島第一原子力発電所廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/1F_tyosei/index.html.
[9] 原子力規制委員会、シビアアクシデント技術評価検討会、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/gh_severe_accident/index.html.

---

*Yoichi Wada
Hitachi

2023年春の年会

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理

Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

（2）実機調査から得られた課題

(2) Issues extracted from the field observations

*高木 純一[1]、和田陽一[2]、宮原直哉[3]、細見憲治[1]、駒義和[4]

[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]日立製作所、[3]三菱重工業、[4]原子力機構

1. 調査対象

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会では、その前身である「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会の活動成果を踏まえ、1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献、並びに、ソースターム予測技術の向上を活動目標とし、4 つの拡大幹事会で課題抽出を行った。そのうち、拡大幹事会 1 では実機調査として、事故後に公開された東電・IRID（経産省補助事業等）関連の直接的なデータを改めて俯瞰し、課題抽出に必要な情報の再収集、整理を行った。中長期ロードマップの進捗は月例の会議にて報告、検討されており、2013 年からは廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（現在は廃炉・汚染水・処理水対策チーム）の資料が公開されている。そのうち、以下の 3 分野に着目して情報収集を行った。

① 汚染水対策：汚染滞留水には炉心の燃料デブリから流出・移送された FP 成分が含まれており、放射能除去の過程で得られる汚染水、および、固体二次廃棄物に含有される放射能の情報を収集する。

② 燃料デブリ取り出し準備：PCV 内の燃料デブリの FP 情報の収集はこれから本格化するが、まずはこれまでに得られた FP 情報を収集する。今後のサンプリング・分析方針に対する提言が必要である。

③ 廃棄物処理・処分：大量に発生する廃棄物情報のデータベースから FP 情報を抽出する。ソースタームとの関連付けが困難であり、FP 挙動としての情報活用方針の検討が必要である。

2. 調査結果概要

(1) 汚染水対策

汚染水には PCV 内で発生した FP 核種（Cs 等のγ核種、Sr 等のβ核種）が移行している。特に事故直後は 10^6Bq/cm^3 相当の非常に高濃度の Cs、Sr 放射能が移行したことが確認されている。また、燃料デブリの主体であるアクチニド核種（U、Pu 等のα核種）も、近年、汚染水中や S/P 水中に存在することが報告されている。これら汚染水中の放射能は除去設備で系外除去されるが、1F サイト全体のマスバランス評価上は重要なデータとなる。α核種挙動のトピックスとして、2，3 号のトーラス室のサンプル分析結果に関する報告が抽出され、滞留水中のα核種の大部分が立方晶 UO_2 をベースとした酸化物の形態で 0.1μm のフィルタで除去されることが示された。図 1 に 2 号機トーラス室滞留水の分析結果を示す。[1]

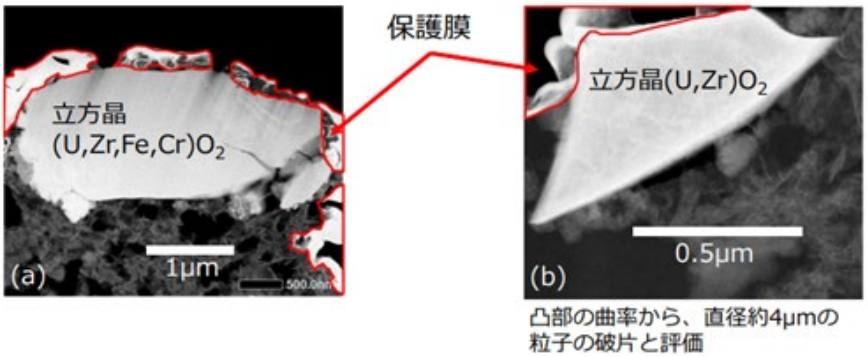


図 1　2 号機トーラス室滞留水 0.1μm フィルタろ過物 TEM/EDS 分析結果

(2) 燃料デブリ取り出し準備

燃料デブリ自体の核種組成や機械的物性などは、まだサンプリングがされていないこともあり、現時点では情報が少ない。また、FP 挙動としては化学形態が重要だが、汚染物質の化学形態については情報がほとんどない。全体的な状況として、取得されているデータは断片的であり、それらの情報を基に全体像を把握するための手段が必要である。図 2 に 1 号機 PCV 底部堆積物の例を示す。[2] 検出された粒子は約 2 μ m であり、$(U,Zr)O_2$ 母相の内部に高 Zr 領域を確認した。冷却過程で $(U,Zr)O_{2-x}$ から分離した α-Zr(O)相と推測される。

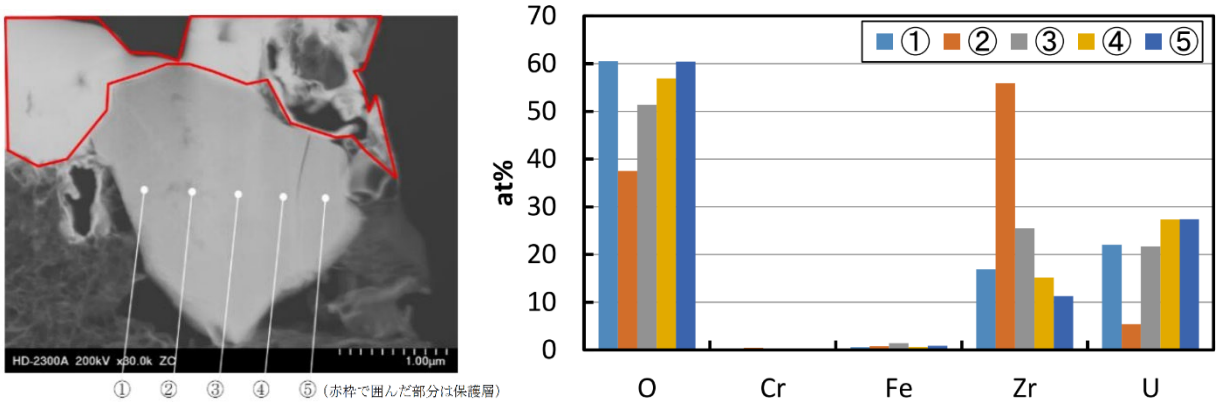


図 2　1 号機 PCV 底部堆積物から検出された粒子とその元素組成

(3) 廃棄物処理・処分

廃棄物分野はサイト内のすべての汚染物に関心があり、FP のみならずアクチニド、放射化生成物も含め挙動の全容を把握するニーズがあり、特に、処分安全において考慮すべき長半減期核種が重要である。固体放射性廃棄物の由来（発生源）は様々存在すると共に、核種のソースタームとして複数（燃料、放射化生成物）を考慮する必要があり、検討の対象が多岐にわたることになる。分析による調査では高線量廃棄物（PCV 内等）はサンプリングが難しく、実データを得にくいことは燃料デブリと同様の課題である。吸着材やスラリー等の水処理に伴う二次的な廃棄物は処理・処分等の施策において重要ではあるが、工学的な設計に基づいて制御、管理されたシステムに由来するので、FP 挙動の観点からの優先度は低い。

3. 調査結果より得られた課題

これらの調査結果から抽出された今後取り組むべき課題につき、以下に項目ごとに示す。本研究専門委員会ではこれらの課題解決に向けたアクションリストを関係諸機関に提供することを目的とする。

(1) 汚染水対策

① $\beta\gamma$ 放射能の FP 核種のインベントリーを正確に評価し、PCV 内、環境、汚染水におけるマスバランスを把握する。

② Cs 放射能を主体とする高放射性廃棄物は SARRY™ から、Sr 放射能を主体とする高放射性 HIC スラリー廃棄物は多核種除去設備にて定常的に除去されており、その放射能インベントリーを評価する。

③ α 核種には溶解性と非溶解性とがあり、PCV 内/建屋内滞留水への残留、系内への付着、汚染水への移行等の挙動を正確に評価し、α 核種のインベントリー、化学形態、溶解度等を把握する。

(2) 燃料デブリ取り出し準備

① 今後の燃料デブリ取り出しに向け、燃料デブリ取り出し作業におけるリスク評価、被ばく評価の手法を検討し、必要とされる情報の質と量とを明確にする。（ニーズの評価）

② そのため、燃料デブリのサンプリング・分析の目的、方法・技術、評価項目、実機適用性、等を、多方面と連携して策定する。（シーズの評価）

③ デブリ取り出し時のリスク評価、被ばく評価（例：PCV 内における Cs の存在量分布等）に向けて、実測値との比較により既存のソースタームの評価技術を向上させる。（ニーズとシーズのマッチング）

(3) 廃棄物処理・処分

① 核種移行のモデルを開発し、インベントリー評価につなげる。このモデルは事故進展を詳細に反映する必要はないが、汚染の様態を再現するよう分析データを活用する。

② 事故発生当時とそれ以後の汚染、また、空気経由と水経由の汚染を、それぞれ分けて評価を行う。

③ 求めたインベントリーの不確実性の統計的な評価を行う。

4. 今後の進め方

これまで、拡大幹事を選任して調査を分担し、主に東京電力 HD および IRID の公開情報をもとに事故後 10 年の公開情報を網羅的に調査、整理した。この結果を受け、以下の課題抽出を行った。

i. FP マスバランスの評価精度の向上

ii. 燃料デブリ取り出しに向けて必要なサンプリング・分析方針の提言

今後の 2 年間の活動においては、これまでの研究専門委員会活動で蓄積してきた FP 挙動のシナリオとの適合性を吟味しつつ、課題解決に向けたアクションリストの策定に取り組み、1F 廃炉作業への貢献に資するものとする。

参考文献

[1] 東京電力 HD ホームページ
1～3 号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果（2020 年 11 月 26 日）
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2020/d201126_08-j.pdf

[2] 東京電力 HD ホームページ
福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果
「第 6 回進捗報告」について（添付資料 5）サンプル分析による事故状況の把握（2022 年 11 月 10 日）
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/221110j0109.pdf

---

* Junichi Takagi[1], Yoichi Wada[2], Naoya Miyahara[3], Kenji Hosomi[1], Yoshikazu Koma[4]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Hitachi Ltd., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理

Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

（3）JAEA/CLADS 関連研究調査から得られた課題

(3) Issues extracted from the fundamental research in JAEA/CLADS

*宮原　直哉[1]，唐澤　英年[2]，井元　純平[2]

[1]三菱重工業(株)，[2]日本原子力研究開発機構

1. 調査対象

本委員会では、福島第一原子力発電所（1F）における核分裂生成物（FP）挙動に関する情報の調査や、専門家間での議論を通じて、1F 廃炉作業の効率化及びソースターム予測精度向上に向けた FP 関連課題を抽出し、その解決のための大きな道筋を示すことを目的としている（本シリーズ発表(1)）。本報では、FP 挙動に関する基礎・基盤研究の視点から課題を抽出するため、廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）が所管する基礎・基盤研究の全体マップ[1]のうち「FP の状況把握」のカテゴリで整理されている資料（英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業[2]報告書等）を中心に調査を実施した。また、日本原子力研究開発機構（JAEA）を主体に実施されているその他の FP 関連基礎・基盤研究についても何件かをピックアップして調査を実施した。調査の結果から、本委員会として取り組むべきいくつかの FP 関連課題を抽出した。

2. 調査結果

表 1 に、調査した資料とその内容（得られた成果等）及び各資料の内容から見えてくる課題について、概要を整理した（ここでの課題は、各資料の内容に対するものであり、調査者の所感を含む）。

JAEA/CLADS で実施されている基礎・基盤研究は、Cs 含有放射性微粒子の分析等のミクロな視点の研究（No.1, 2）から、総合的な 1F 炉内状況把握（No.4, 5）といった全体を俯瞰した研究まで幅広く実施されており、燃料デブリの劣化（No.3）やコンクリート内への Cs の浸透（No.6）等の長期的な視点での研究も実施されている。また、線源分布の推定（No.7）やサンプル分析（No.8）など、1F 実機データ取得と、その活用方法に係る研究も実施されている。総じて、FP の移行過程に着目した研究が多く、1F 実機サンプル（燃料デブリ、Cs 含有放射性微粒子等）のデータが、そのための重要なリファレンスになるものと考えられる。

3. 調査結果より得られた課題

表 1 の調査結果に基づき、本委員会として取り組むべき FP 関連課題を下記(1)、(2)の通り抽出した。課題の抽出においては、本委員会の活動目的に鑑み、①課題解決が 1F 廃炉作業の効率化やソースターム予測精度向上に繋がること、②多くの研究者に課題として認識されること、及び③課題を技術的に深堀りする余地があること、の 3 点を考慮した。今後は、課題を更に深掘りし、具体的なアクション事項まで落とし込むことで、FP 関連研究の更なる活性化に貢献すべく活動していく予定である。

(1) FP 移行時の物理化学プロセスの解明

FP 移行時の物理化学プロセスの解明は多くの研究において課題とされており、ソースターム予測精度向上のみならず、1F 廃炉作業の効率化への貢献にもつながる（FP 形態に応じた除染方法の検討など）。

(2) 1F 実機取得データの活用方法の検討

1F 実機取得データの様々な活用方法を想定して分析ニーズを整理することは、FP 挙動の解明の観点でも有用であると考えられる。また、点データからマクロな状況（現象）を推測する統計的手法は確立されておらず、議論の余地がある。この手法が確立されれば、FP 分布の全体像把握や 1F 廃炉に係る安全評価の合理化につながるものと考えられる。

表 1　JAEA/CLADS 関連研究の調査結果概要

No.	資料名	内容（得られた成果等）	見えてくる課題（所感含む）
1	H30 年度英知事業 放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献[3]	• Cs 含有放射性微粒子の回収分離技術の開発を開始 • Cs 含有放射性微粒子の分析（同位体組成等）を開始	• 炉内外で取得されるサンプルの分析技術の開発 • Cs 含有放射性微粒子の生成機構の解明 • Cs 含有放射性微粒子の生成量の評価（代表性） • 1F 廃炉において取得されるサンプル及びそれに関する情報の管理
2	R1 年度英知事業 放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献[4]	• Cs 含有放射性微粒子の組成を分析し、いくつかのタイプ（A, B,C）に分類 • Cs 含有放射性微粒子及びその情報を管理するためのサンプルアーカイブを整備	
3	R1 年度英知事業 放射線・化学生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構解明[5]	• 放射線、化学及び生物的損傷による燃料デブリの劣化機構解明のための研究を開始 • 予備検討として分析手法の検討、代表物質の選定等を実施	• 燃料デブリや構造材等の長期的な劣化の有無、メカニズム及びその影響
4	廃炉・汚染水対策事業費補助金 総合的な炉内状況把握の高度化 平成 28 年度成果報告[6]	• 炉心物質のスランピングが事象進展に影響を与えた可能性 • FP 化学特性として、Cs が鋼材中の Si と化学反応を起こすことを解明	• 炉内状況推定の精度向上（内部調査データの蓄積、1F 事故解析技術の高度化（スランピング、FP 移行ルート、FP 化学モデルの取り込み等)）
5	廃炉・汚染水対策事業費補助金 総合的な炉内状況把握の高度化 平成 29 年度成果報告[7]	• 号機ごとに知見を集約し、燃料デブリの分布・RPV・PCV 状態の推定図を作成 • PCV トップフランジが 1F 事故時の主要な FP 移行ルートの 1 つであったことを特定	
6	H28 年度英知事業 汚染コンクリートの解体及びそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討[8]	• 1F コンクリートの事故時温度分布を解析し、コンクリート変質条件を評価 • 模擬変質コンクリートへの FP 拡散・収脱着挙動を評価	• コンクリートの変質や浸透汚染の経時変化に関する更なる現象把握 • 基礎知見を反映した廃棄物の処理･処分方針の検討
7	廃炉・汚染水対策事業費補助金 被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発[9]	• 原子炉建屋の構造及び空間線量率から線源位置を特定し、除染や遮蔽による線量率変化を解析することで、被ばく低減効果を評価できるシステムの開発を開始	• 1F 現場環境改善の合理化 • 実機データ蓄積（線量率測定）、研究（線源推定）及び廃炉現場作業の 3 者連携の効率化
8	JAEA レポート 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について[10]	• 燃料デブリの取出し等における課題と分析ニーズを整理し、分析対象項目、分析手法及び取得位置やサンプル重量／寸法等を整理。	• サンプルの平均的な特徴とばらつきの評価方法の整備 • 点データからマクロな現象を推測する手法の整備

参考文献

[1] 廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html.
[2] 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、https://www.kenkyu.jp/nuclear/
[3] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び茨城大学、「放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献（委託研究）;平成 30 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 2019-041、2020.
[4] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び茨城大学、「放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献（委託研究）;令和元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 2020-033、2021.
[5] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び東京工業大学、「放射線・化学生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構解明（委託研究）;令和元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 2020-046、2021.
[6] 国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成 28 年度成果報告」、平成 29 年 6 月.
[7] 国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成 29 年度成果報告」、平成 30 年 6 月.
[8] 北海道大学、「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討; 平成 30 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」、平成 31 年 3 月.
[9] 岡本ら、「被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発 (1)全体計画」、日本原子力学会 2022 秋の大会、2B10.
[10] 日本原子力研究開発機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」、JAEA-Review 2020-004、2020.

---

*Naota Miyahara[1], Hidetoshi Karasawa[2], Junpei Imoto[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理
Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

（4）実機解析調査から得られた課題

(4) Issues extracted from the results of severe accident analyses

*三輪 周平, 塩津 弘之

JAEA

1. 調査対象

本委員会では、1F 廃炉や軽水炉の安全性向上に向けての取組を対象に幅広く調査し、「シビアアクシデント（SA）時の FP 挙動」専門委員会で抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行い、その解決に向けた大きな道筋を示すことを目的としている。本件では、1F 事故やその実機解析結果を踏まえて、軽水炉の安全研究、研究開発基盤整備等における FP 挙動等の課題や研究開発優先度を示したロードマップや Phenomena Identification Ranking Table（PIRT）がアップデートされていることから、以下に示す実機解析の結果、国内外の各種委員会等で発行されている各ロードマップ、PIRT の調査を行い、FP 挙動に関する課題を抽出した。

実機解析： NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station（BSAF）[1]

ロードマップ、PIRT： 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020（熱水力ロードマップ 2020）[2]、SA 評価に関する調査研究報告書[3]、水化学ロードマップ 2020[4]、Severe Accident Research Network of excellence（SARNET） PIRT [5]

2. 調査結果概要

実機解析、各ロードマップ・PIRT において示されている重要な FP 挙動について表 1 に示す。

BSAF[1]は、様々な SA 解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON 等）を用いた事故進展解析結果を整理し、得られた知見を有効に活用するとともに、各解析コードの効率的な開発に展開するために 2012 年に開始された。フェーズ 1 では。事故後 6 日間の圧力容器（RPV）と格納容器（PCV）内部での熱水力状態の推移に着目した解析が実施され、フェーズ 2 では、解析対象期間を 3 週間に拡大し、FP 放出の解析も含めて実施された。本取組において、解析担当者間で不確かさが大きい現象について合意がなされ、プールスクラビングや中長期にわたる FP 再移行、FP 化学形態が挙げられた。プールスクラビングは、1F 事故で想定される高温の水中、高いガス注入速度、および急速な圧力低下時の挙動評価の重要性について示された。また、FP 再移行では燃料デブリからの浸出は解析コードでは考慮されておらず、再移行のモデルの不確かさ低減とともに重要性が示された。また、FP 化学形態では、欧米でも知見が乏しい BWR 制御材ホウ素によるセシウムの化合物生成の評価についての重要性が示された。

熱水力ロードマップ[2]は、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示したもので、1F 事故を受けて改訂活動が進められた。安全評価技術マップ及び基盤 R&D 技術マップから成り、熱水力に係る技術の成熟や広範な技術に立脚し、現行炉と新型炉を対象に短期・中期・長期・継続の課題を抽出したもので、規制への要請や他分野との関連を考慮している。FP 挙動に係る研究実施の優先度として、炉心の高温領域における挙動（制御材の影響、ルテニウム挙動、FP 化学挙動）、ヨウ素化学、エアロゾル挙動、FP 除去、リークパスにおける FP 除去等が高いと評価された。FP 化学挙動は化学反応データベースの整備や速度論的な取扱いの必要性検討、ヨウ素化学はモデルの高度化、エアロゾル挙動はエアロゾ

ル粒径の解析精度の向上についての重要性が示された。また、FP 除去についてはプールスクラビングにおける不確かさの低減、SA 解析コードの原子炉建屋（R/B）への適用性評価が重要であることが示された。

SA 評価に関する調査研究報告書[3]は、1F 事故の事象進展解明に向けて、解析コードの効果的な改良に必要な改良の優先度付けを行うために、シミュレーションに対する課題を摘出し、SA における重要項目を選定したものである。1F3 号機を検討対象とし、事象として RPV 内で 677 件、PCV では 358 件、R/B で 124 件を抽出し、重要度や現状の知識レベルをもとにランク付けを行っている。FP に係る重要な挙動として、炉心からの放出挙動、FP 化学挙動、エアロゾル挙動について挙げられている。炉心からの放出挙動は溶融燃料からの放出や制御材ホウ素の影響評価の重要性が示されている。また、FP 化学挙動については、SA 早期～後期において高温領域から低温領域までの移行時の多岐にわたる挙動について重要性が示されている。また、エアロゾル挙動については R/B についての評価の重要性も示された。

水化学ロードマップ[4]は、これまで設備・機器の腐食抑制、被ばく線量低減、放射性廃棄物低減を通じてプラントの安全性、信頼性、経済性向上に貢献してきた水化学について、今後の高経年化対応や燃料高度化、安全性向上において新たに生じ得る課題を予見し、効果的に対応するための研究の基盤と成果の活用を示したものである。重要な FP 挙動として、炉内の FP 挙動としては、高温水/蒸気中の FP の燃料材料、構造材料との相互作用（化学形態の変化と構造材への沈着、放出挙動）、長期的な化学形態変化に伴う FP 移行現象の解明と系統外への放出および除去特性について重要性が示されている。また、FP 除去特性として、フィルタベントをはじめとする各種除去性能に及ぼす化学形態、水化学放射線照射の影響について重要性が示された。

SARNET[5]は、欧州において SA における未解明事象に関する不確かさ低減、SA 関連知見の拡充等を目的として欧州にて開始されたプログラムで、欧州の研究計画 FP6 の中で優先度の高い事象を評価し、PIRT としてまとめた。また、FP7 において、1F 事故を受けて優先度の高い事象をレビューし、PIRT を改訂している。PWR を対象として検討がなされており、FP 挙動としてはルテニウムとヨウ素の挙動が重要とされている。一方、1F 事故を受けて、再冠水時の挙動の内、後期において重要性のランクが上がった。

3. 調査結果より得られた課題

調査結果より、実機解析、各ロードマップ・PIRT において示されている重要な FP 挙動をもとに、FP 挙動の予測技術を向上させるために研究開発の実施が必要な課題としては以下の三点にまとめた。化学挙動については従前からヨウ素等について重要性が示されていたが、1F 事故を受けて、セシウムの挙動や制御材ホウ素の影響について重要性が高まった。中長期的な FP 移行については、1F 事故が長期間継続したことを受け、FP 分布等の予測において、FP の再移行評価についての重要性が高まった。SA 対策の影響評価についても、1F 事故を受けて評価が必要になり、プールスクラビング挙動の不確かさ低減の必要性が高まった。

(1) 化学の適用：セシウム、ヨウ素、ルテニウムの挙動、制御材ホウ素の影響評価、等
(2) 中長期的な FP 移行の評価：再浮遊、再蒸発、水相を介した移行、等
(3) SA 対策の影響評価：フィルタードベントにおける挙動、等

参考文献

[1] 例えば、M. Pellegrini, et al., Nucl. Technol. 206, 9 (2020) 1449-1463.
[2] 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ, 熱力学ロードマップ 2020, 令和 2 年 9 月.
[3] 「シビアアクシデント評価」研究専門委員会, シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書, 平成 26 年 11 月.
[4] 水化学部会, 水化学ロードマップ 2020, 令和 2 年 3 月
[5] W. Klein-Heßling, et al., Ann. Nucl. Energy, 74, (2014) 4-11.

表 1　実機解析、各ロードマップ・PIRT において示されている重要な FP 挙動
（重要度を高・中・低で記載）

重要な FP 挙動	BSAF（2020）	熱水力ロードマップ 2020（2020）	SA 評価に関する調査研究報告書（2014）	水化学ロードマップ 2020	SARNET PIRT	
					FP6（2008）	FP7（2014）
燃料からの FP 放出		中：既存モデルの適用性	**高**（早期）：溶融燃料からの放出		**高**：Ru について酸化雰囲気（高燃焼度燃料及び MOX 燃料への空気侵入条件）	
特定 FP（特に Ru）の挙動		**高**：実機条件下の実験				
制御材等の影響	**高**：ホウ素の影響		**高**（早期*）：ホウ素の影響			
再冠水時の挙動		中：既存モデルの適用性検討や福島デブリサンプルの分析が必要			低：FP 放出	**中**（後期*）
溶融固化後の再加熱の影響						
高温 FP 化学の影響	**高**：化学反応による揮発性 FP の生成の評価が必要	**高**：化学反応データベースの整備、速度論的な取り扱い	**高**（早期～中期*）：凝縮、再蒸発、吸着挙動 **高**（後期*）：再蒸発、海水影響、有機ヨウ素	**高**：FP の燃料材料、構造材料との相互作用	**高**：ヨウ素及び Ru の化学種	
PCV 内ヨウ素挙動	**高**：水からのヨウ素放出挙動	**高**：解析コードにおけるモデル	**高**（後期*）：ヨウ素化学			
エアロゾル挙動		**高**：エアロゾル粒径	**高**（中期～後期*）：PCV 内挙動 **高**（後期*）：R/B 内挙動		低：保持、PCV クラックからの漏洩、冷却系での再蒸発評価が必要	
Cs 粒子（CsMP）挙動		中：CsMP（TypeA）、CsMP（TypeB）のモデル				
FP 除去（プールスクラビング）	**高**：特に高温の水中、高いガス注入速度、および急速な圧力低下	**高**：モデル高度化		**高**：化学形態、水化学放射線照射の影響		
環境へのリークパス・FP 除去	**高**：RPV から PCV、環境へのリークパス	**高**：SA 解析コードの適用性評価・拡張				
中長期的な FP 移行	**高**：FP とコンクリート等との反応 高：FP の再移行	中：水相への浸出		**高**：化学形態変化、系統外への放出・除去特性		

*早期：スクラムから RPV 破損、中期：RPV 破損から PCV 破損、後期：PCV 破損以降

* Shuhei Miwa and Hiroyuki Shiotsu

JAEA

2023年春の年会

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理

Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

（5）事故分析調査から得られた課題

(1) Issues extracted from the investigations of accident analyses by NRA

*唐澤　英年[1]，岡田　英俊[2]，日高　昭秀[3]

[1]JAEA，[2]エネルギー安全技術研究所，[3]新潟大学

1. 調査対象

本委員会の目的の一つである「ソースターム予測技術向上への貢献」に資するため、原子力規制委員会(NRA)で実施している「東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」と略す）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）の会合資料[1)]を調査した。事故分析検討会は 2019 年 9 月に開催された原子力規制委員会で承認された検討会で、現場アクセスの可能性や廃炉作業の進展等により追加的に実施できる調査・分析の内容を基に、事故時の事象進展や状況の詳細な検討が可能な範囲を対象として検討を行っている。

2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討を取りまとめた「1F 事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」[2)]で参考にした会合資料、及び 2021 年 3 月以降の会合資料を調査した。中間取りまとめでは、第 1 章「原子炉格納容器(PCV)からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所に関する検討」、第 2 章「原子炉建屋における水素爆発の詳細分析」、第 3 章「原子炉冷却のための機能すべき機器の動作状況に関する検討」の構成となっているが、FP 挙動に関連する第 1 章に関連する会合資料を対象とした。

拡大幹事会 4 では、以下の 3 分野に関連する会合資料を調査した。

(1) 非常用ガス処理系(SGTS)配管系の汚染状況とその形成メカニズム
(2) オペレーションフロア（以下「オペフロ」と略す）及びシールドプラグ（以下「SP」と略す）付近の放射線量と SP 下面におけるセシウム(Cs)の存在
(3) 建屋内線量分布（中間とりまとめでは特に章立てはしていないが、FP 挙動評価に重要）

2. 調査結果

主な調査結果を下記に示す。出典は、()内に事故分析検討会の回数(#)と会合資料番号を示す。

(1) 非常用ガス処理系(SGTS)配管系の汚染状況とその形成メカニズム

耐圧強化ベントラインは、圧力抑制室(S/C)から電動(MO)弁、ラプチャーディスク(RD)を経て、SGTS からのラインと逆止弁(GD)(#10_4-2)を介して合流し、主排気筒に接続している(#12_5-2)。また、1, 2 号機共用の主排気塔には頂部までのベント配管は無いが、3, 4 号機共用の主排気塔には頂部までのベント配管が有る構造となっている(#12_5-2)。耐圧強化ベントラインにおける汚染状況は、NRA による 10 回の調査(#9_4)と東京電力ホールディング㈱（東電 HD）の調査資料に基づき明らかにされている(#8_2, #10_4-3)。ベント配管の汚染に関する事故分析検討会での論点を以下に示す(#8_3, #9_3, #10_4)。

① 2 号機は最後までベントに成功しなかったと判断する考え方

2 号機 RD 付近の汚染は 0.05 mSv/h で、1 号機 RD 付近の汚染の数千 mSv/h と比べて低く、事故時に 2 号機 RD 付近に FP が通っていないことを意味している(#8-3)。従って、2 号機ベントは成立していない(#9_3)。

② 1, 2 号機共用主排気塔下部の高汚染の原因

1, 2 号機共用主排気塔下部の汚染(約 6,000 mSv/h)は、3, 4 号機共用排気筒下部の汚染(3 mSv/h))の 1,000 倍程度であった(#8_2)。上記記載(#12_5-2)のように、1, 2 号機ベント配管は排気筒下部に接続

しているためベントガスが排気塔基部に滞留したと考えた[2)]。

③ 1, 2 号機と 3, 4 号機の排気塔下部汚染レベルの差の要因

S/C での減圧沸騰によるスクラビング効果への影響は小さいことを、大型実験装置により確認した(#8_4)。また、スクラビング時の水深は、3 号機の方が 1 号機よりも深く、3 号機の方が 1 号機よりも除染効果が高い(#10_2)。従って、スクラビング効果では、1, 2 号機と 3, 4 号機の汚染レベルの差を説明できない。

④ 2 号機 SGTS 配管と 1 号機 SGTS 配管の汚染レベルの差

1, 2 号機共有排気塔基部で 2 号機耐圧ベントラインが 1 号機耐圧ベントラインに合流しているが、2 号機 SGTS 配管(0.1~1 TBq オーダー)の方が 1 号機 SGRS 配管(0.01~0.1 TBq オーダー)より汚染レベルが高い(#14_4, #22_5-2)。熱流動解析による検討を行い (#14_4-1, #32_3)、逆流量などの境界条件を見直し、水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への移動が、汚染パターンの主なメカニズムと結論づけた(#35_1-2)。

⑤ 1 号機 S/C 内の真空破壊弁周辺に高い汚染

解析から、真空破壊弁で D/W と W/W を均圧させるほどのバイパスが生じた可能性は低い(#10_2)。今後、1, 2 号機共用排気筒下部のドレイン水等ベントガス組成の痕跡を分析し、真空破壊弁のバイパス流量の推定を行う(#11_2-2)。

(2) オペフロ及び SP 付近の放射線量と SP 下面における Cs の存在

SP は頂部カバー、中間カバー、底部カバーの 3 層構造で、各カバーは直径約 12 m、厚さ約 0.62 m、重さ約 50 t で、カバー間の隙間は約 10 mm で、各カバーは 3 分割となっている(#14_5-1)。各号機の汚染状況を以下に示す。

① 1 号機(#10_6-3)

SP は、水素爆発により下方への衝撃によりズレた。吊り下げにより測定した中間カバー下の最大線量率は 1,100 mSv/h であり、事故時の高い PCV 圧力の条件下ではフランジ部からの漏えいがあったものと考えた。3D 計測により、SP のたわみ量は 80～170 mm であった(#27_2-1_別添 2)。

② 2 号機

水素爆発が起きなかったため、頂部カバー表面の汚染により頂部カバーと中間層カバーの隙間に蓄積している Cs-137 の汚染密度を以下の 3 方法の測定結果から推定した;a)オペフロ床表面から 150 cm 位置での周辺線量当量率の測定(#31_3)、b)コリメータ付き線量計による表面から 30.5 cm 高さでのγ線線量率の測定(#15_4)、c)新たに穿孔した穴 13 個と既存穴(直径 5 cm,深さ 7 cm)2 個に線量計を挿入して線量当量を測定(#21_5-4, #22_3-3, #27_2-1)。いずれの推定でもオペフロ内壁の寄与の推定にはかなりの「不確かさ」があるが、頂部カバー下面に大量の Cs-137 が存在していることは間違いないとしている(#31_3)。SP の形状測定では 30～60 mm 程度の落ち込みがあり(#27_2-1_別添 2)、この種の変形による SP の継ぎ目が放射性物質の放出経路になったと考えた(#28_2-1-3, #32_4-1)。落ち込みの原因は、構造解析により自重変形の可能性が示された(#32_4-2)。

③ 3 号機

建屋が水素爆発で破損したため SP は雨ざらしの状況であったが、表面を掘削し除染を行っている(#21_3-3)。SP 上の平均汚染密度は 2.6E+10 Bq/cm^2 で、半径 6 m の SP 隙間全体に平均の密度で一様に Cs-137 があるとすると、総量で約 30 PBq となる(#22_3-3)。SP は中央部に約 300 mm の変形が確認されたが、原因は天井クレーン等の落下と推定されている(#27_2-1 別添 2)。

(3) 建屋内線量分布

NRA の現地調査により、1 号機原子炉建屋 1, 2, 3, 4 階(#27_2-2, #29_2)、2 号機オペフロ(γカメラによる測定)(#11_3-1)、2 号機原子力建屋 5 階(#30_3-1) 、3 号機原子炉建屋 1, 2 階(#27_2-2)の線量測定が行われた。また、JAEA にて、瓦礫試料やドレンサンプ水試料(#14_4-2, #15_5, #21_4-1)、建屋等スミア試料

(#22_4-1, #27_4-1, #29_1-3,)の分析・評価が行われた。

3. 調査結果より得られた課題

本委員会の目的の一つである「ソースターム予測技術向上への貢献」の観点から、以下の課題を抽出した。

課題 1；ベントガス放射線量評価（上記(1)-③⑤に対応）；ベントラインの汚染程度や PCV 内線量分布などのデータから、事故進展シナリオを見直す必要がある。

課題 2；ベントラインの汚染メカニズム（上記(1)-④に対応）；現行の SA 解析では、ベントガスは S/C 気相部から排気塔を介して環境へ直接放出されるとしている。このため、事故進展に沿ったベントラインでの汚染メカニズムを検討する必要がある。

課題 3；PCV リーク経路の確認（上記(2)に対応）；現行 SA 解析で PCV リークは想定しているが、SP を介する放出経路（リーク）は想定していない。

4. 今後の進め方

上記課題解決のためには、1F 現場で得られるデータをソースタームの観点から見直し、環境への FP 放出モデルを改良する必要がある。各課題の解決に向けた対策案を以下に示す。

課題 1；ベントガス放射線量評価；ベントラインの汚染程度、PCV 内線量分布等の実測値、及びモニタリングポストでの測定値や WSPEEDI の解析結果 [3]などと、事故進展シナリオから得られる推定値を比べ、事故進展シナリオを見直していく。

課題 2；ベントラインの汚染メカニズム；ベントガス放出のタイミングやベントガスの組成に関するデータを基にしたベントラインでの汚染量から、フィルタードベントシステムの汚染程度を評価する。

課題 3；PCV リーク経路の確認；事故時の PCV 内圧力挙動から PCV トップフランジからのリークタイミングを推定し、SP の蓄積量からリーク量を推定し、これらから事故進展シナリオを見直す。そして、SP での除染効果を評価する。

これらの検討・評価をワーキンググループで行い、FP 放出モデル改良の一助になるように活動経過・結果を技術報告書にまとめていく。なお、重要なデータが得られる事故分析検討会は継続中なので、今後も引き続き注視していく。

参考文献

1) 原子力規制委員会、「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」、https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.htm
2) 原子力規制委員会、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」(2021/3/5)、000345595.pdf (nra.go.jp)
3) G. Katata, et.al., “Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model”, Atoms. Chem. Phys., 15, 1029(2015).

*Hidetoshi Karasawa[1], Hidetoshi Okada[2] and Akihide Hidaka[3]

[1]JAEA, [2]IEST and [3]Niigata University

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

[2I_PL] 燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

座長:佐々木 隆之(京大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[2I_PL01] 燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況の概要

*中野 純一[1] （1. NDF）

[2I_PL02] 事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況

*溝上 暢人[1] （1. 東電HD）

[2I_PL03] 燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況

*小山 真一[1] （1. JAEA）

[2I_PL04] 燃料デブリの経年変化特性の推定状況

*鈴木 晶大[1] （1. NFD）

[2I_PL05] 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

*鎌田 正輝[1] （1. MHI）

[2I_PL06] 総合討論

*モデレーター: 加藤 和之[1]、講演者全員 （1. NDF）

©日本原子力学会

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（1）燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況の概要

(1) Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization

*中野 純一，加藤 和之

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故は、これまで前例のない沸騰水型原子炉の炉心溶融事故であるとともに、停電により温度をはじめとする多くのプラントパラメータの記録が存在しない。さらに、安全機器の作動状況が不明瞭であること、事故収束のために海水注入が行われたこと等が影響して、炉内状況、燃料デブリの状態、核分裂生成物の放出経路等に多くの不確かさが含まれている。不確かさの幅を低減することができれば、安全評価及び安全対策において過度な安全裕度を含める必要がなくなり、廃炉の迅速性、合理性の向上が可能となる。燃料デブリの性状を把握し、不確かさの幅を低減するため、資源エネルギー庁の廃炉・汚染水・処理水対策事業では、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」を実施している。

2. 燃料デブリの分析

図 1 に分析・調査結果の反映先とその関係を示す。燃料デブリの分析結果は、「取り出し工法」、「保障措置」、「保管・管理」、「処理処分」の検討へ反映させるべき重要な基礎情報である。さらに、事故前及び事故時の情報と照合することで、事故履歴の推定、事故時に起きた現象の理解へとつながり、上述の反映先へ間接的な情報を示すものである。反映先の必要性は廃炉の進捗とともに変化し、適切な分析結果により廃炉工程上の検討の不確かさの幅を小さくすることが期待される。

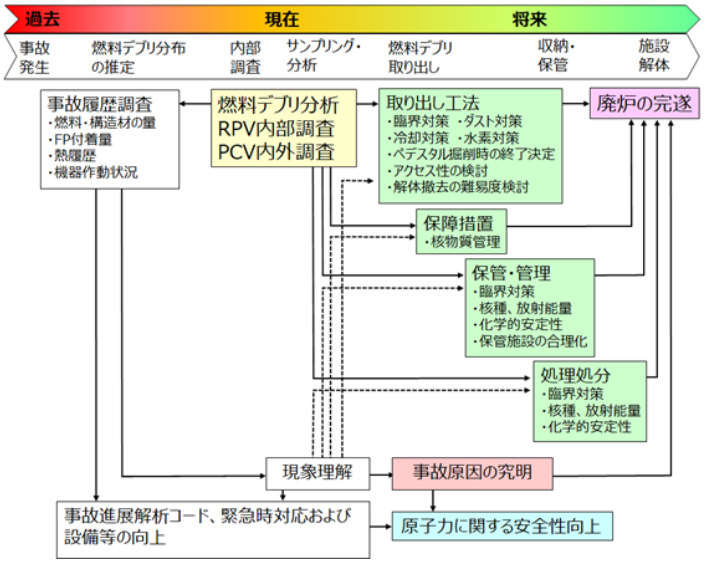


図 1 分析・調査結果の反映先とその関係

廃炉・汚染水・処理水対策事業の一部として、燃料デブリの性状を把握する上での課題を検討し、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」を設定している。各機関が分担して廃炉研究開発を実施している。本企画セッションでは、その中の代表的な以下の 4 件について進捗状況を紹介する。

- 事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況
- 燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況
- 燃料デブリの経年変化特性の推定状況
- 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

*Junichi Nakano and Kazuyuki Kato

Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（2）事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況

(2) Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS

*溝上　伸也[1]，溝上　暢人[1]

[1] 東京電力 HD

1. はじめに

本発表では燃料デブリ性状把握・推定技術に関係する東京電力の取り組みとして、福島第一原子力発電所（1F）の事故調査中長期計画及び汚染物サンプルの分析について取り上げる。

2. 事故調査中長期計画

1F 事故の調査・分析について、「社内事故調査報告書」や「原子力安全改革プラン」、「未解明問題検討」において、事故に関する事実関係の整理や原因分析、教訓の抽出等の調査・分析を行い、適宜安全対策に反映してきた。事故進展の理解深化や発電用原子炉の更なる安全性向上には、現場からの情報の取得が重要であるが、今後の廃炉作業に伴って現場状況が改変する際に適切に現場情報が採取されないと、事故の調査・分析に有用な貴重な情報が失われるおそれがある。そこで、事故調査を計画的かつ主体的に進めていくことを目的として、2021 年 11 月に事故調査中長期計画を策定し、2022 年 9 月には進捗を踏まえた改訂を行った。中長期計画は、事故進展に関連する系統の撤去など事故調査に影響する廃炉作業のステップを元に、社内外の関係者のニーズ等を反映し作成した。計画に基づき 2021 年度は、今後の原子炉建屋内の調査計画立案に資する情報を取得するための 1,2 号機原子炉建屋上部階調査や、2 号機シールドプラグ内に蓄積している可能性が指摘される大量の Cs 汚染の推定確度向上のための 2 号機シールドプラグ穿孔部調査などを実施した。

3. 採取サンプルの分析状況

1F 廃炉作業や事故調査に伴い取得される様々なサンプルについては、JAEA/NFD/IRID と協働して分析を進めている。一例として、1/2 号機 SGTS 配管内部から採取したスミアろ紙から検出された U を含有する微粒子の TEM 像を図に示す。左の粒子は立方晶 UO_2 の周囲に Fe が存在する粒子で、蒸気圧の低い Zr が含まれないこと等から蒸発・凝縮由来で生成したと推定される。右の粒子は気泡内に Mo-Tc-Ru-Rh-Pd 金属析出物が見られ、これは通常運転時の燃料にも見られる組織であることから、溶融を経ずに生成した可能性がある。こうした微粒子であっても、その生成プロセスを検討することにより、粒子生成時の環境条件の情報を得ることができる可能性があり、事故進展の理解や、デブリ性状把握への活用が期待される。

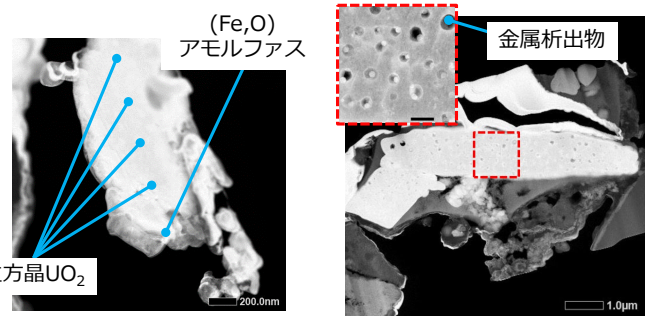


図　蒸発・凝縮により生成したとみられる粒子(左)と通常の燃料組織が残る粒子（右）

5. 謝辞

本発表は、資源エネルギー庁『平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)』により実施した研究成果を含みます。

*Shinya Mizokami[1] and Masato Mizokami[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（3）燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況

(3) Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project

＊ 小山　真一[1]、池内　宏知[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

性状が不明、かつ分析が容易ではない燃料デブリについて、福島第一原子力発電所(1F)からの着実な取出しに向け、我が国の総力をあげてその特徴を評価できる分析技術・体制の構築が喫緊の課題となっている。

2. 分析精度向上に係る活動の成果とそれを支えるオールジャパン体制

燃料デブリの基本量として重要と考える「形態」、「核種・元素量」、「相状態・分布」、及び「密度等」のうち、「核種・元素量」に焦点をあて、日本核燃料開発株式会社（NFD）、MHI 原子力研究開発株式会社(NDC)、日本原子力研究開発機構(JAEA)に対し、それとは独立した機関（東北大）で調製された模擬燃料デブリを支給し、各分析機関が保有する設備、溶解及び分析技術を用いてその元素組成を評価した（分析精度向上プロジェクト Phase1[1]）。ここでは、模擬燃料デブリが具備するべき条件（模擬性、溶解性、製作性・均質性、組成の担保性、遠隔操作性）について、東京電力 HD とともに議論し、ウラン(U) を含む酸化物固溶体、ホウ化物、鋼材、コンクリート主成分を含む粉末試料として調製した。この試料を、硝酸法（NDC、JAEA 大洗）、王水・フッ酸法（NFD）及びアルカリ融解法（JAEA 原科研）にて溶解した。その結果、アルカリ融解法以外では不溶解性残渣が観察された。硝酸法では重量溶解率が 60％ から 90％ であり、シリコン、鋼材等の難溶性物質が残渣となるが、溶解率の向上に微量フッ酸の添加が有効であることがわかった。王水・フッ酸法はガドリニウム(Gd) が溶解後にフッ酸と沈殿を形成することにより、溶解率がわずかに低下すること（98 %）が明らかとなった。また、一連の作業をセル内で実施することよって、遠隔での溶解液のロス防止の工夫、微量試薬の添加作業における適正量の把握に留意する必要があることがわかった。溶解液と不溶解性残渣の分析を通して、各分析機関の分析手法と結果に及ぼす影響を分析機関及び評価機関間で共有した。不確かさ評価手法については、基本的な評価プロセスと因子を抽出・整理し、基本的な考え方に各分析機関での相違がないことを確認した。このように、Phase1 では、各分析機関の「核種・元素量」分析値が持つ不確かさを共通の物差しで示すことにより、今後の燃料デブリ分析に必要となる分析値・情報の統合において適切な重みをもって評価することが可能となる状態とすること、分析における工夫点の共有の他、各分析機関と評価機関との間で、得られた情報を共有・議論できるオールジャパン体制の基盤を構築することができた。

3. 国際共同プロジェクト

事故進展、燃料デブリ分析に関する国際的な議論の場として、経済協力開発機構／原子力機関のプロジェクト(FACE)が、12 か国から 23 機関の参加を得て 2022 年 7 月から開始されている。テーマのひとつとして、廃止措置に向けた燃料デブリ分析技術の構築が挙げられており[2]、分析精度向上プロジェクトで得られた成果を海外機関とも共有し、課題の抽出やさらなる知見の蓄積、廃炉作業への反映を目指す。

4. おわりに

Phase2 として、燃料デブリの「形態」、「相状態・分布」、及び「密度等」に焦点をあてた取組をまとめ、分析技術、体制の構築を図り、1F 廃炉に向けた燃料デブリの分析・評価を進めていく。

謝辞）本報告は「資源エネルギー庁「令和 2 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上及び熱挙動の推定のための技術開発）」により実施した研究成果の一部です。

*Shin-ichi Koyama[1] 、[1]Japan Atomic Energy Agency, [1] 燃料デブリの分析精度向上のための技術開発 2020 年度成果報告（廃炉・汚染水対策事業費補助金）, JAEA-Technology 2022-021, [2] 1F の廃炉のための技術戦略プラン 2022（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握･推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

（4）燃料デブリの経年変化特性の推定状況

(4) Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris

*鈴木 晶大[1]，三浦 祐典[1]，川野 昌平[2]，藤田 敏之[2]，浦田 英浩[2]
[1]NFD，[2]東芝エネルギーシステムズ

チョルノービル原子力発電所事故で生じたガラス質の FCM(Fuel Containing Material)の一部では、時間経過とともに放射性微粒子の発生が報告されており、作業者の内部被ばくや環境への悪影響など管理上の課題となっている。微粒子発生原因としては当初α核種による自己照射影響が考えられ、Cm を含んだ模擬材による経年変化試験が行われたが、微粒子化に至る変化は確認できなかった。一方、スリーマイル原子力発電所 2 号機(TMI-2)の燃料デブリではこのような課題は報告されていない。福島第一原子力発電所(1F)においては、TMI-2 事故で見られたような U, Zr, O を主成分とする燃料デブリと共に、1、3 号機のペデスタル床面下部にはコンクリートと溶融燃料が反応したガラス状燃料デブリの存在が考えられている。これら多様な性状を有している 1F 燃料デブリは物理的/化学的/生物学的要因によって経年変化を発生するが、今後の 1F 廃炉作業を安全かつ速やかに遂行する観点から、本課題では、現在 PCV 内で窒素封入されている燃料デブリが、今後のデブリ取出しや移送保管において酸素濃度が増加した環境に置かれた際の化学的経年変化による微粒子発生量の評価を目的とした。

微粒子発生原因として、燃料デブリが含有するミクロ相の局所的酸化・体積変化によって、多数の亀裂が生じて表層全体が崩壊し、ミクロサイズの微粒子が生じることを考えた。空気中酸化によって体積変化を発生する 1F 燃料デブリの成分としては二酸化ウランや金属性の Zr、Fe が挙げられるため、これらのミクロ相を有する 1F 燃料デブリの模擬材を 9 種類作製した。これら模擬燃料デブリに対し、空気雰囲気中や空気平衡水中で約 1～50 年に相当する加速試験を実施した所、3 種類において微粒子が発生した。非ガラス質の模擬燃料デブリのうち、UO_2 と金属性 Zr(O)のミクロ相を有する模擬燃料デブリの気中加速試験にて、わずかに微粒子が発生した。発生量は 10 年間相当で数十 μg/cm^2 程度であったが、1μm を下回る浮遊しやすい微粒子も観察された。試験後試料の断面観察から、Zr(O)相部分に亀裂が発生し、それが UO_2 相部分に伝播することで、表層全体が崩壊して微粒子を発生していることがわかった。また、ガラス状の模擬燃料デブリのうち、UO_2 や FeO が析出したガラス状模擬燃料デブリの水中加速試験では、1 年間相当で数 mg/cm^2 の微粒子発生を観測した。試験後試料の断面では、UO_2 析出相部分に亀裂が発生し、ガラス相ではそれが伝播した部分から非常に鋭い割れが生じている様子が観察された。すなわち、亀裂発生原因となる UO_2 や Fe 析出物とガラス質が隣接していることで微粒子発生量が相乗的に高まることがわかった。

以上から、空気中で保管されてきた TMI-2 の燃料デブリにはガラス質が無いために微粒子発生が観測されなかった一方、チョルノービルの FCM は UO_2 析出物とガラス相を含むため微粒子を発生しやすい組織であったと考えられる。また、微粒子化は窒素雰囲気や窒素平衡水中では発生しなかったことから、1F においては、現状の窒素雰囲気中や窒素平衡水中では発生せず、今後の廃炉進捗により酸素濃度を上昇させた際に微粒子発生が開始されると推定される。ウランを含む数 μm 以下の微粒子は、被ばく低減に影響を及ぼす可能性があり、発生の組成範囲や環境範囲を系統的に調べ、実態に即した微粒子発生量の予測に努めていく。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 29,30 年度補正予算「廃炉・汚染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（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発））』において、2019～2020 年度に実施した研究成果の一部です。

---

*Akihiro Suzuki[1], Yusuke Miura[1], Shohei Kawano[2], Toshiyuki Fujita[2] and Hidehiro Urata[2]
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2023年春の年会

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

(5) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

(5) Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others

*鎌田 正輝[1,2]，吉田 拓真[1,3]，栗原 賢二[1,4]，奥村 啓介[1,5]

[1]IRID，[2]MHI，[3]日立 GE，[4]東芝エネルギーシステムズ，[5]JAEA

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下「1F」という）1～3 号機の原子炉格納容器から取り出した物の核燃料物質量を推定することにより，燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けることができれば，取り出しから保管までの作業を合理化することが期待できる。本講演では，仕分けのための非破壊計測技術の開発状況を報告する。

2. 開発状況

2-1. 仕分けシナリオの検討

取り出しから保管までの処理フローを検討し，仕分けの実施場所などが異なる複数の仕分けシナリオ案を検討した。

2-2. 候補技術の選定および計測誤差因子の確認

1F の燃料デブリは，1～3 号機の運転履歴や事故進展の違いにより，性状が多様かつ非均質であることから，燃料デブリの一部を採取したサンプルの破壊分析では代表性を担保できない。そのため，燃料デブリを収納した容器単位で核燃料物質量を推定可能な非破壊計測技術の適用が必要である。そこで，既存の非破壊計測技術の中から仕分けに適用できる可能性のある 5 つの候補技術を選定した。さらに，各計測技術において計測値に影響する燃料デブリ性状等に関する因子を計測誤差因子として抽出し，放射線挙動シミュレーションにより影響を確認した（表 1）。

表 1　計測誤差因子(○:影響大，－:影響小/無)

影響因子	候補技術*				
	a	b	c	d	e
①燃料デブリ組成	○	○	○	○	○
中性子吸収材含有量	○	○	－	－	○
MOX 燃料	○	○	○	○	○
②燃焼度	○	○	○	－	○
③FP 放出率	－	－	○	○	○
④冷却期間	○	○	○	－	○
⑤水分含有量	○	○	－	－	○
⑥充填率	○	○	○	○	○
⑦偏在	○	○	○	○	○
⑧容器	○	○	○	○	○
⑨照射放射線源	○	－	－	○	－
⑩検出器	○	○	○	○	○

*a:アクティブ中性子法，b:パッシブ中性子法
c:パッシブガンマ線法，d:X 線 CT 法
e:ミュオン散乱法

3. 今後の課題

既存の技術でそのまま適用できるものはなく，優先度の高い課題として，非破壊計測装置概念を構築し，直接的測定量から核燃料物質量を推定評価する方法の検討が必要である。如何にして計測誤差因子の影響を補正するかが開発の鍵であり，候補技術の中から複数の技術を組み合わせて適用することが想定される。また，現場適用する仕分けシナリオの具体化も必要である。

4. 謝辞

本講演の内容は，『令和 2 年度開始「廃炉・汚染水対策事業（燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発（燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術の開発））」』により実施した研究成果の一部です。

*Masaki Kamada[1,2], Takuma Yoshida[1,3], Kenji Kurihara[1,4] and Keisuke Okumura[1,5]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]TOSHIBA ENERGY SYSTEM & SOLUTIONS CORPORATION, [5]Japan Atomic Energy Agency

(2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 I会場)

[2I_PL06] 総合討論

*モデレーター: 加藤 和之[1]、講演者全員 （1. NDF）

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリの試験的取り出しが迫っている。燃料デブリの性状を把握し、得られた成果を燃料デブリの取り出し、保管・管理等の検討に反映することは重要であるが、燃料デブリは生成過程が不明瞭、組成が不均一、難溶解性核種・核分裂生成物・中性子吸収材を含む等の分析・計測を行う上での課題を有している。これらの課題に対応した代表的な研究開発の進捗状況を紹介し、今後の展開について議論を行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

[3I_PL] 福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

座長:宮野 廣(廃炉委委員長)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[3I_PL01] 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

*鈴木 俊一[1] （1. 東大）

[3I_PL02] 1F廃炉に係る地震時健全性評価と課題

*高田 毅士[1] （1. JAEA）

[3I_PL03] 現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

*高田 孝[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価
Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

(1) Concept of strength evaluation criteria for damaged structures

*鈴木 俊一[1]
[1]東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下、1F）の設備には、東京電力福島第一原子力発電所事故の影響により損傷を受けた構造物が存在する。例えば、2022 年に実施された 1 号機の原子炉格納容器内部調査においては、ペデスタル開口部壁面のコンクリートが失われ、鉄筋、インナースカートが露出していることが確認されている[1)]。このように損傷を受けた構造物に対しても、長期にわたる廃炉作業期間中に必要な機能を確保していく必要がある。そこで、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の分科会である強度基準検討分科会（以下、本分科会）では、損傷を受けた構造物に対する強度基準の在り方について検討を進めている。強度評価は、構造物の機能を確保できているかを確認するための一つの方法であるが、機能確保の判断はリスク評価など他の方法も組合わせて実施されるべきと考えられる。そのため、本分科会では、具体的な許容値等の議論前に、必要な機能が確保できているかを確認する方法の体系化（フロー）を実施している。本発表では、体系化（フロー）の基本的な考え方、体系化（フロー）の検討結果、ケーススタディ結果（1 号機ペデスタル）について、報告する。

2. 体系化（フロー）の基本的な考え方の検討

損傷を受けた構造物に対して必要な機能が確保されているかを確認する方法の体系化(フロー)にあたり、以下の 4 点を基本的な考え方として設定した。

①事故炉においても、原子力安全（放射線の有害な影響から環境と人を守る）が求められることは変わらない。
→各構造物が損傷した際の環境と人への影響有無を確認し、影響を与える設備を特定する必要がある。

②放射線の有害な影響から環境と人を守るためには、各構造物が持つ要求機能の確保可否を確認する必要がある。
→1F 構造物に求められる要求機能の整理が必要である。
→要求機能の確保可否の判断基準が必要である。

③地震等により要求機能が確保できないと想定される場合には、その対策が必要である。
→耐震強化等の発生防止対策が可能ならば、その対策が有効である。
→発生防止対策が困難な箇所への対応を検討する必要がある。

④1F の設備状態は、廃炉作業の進捗と共に変化する。
→継続的（設備状態変化毎）に評価し、対策を見直すことが、安全性向上のための必須条件である。

3. 体系化（フロー）の検討結果

検討結果を図 1、図 2 に示す。図 1（管理状態評価フロー）に示す様に、初めに対象構造物が損傷した場合の環境又は人身災害への影響が許容できるかを確認する。これは、対象とする構造物の物量が膨大に存在するため、初めに影響がないものを評価対象外とすることにより、重要な構造物を絞り込むことを意図している。許容できない場合には、構造物が持つ機能（支持機能等）が要求機能を満足しているかを判断する。こ

の判断は図 2 に示すフローを用いて判断する。具体的には、「検査」、「評価」、「補修」の観点と「想定を越える事象の拡大防止等対策」の有無の確認結果から判断する。本フローの特徴は、検査が可能な構造物と困難な構造物では強度評価結果の不確かさが大きく異なることを考慮し、検査困難な構造物については強度評価結果が問題ない場合にも「想定を越える事象の拡大防止等対策」を要求している点である。また、「想定を越える事象の拡大防止等対策」には、損傷した場合の破損シーケンスを事前に検討し、構造物単体としての対策だけでなく、システム全体としての対策も含まれている点も特徴である。例えば水の漏えいが発生した場合の対策として、取水ポンプ事前に用意しておくことが挙げられる。

図 2 に示すフローの判断結果から、管理状態 A（対象構造物の状況が望ましい姿に合致している状態）と評価された場合には、現状の対策を継続し、また、継続的な改善を実施していくことを要求している。一方、管理状態 B（対象構造物の状況が望ましい姿に合致しない状態）と評価された場合には、異常検知の可否を確認することとしており、異常検知が可能な場合には機動的対応による対処等を要求している。これは、事象の進展が遅いと考えられる 1F の特徴から、異常検知により、機動的対応が有効な手段と考えられるためである。また、異常検知が出来ない場合には、根本的な対策の検討が必要としている。

なお、構造物の状態に変化が発生した場合には、本フローを用いて再度評価し、対策を見直すことを要求している。

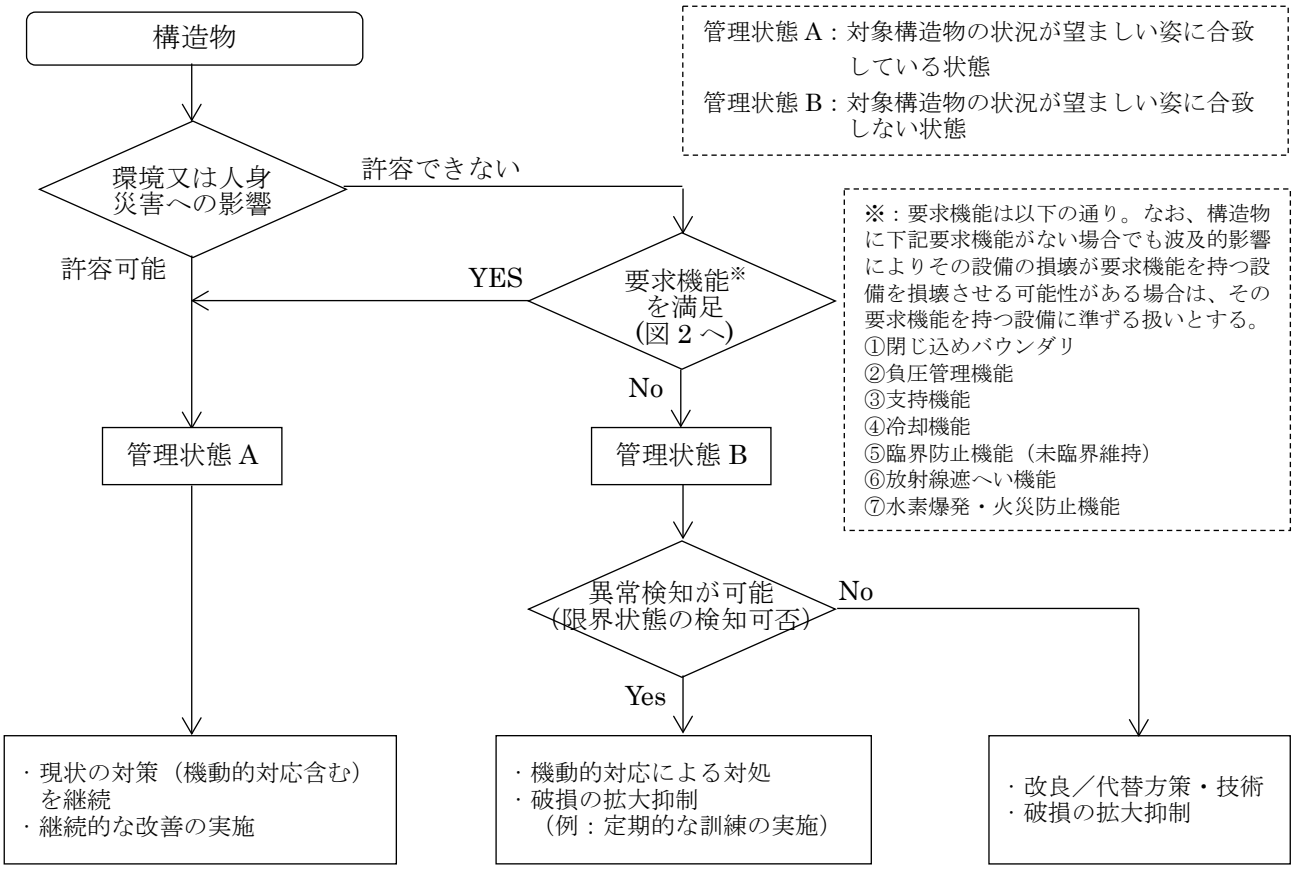
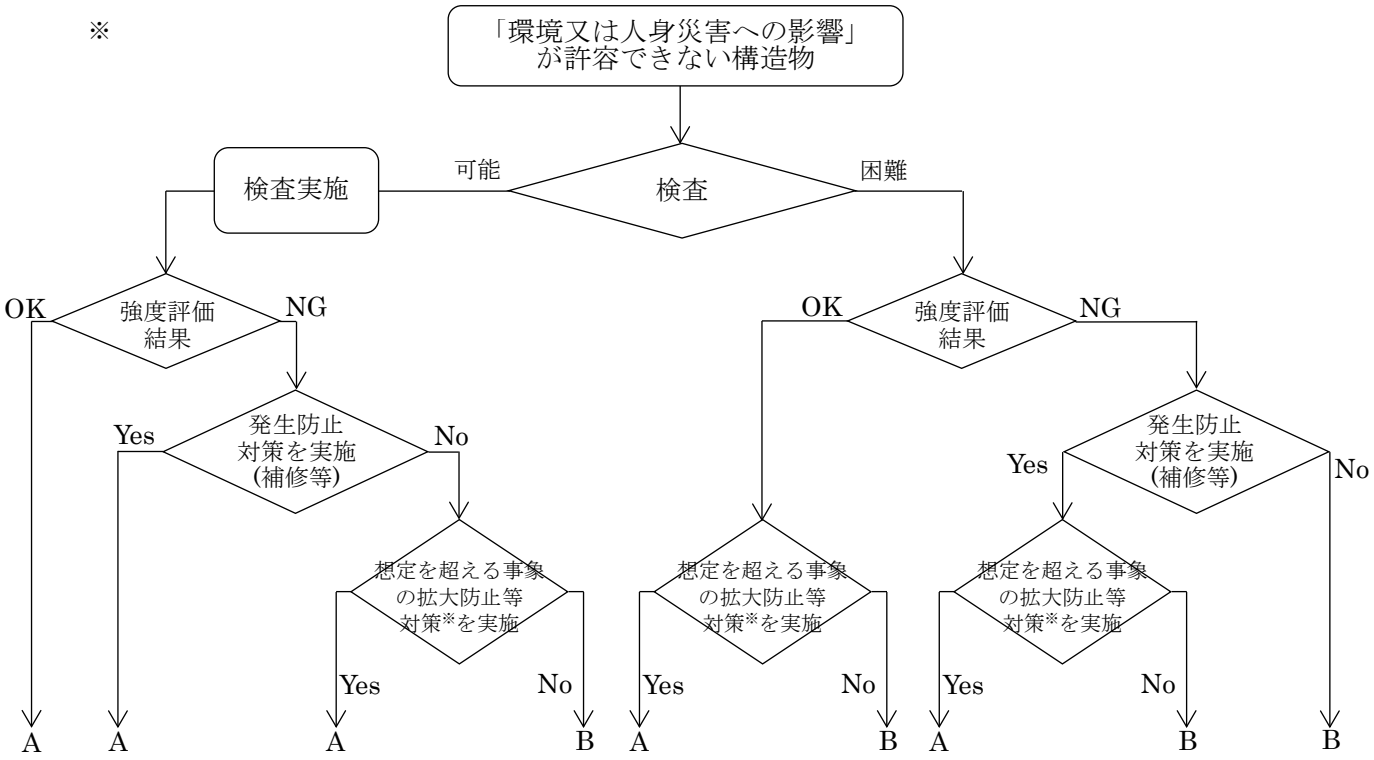


図 1　管理状態評価フロー



※　異常検知・拡大防止・制御・影響緩和対策

図 2　管理状態 A、B の判断方法

4. ケーススタディ結果

検討したフローのケーススタディとして、1 号機ペデスタルを選定し、評価した。1 号機ペデスタルは、前述の通り、開口部壁面のコンクリートが失われ、鉄筋、インナースカートが露出していることが確認されている。

ケーススタディ結果を図 3 と図 4 に示す。判断「環境又は人身災害への影響」については、判断基準が明確になっていないため、今回の評価で「許容できない」とした。次の判断「要求機能を満足」では、図 4 に示すように、「検査」についてはこれまでの内部調査では部分的に確認できている状態のため「困難」と判定、「強度評価結果」については 2016 年度に国際廃炉研究開発機構で実施された解析結果 [2)]から、「OK」と判定、「想定を超える事象の拡大防止等対策を実施」については次の段落に一例として示す損傷イベントツリーの検討結果から、現状の設備等で必要な機能を確保できていると考えられることから「YES」と判定した。その結果、管理状態 A と評価される。

次に、今回の評価では管理状態 A となるが、管理状態 B と評価された場合に考えられる対策を検討した。管理状態 B となった場合、図 1 に示す様に「機動的対応による対処」、「破損の拡大抑制」及び、「改良／代替方策・技術」のいずれかの対策を要求している。対策の検討では、損傷イベントツリーを検討し、シーケンス毎に対策を検討している。図 5 に損傷イベントツリー（PCV 閉じ込めバウンダリ（液相）損傷による外部放出関係のみ）を示す。なお、損傷イベントツリーのヘディングは、マスターロジックダイヤグラムの検討結果を反映している（詳細は省略）。損傷イベントツリーの結果から、対策として、トーラス室水取水設備関係では可搬型ポンプの事前準備、トーラス室水位上昇検知関係では可搬型水位計の事前準備、PCV 注水設備起動関係ではペネ等からの注水ラインの事前構築、PCV 水位低下検知関係では代替 PCV 水位計の設置が挙げられた。また、「改良／代替方策・技術（＝管理状態 B かつ異常検知ができない場合）」として、図 6 に示すように、ペデスタルの損傷モードである座屈への耐性を向上させるためにペデスタル下部にセメント系材料を注入することも一案と考えられる。

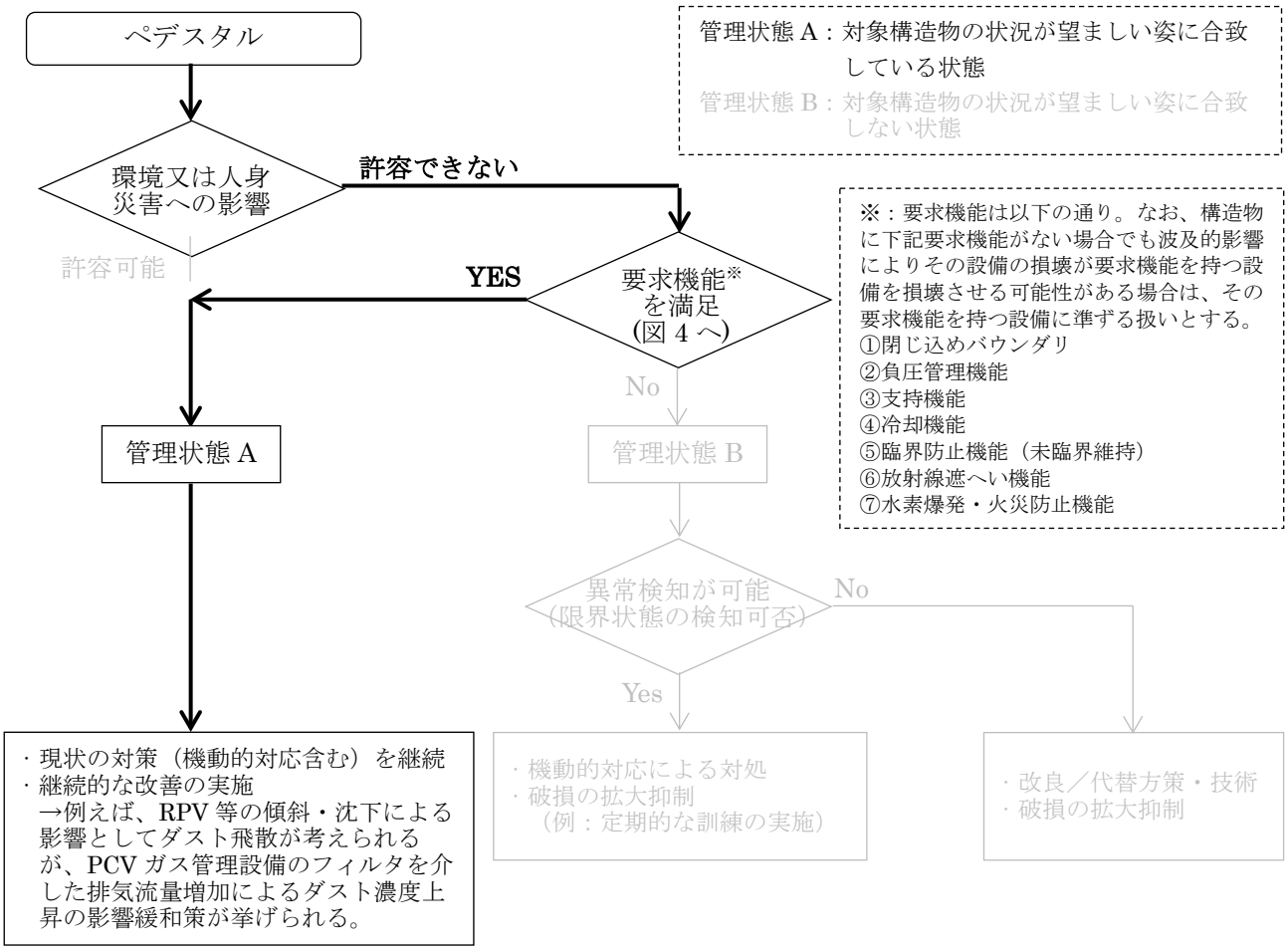


図３　ケーススタディ結果（1／2）

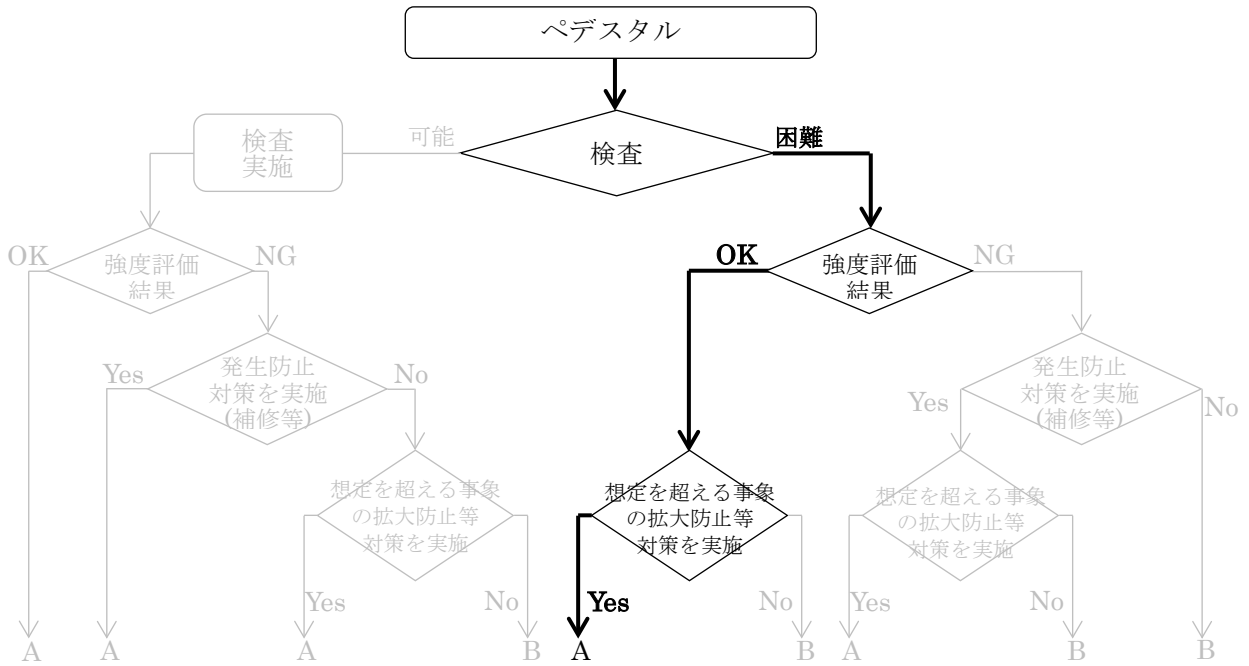


図４　ケーススタディ結果（2／2）

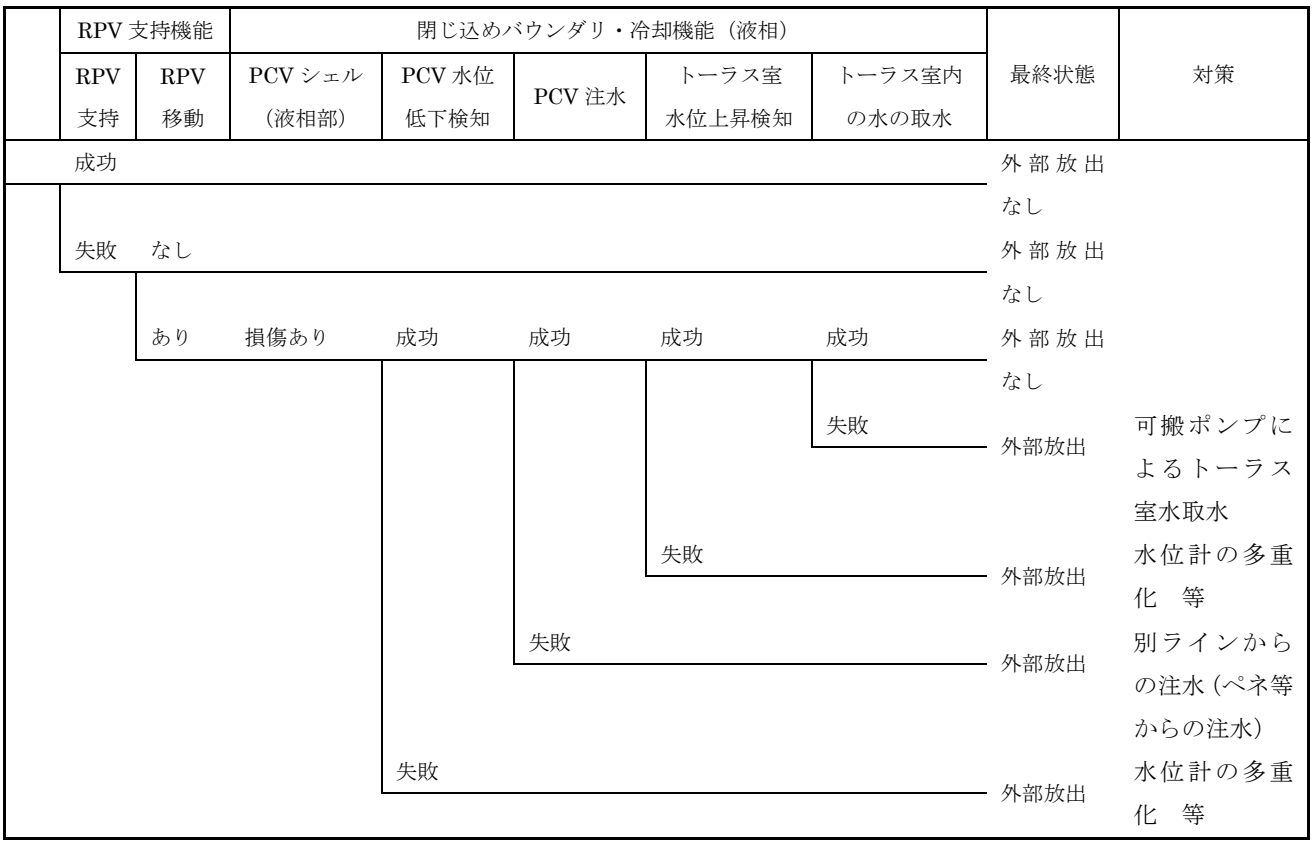


図 5　損傷イベントツリーの一例（原子炉格納容器閉じ込めバウンダリ（液相）損傷による外部放出）

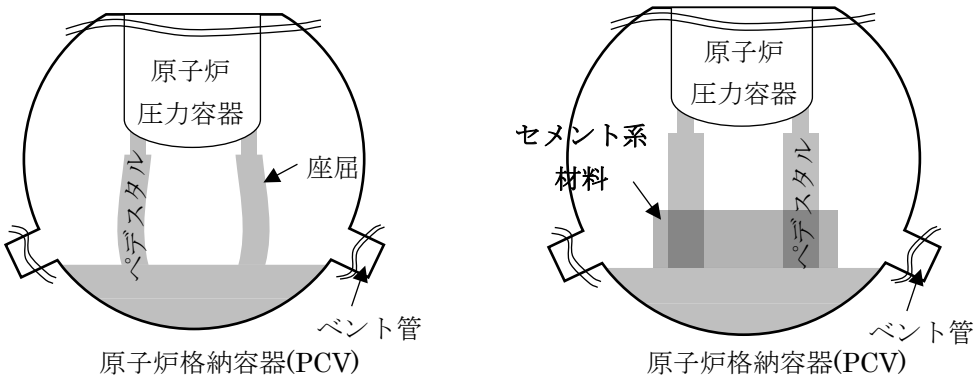


図 6　ペデスタル損傷モード（左）と改良／代替方策・技術の一例（右）

5. 今後の方針

今後は福島第一原子力発電所を対象とした新たな検知技術・補修技術や腐食等経年劣化評価並びに、設計想定を超える場合の強度評価についても検討を行う予定である。検討にあたっては、原子力学会廃炉検討委員会「建屋の構造性能検討分科会」や「廃炉リスク評価分科会」等と連携をとり、構造物・機器単体のみならず構成するシステム全体の機能維持に関して適切な基準の考え方を提言する。

参考文献

1)　第 100 回特定原子力施設監視・評価検討会　資料 3「1 号機　原子炉格納容器内部調査の状況について」
2)　技術研究組合国際廃炉研究開発機構　「圧力容器／格納容器の耐震性･影響評価手法の開発　平成 28 年度成果報告」

*Shunichi Suzuki[1]
[1]The University of Tokyo

2023年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）1F 廃炉に係る地震時健全性評価と課題

（2）Seismic integrity assessment and challenges in 1F decommissioning

*高田 毅士

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故炉には中長期的には安定状態からの逸脱や施設の劣化等の可能性があるため、燃料デブリを取り出してより安定で安全な状態で事故炉を維持することが計画されているが、長期にわたる廃炉期間中の地震リスクに対する備えは重要な課題である。建屋の地震時健全性の評価においては、2015 年より廃炉検討委員会の下に「建屋の構造性能検討分科会」が設置され、瀧口克己主査を中心として建屋構造体の耐震性の検討がなされ 2019 年に中間報告[1]がまとめられている。そこでは、燃料取り出し開始までの期間を対象にして、文献[2]に基づいて従来の耐震設計規準に基づいた建屋耐震性の検討結果が報告されている。新設発電炉と同様の耐震設計クライテリア（基準地震動と許容値）を用いているが、水素爆発や炉心溶融を経験した事故炉に適用する前に、事故炉に要求される耐震健全性を明確にする必要がある。

事故炉の廃炉活動中の耐震性確保については、TMI やチェルノブイリ炉における要求性能の考え方が参考になると思われるが、１F の事故の特徴を踏まえた耐震性能確保の考え方や、廃炉作業自体からの多様な要求条件も明確にした上で、事故炉の耐震要求条件をどう規定すべき極めて難しい課題である。

2022 年 9 月より旧分科会の活動を引継いで著者が主査を担当することになった。本格的な活動はこれからで、本稿は本分科会の今後の活動方針案について報告するものである。

2. 活動内容

地震リスクの低減に効果的に対処するためには、細分化された旧来の専門分野毎の対応では不十分であり、建築構造、機器設備、材料、荷重評価、監視技術、等の関係分野を統合した俯瞰的な連携が必須である。本分科会は、強度基準検討分科会、廃炉リスク評価分科会等と密に連携するとともに、広範囲の専門を持つ分科会委員で構成することとした。地震時の建屋の健全性については、事故炉の要求性能、１Ｆ炉の現状把握、廃炉作業期間中の地震外力の評価に関するものとして、以下の活動項目を設定した。

① １F 事故炉を対象にした長期的な廃炉作業の段階に応じた要求性能に基づき建屋構造物の地震時要求性能を明確にすること、

② 関係する建屋・設備・機器類の現状監視技術による情報収集および活用方法の検討、

③ 要求性能に対応した長期的な廃炉作業の段階別検討用地震動の策定

2-1. 中長期期的廃炉過程における地震要求性能の分析

強度基準検討分科会の基本方針とも議論を密にした上で、本来の廃炉過程における事故炉に要求される性能を体系化すると共に、その結果に基づく地震時健全性に関わる要件を特定することが重要である。表 1 には、前分科会にて示された段階的要求性能の考え方であるが、さらに、廃炉作業のための作業員の放射線被ばくの視点、選択した廃炉工法に起因する要件なども同時に考慮すべき条件と考えられる。実機への展開としては、従来の耐震設計指針（JEAG4601）をベースとしつつも、事故炉を対象にした耐震重要度を規定することにより廃炉作業への実装が容易になると期待できる。

2-2. 建屋・設備・機器等の状態評価・監視技術の検討

事故を経験した炉の現状把握は炉内の高レベルの放射線の存在により容易ではない。まずは、炉の状態の把握のため様々な推定方法が試みられており得られた情報が極めて重要である。昨年は、ペデスタル部のコンクリート脚部の状態の写真が一部公開されたが、これは炉内構造物の支持性能とも密接に関わる。

建築構造の観点からすれば、事故時の損傷や過去の地震による損傷の程度や部位の特定は重要である。主に、炉外、建屋外からの遠隔状態監視（地震観測記録、変形の測定など）技術に対する評価方法の開発に注力した検討を実施する。

2-3. 廃炉過程中の段階別検討用地震動の概念の構築と評価

原子力施設の地震安全の原則[3]によると、通常炉に対しては、原子力施設の地震時の要求性能を明確にして（性能に基づく）、リスク論に基づいて（リスク情報活用）、トータルな建屋の安全性確保の考え方の重要性が提案されている。そこでは、「地震時健全性」というあいまいな表現を避けて、「安全性」と「供用性」という異なる二つの要求性能を明確にして、それらを個別部位や個別の設備機器単体で担うのではなく、設備集合として、PRA 的に言うならば要求性能に関わるシークエンス毎の性能確保を実施することが指摘されている。さらに、周辺住民の安全確保が究極の要求目標であることから、施設の異常が生じた時の敷地外への影響を制御するという視点も不可欠である。

この原則を１F 事故炉にも適用することが可能であり、複数のレベルの要求性能の評価に用いる複数の地震動レベルを規定することができる。廃炉作業（作業員の被ばくリスク低減）に関する地震動、機器・設備単体の機能確保や、事故シークエンス毎の検討に用いる地震動や、放射性物質が発電所から放出される状態を対象にした地震動など、様々な段階に対応した地震動の設定が必要である。従来の基準地震動 Ss や Sd を検討に用いることもできるが、廃炉設計における要求性能との関連を明確化する必要がある。

3. おわりに

本分科会では、上記の３つの大きな検討項目を活動の方針と考えており、将来的には、長期的廃炉過程における地震安全確保の考え方提案を目標とした。

表１　廃炉の各段階における要求性能[1]

<table>
<tr><td rowspan="2">工程</td><td rowspan="2">事故前</td><td>事故収束前</td><td>第一期</td><td>第二期</td><td>第三期</td></tr>
<tr><td>冷温停止状態の達成まで</td><td>プール内燃料取出開始まで</td><td>プール内燃料取出開始から燃料デブリ取出し開始まで</td><td>燃料デブリ取出し開始から解体、廃止措置終了まで</td></tr>
<tr><td>閉じ込めが必要な放射性物質注1</td><td>炉内の燃料
汚染水
使用済み燃料</td><td colspan="2">燃料デブリ
汚染水（建屋内滞留水）
使用済み燃料</td><td colspan="2">燃料デブリ
汚染水(建屋内滞留水)</td></tr>
<tr><td>プラントに求められる基本的な安全機能注2</td><td>止める
冷やす
閉じ込める</td><td>冷やす</td><td colspan="3">冷やす注3
閉じ込める</td></tr>
<tr><td>建屋に対する要求機能</td><td>遮へい性
気密性
水密性
構造安全性</td><td>構造安全性</td><td colspan="3">放射性物質を含む物質の閉じ込め
構造安全性</td></tr>
<tr><td>留意事項</td><td></td><td>建屋の損傷
屋根崩落等の影響
事故時の熱履歴</td><td>加えて
上部カバー重量，反力の影響</td><td>加えて
デブリ取出に伴う設備等の影響
高経年化対策</td><td>加えて
解体進展に応じた状態変化
高経年化対策</td></tr>
</table>

注１：瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはしていない。
注２：プラントに求められる基本的な安全機能は，閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさに応じて異なる。
注３：廃止措置の進捗に伴う放射性物質やデブリ燃料取出に向けた対策等により、安全確保に係る設備に求められる機能は変化（要求機能の消滅及び低減）するため、必要に応じて安全対策を実施する。

参考文献

[1] 建屋の構造性能検討分科会　中間報告書 第一報：　燃料取り出し開始までを対象とした 原子炉建屋の耐震性について(2019).
[2] 発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013　（AESJ-SC-A006：2013）
[3] 原子力学会, 原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～（AESJ-SC-TR016：2019）

*Tsuyoshi Takada　　Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（3）現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

（3）Consideration of risks in a current state and aging effects

*高田 孝[1]，竹田 敏[2]

[1]東京大学，[2]大阪大学

1. はじめに

リスク情報は、廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための意思決定に利用することが期待されており、またそれが可能であると考えられる。そのためには、廃炉作業時のリスクだけでなく、現状におけるリスクと比較するためのリスク評価手法が求められる。そこで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以下、廃炉委とする）では、2018～2019 年にわたり、上記リスク情報の活用目的に適った定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、廃炉リスク評価分科会を立ち上げ、具体的な分析手法ならびに今後の課題に関する検討を行った[1], [2]。

ここで挙げられた主な課題を以下に示す。

- 現状のリスク評価の実施
- 廃炉作業者に対するリスク評価
- 経年劣化に対する評価
- 燃料デブリ等リスク源の状態

これらを踏まえ、2022 年 11 月から廃炉リスク評価分科会を再開した。本報告では、再開した分科会の活動について紹介する。

2. 活動内容

本分科会で評価するリスクとしては、前期（2018～2019）と同様に、原子力安全にかかるリスク（放射線の人や環境への影響に対するリスク）を主として取り扱うものとする。最終的なリスク評価としては、燃料デブリの取り出し方法（工法）の違いや、取り出しに伴うデブリ総量変化の影響の評価や、工法内での各工程でのリスク評価等が目標となるが、分科会では現状のリスク評価手法の確立、及び今後組込が必要と考えられる項目に関するモデル化検討を行う予定である。以下に検討項目を示す。

2-1. 現状のリスク評価

燃料デブリの取り出しでは、リスク源となる放射性物質を取り扱うため、現状（取り出し前）でのリスクとの相対的な比較も重要となる。本検討では、これまでに検討された評価モデルをもとに、具体的な評価を実施する。廃炉作業における定量的なリスク評価は、不確かさが大きくなる。このため本検討では、定量性の精緻化の観点よりも、シナリオ分析やその相対的な比較といった定性的観点での評価に着目した議論を行う予定である。また、定量化に関する適切なリスク指標についても議論する予定である。

2-2. 経年劣化のモデル化

現状のプラントにおける経年劣化要因の摘出、シナリオへの影響やそのモデル化について検討を行う。また重要な要因については、現状のリスク評価に組み込むことで、その影響の定量化を検討する。

上記 2.1 および 2.2 に関しては、これまでの分科会活動において原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF とする）とも情報共有を行い、一部項目については NDF において先行的な検討が行われている。本分科会においても同様に情報共有や意見交換を行い、実際の廃炉実施に資するモデルの構築を行う予定である。また、廃炉のリスク評価をおこなう関係者が利用可能なツールの開発も視野に入れている。

2-3. 区画化（バウンダリ）の検討

廃炉工程中の作業従事者（廃炉作業者）の被ばく管理の観点では、施設内を区画化することも考えられる。このような区画化を適切にリスク評価に組み込むモデル化に関する検討を実施する。また、最終的な安全に対する目標としては放射性物質の敷地外放出に関するものとなるが、放出に対するバウンダリとしてどう考えるべきかについても検討を行う。

2-4. 実施工程

2-1.～2-3.の項目については、2 ヶ年を目処に検討を行う予定である。図 1 に現状の工程案を示す。現状の廃炉取り出し工程案[3]では、1,3 号機については具体的な取り出しにむけた概念検討、開発並びに設計が 2024 年以降までに計画されている。また 2 号機については試験的な取り出しが 2023 年後半を目処に着手される予定である。これを踏まえ、2023 年度末を目処に現状のリスク評価に着手し、2024 年度以降で、工法間の比較や工程内でのリスク評価について継続的に検討を行う予定であるが、これらは廃炉実施工程との整合を図りながら、適宜見直す予定である。

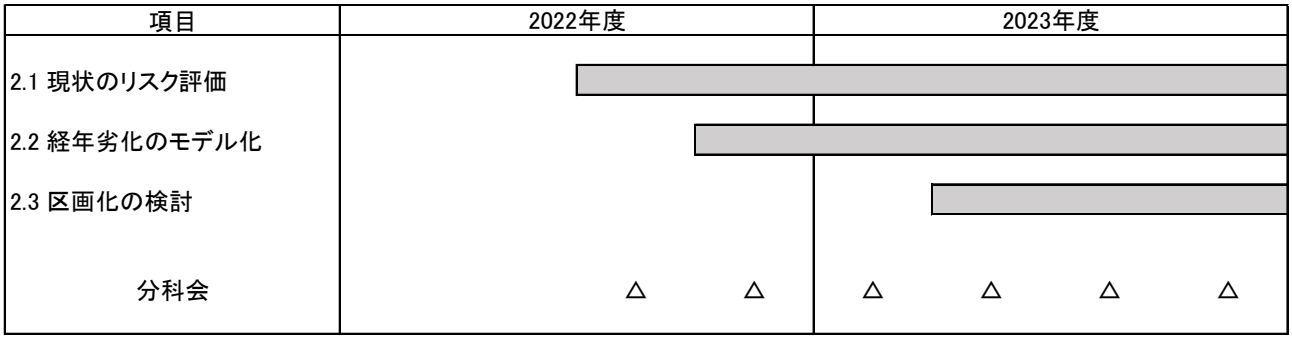


図 1 実施工程案

3. おわりに

廃炉リスク評価分科会では、2018-2019 年での活動での課題摘出を受け、2022 年 11 月から、現状のリスク評価並びに経年劣化への影響評価を目的として分科会を再開した。また、廃炉作業者の被ばく管理の観点や、放射性物質の敷地外放出に対するバウンダリの観点も踏まえ、施設内の区画化に関する議論も行う予定である。

廃炉におけるリスク評価は、建屋の健全性（構造性能）やそれらの強度基準とも密接に関連する。廃炉委では、建屋の構造性能検討分科会および強度基準検討分科会も設立されており、これら分科会と密に連携することで、廃炉全体に資する検討を行う予定である。

参考文献

[1] 廃炉リスク評価分科会 報告書, https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning (2019).
[2] 高田他, 原学会 2022 年春の年会, 3H_PL03 (2022).
[3] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022 (2022).

*Takashi Takata[1], Satoshi Takeda[2]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Osaka Univ.

企画セッション | 委員会セッション | 教育委員会

[1J_PL] 産業界における人材育成の現状と課題について

座長:池田 伸夫(九大)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[1J_PL01] 東京電力 HDにおける人材育成の取組み

*松澤 泰弘[1] （1. 東電HD）

[1J_PL02] 原子力機構における人材育成の取組み

*宮村 浩子[1] （1. JAEA）

[1J_PL03] 日立 GEにおける人材育成の取組み

*松井 哲也[1] （1. 日立GE）

[1J_PL04] 総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

2023年春の年会

教育委員会セッション

産業界における人材育成の現状と課題について
Current Status and Issues for Human Resource Development in Industry

（1）東京電力 HD における人材育成の取組み

(1) Human Resource Development in TEPCO HD

*松澤　泰弘
東京電力 HD

1. 原子力人財育成センター設立の経緯

福島第一原子力発電所（以下、1F という）の事故においてシビアアクシデント対策が不十分であった要因に、「安全意識」、「技術力」、「対話力」の不足があった。「安全意識」、「技術力」、「対話力」を向上させていくための基盤は人財の育成にある。そこで本社・発電所に分散していた訓練部門を集約して効率的かつ効果的な訓練を進めるために、原子力・立地本部長の直属組織として 2016 年に原子力人財育成センターを設立した。

2. SAT の適用とパフォーマンスベースの力量管理

2-1. SAT の適用

原子力人財育成センターによる効率的かつ効果的な訓練の推進にあたり、SAT（Systematic approach to training）の適用も強化した。SAT とは訓練プログラムを体系的に開発・維持することを目的としたアプローチであり、ADDIE モデルという分析（Analysis）、設計（Design）、開発（Development）、実施（Implementation）、評価（Evaluation）の 5 つのプロセスで構成されるモデルが用いられる。ADDIE モデルの 5 つのプロセスを回していくことにより、運転、保全、放射線、化学、燃料などの各分野の業務を遂行する上で、必要な内容に基づいたパフォーマンスベースの訓練を継続的に実施していくことを目指している。

2-2. パフォーマンスベースの力量管理

訓練の結果について、これまでは理解度テストや実技の結果を基に、主に知識・技能の観点から評価を行ってきた。しかしながら、訓練の結果が実際の業務に活用され行動に現れているかパフォーマンスの観点で評価すべきとの考えに至り、業務の成果を軸に力量を評価するパフォーマンスベースの力量管理の取り組みを 2019 年度より開始した。個人の力量を所属するグループの業務におけるパフォーマンスベースで評価することにより、個人の力量に加えて組織の力量の見える化も進める。また、評価結果を踏まえ訓練プログラムについても、SAT プロセスを活用し、パフォーマンスの向上に一層寄与する内容に継続的改善を図る。

3. プラント長期停止における運転員の訓練

東日本大震災以降、プラント長期停止が続いているが、運転員はプラントシミュレーターを活用し、事故時だけでなくプラント起動操作の訓練なども継続して実施している。重大事故対応を目的とした現場とシミュレーターを組み合わせた訓練は年間 120 日に及ぶ。また、運転経験のない若手運転員を中心に、実際に動いているプラントの現場を体感することを目的として火力発電所や既に稼働した原子力発電所での訓練を実施したり、運転経験豊富なベテラン運転員から現場操作の指導を受けたりするなど力量向上に努めている。

4. 福島第一原子力発電所の廃炉作業に関する人財育成の取り組み

1F の廃炉作業は、燃料デブリの取り出し、ALPS 処理水の対応など通常の廃炉とは異なる作業を進めるためのコア技術修得が必要となる。そこで各業務を担当するグループから講師を選定し、社内で廃炉コア技術講座を開講して力量向上に努めている。また、日本原子力研究開発機構（JAEA）主催により、1F の廃炉に携わる地元企業やメーカーの技術者、大学の研究者等を対象に、「1F 廃炉全般に関わる基礎知識の習得」、「1F 廃炉に共通して有することが望ましい技術の習得」を目的とした「廃炉人材育成研修」も行われている。

---

*Yasuhiro Matsuzawa
TEPCO HD

2023年春の年会

教育委員会セッション

産業界における人材育成の現状と課題について
Current Status and Issues for Human Resource Development in Industry

（2）原子力機構における人材育成の取組み

(2) Human Resource Development in JAEA

*宮村（中村） 浩子[1]
[1]JAEA

1. 原子力機構における人材育成概要

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以降，JAEA と略す）では，原子力分野における研究開発成果の最大化を達成するため，目指すべき人材像，育成の方針等を盛り込んだ人材ポリシーを策定するとともに，各研究開発部門においては，研究開発のプロフェッショナルな人材育成の他，核不拡散・核セキュリティ総合支援センターや原子力緊急時支援・研修センター等，各々の事業の専門分野に応じた職員の人材育成を推進している．

また，これら研究開発等の施設設備や人材を活用して，国内外の人材育成を推進するため，原子力人材育成センターは，日本における原子力利用の初期段階から，研修事業を開設するとともに，各研究開発部門や核不拡散・核セキュリティ総合支援センター，原子力緊急時支援・研修センター等，日本における時代のニーズに応じて，特定分野の人材育成を推進し，我が国における原子力利用の基礎基盤に貢献してきている．

2. 国内外における人材育成概要

JAEA では，教育機関や産業界からの要請に応えるため，昭和 32 年に旧日本原子力研究所ラジオアイソトープ研修所，昭和 34 年に原子炉研修所がそれぞれ設置され，これらを起源として昭和 50 年に原子力人材育成センターが設立された．以降，国内外の原子力に関する研究者及び技術者の養成訓練に係る取組みを，「国内研修」・「国際研修」・「大学との連携協力」・「原子力人材育成ネットワーク」活動として推進している．

国内研修では，社会人に対し，原子力利用の基礎的な内容から実践的な講座まで，また国家試験対策講座もニーズに応じて用意している．理論的なことを実験実習で体得することを組み込んだカリキュラムである．

また，国内の人材育成に限らず，アジアを中心とした原子力の国際交流開始に伴い，アジアにおける原子力利用を促進するため，国際講師の育成を目標とした国際研修を立ち上げた．アジアを中心とした 11 か国対象に原子力の専門家，講師を輩出し，各国の原子力利用の自立化を目指した貢献を果たしている．

大学との連携協力では，大学・大学院・高専等の学生向けに，大学連携ネットワークによる講義，JAEA の施設を用いた実験実習等，最先端教育・研究の機会を提供している．本活動は，人材センターで取りまとめ，各研究部門が教育指導を担うことで，最先端レベルの実験実習を提供している．

さらに，我が国の産官学が連携し設立した原子力人材育成ネットワークの共同事務局を，日本原子力産業協会，原子力国際協力センターと共に担当している．ここでは，個々の機関では対応できない人材育成課題に資するため，育成対象ごとに 5 つの分科会を設置し，活動している．現在，共通的な課題を設定し，日本における原子力分野の人材育成に係る戦略ロードマップの策定に向けて，鋭意検討や協議を進めている．

---

*Hiroko Nakamura Miyamura[1]
[1]JAEA

2023年春の年会

教育委員会セッション

産業界における人材育成の現状と課題について
Current Status and Issues for Human Resource Development in Industry

（3）日立ＧＥにおける人材育成の取組み

(3) Human Resource Development in Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

*松井 哲也、清水 美和子、神宮司 悠／日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故以降、原子力人材の確保と育成が産業界にとって大きな課題になっていることは周知のとおりであり、例えば、原子力人材育成ネットワークの報告[1]によれば、『産業界の人材獲得・育成は将来の事業性を見据えて行われることから、第一に予見性のある原子力将来ビジョンが明確に示されることが重要』と指摘されている。そのような状況を踏まえ、本稿では、原子力プラントメーカの一つである弊社における人材育成の課題と対応に関し、人材採用と採用後の人材育成の両面について報告する。

2. 弊社における人材採用の状況と課題

日本原子力産業協会の調査報告[2]の原子力メーカ 6 社（弊社含む）の採用状況（2021 年）では「東北地方太平洋沖地震から 2013 年度まで、採用人数は減少したが、2015 年度に一旦回復し、その後再び減少傾向にある。原子力専攻の採用人数は他学科よりも減少が小さく、2012 年度から 2019 年度までは採用人数全体の 20～30%で推移していたが、ここ 2 年ほどは減少傾向にある。」とある。弊社単体においても傾向はほぼ同様であり、2020 年～2021 年の採用人数は 2012 年～2013 年レベルと同程度の低いレベルであった。一方、原子力専攻の採用人数に関しては、年度によって変動はあるものの、採用人数に対する比率では期間平均で約 25%と安定している。これは逆に原子力専攻以外の学生の採用も約 75%で推移していることを意味している。大学での原子力教育の観点で原子力専攻の学生への取り組みが重要であることは当然であるが、原子力専攻の約 3 倍の学生が他分野から原子力メーカに来ている状況に関し、その原因を分析するとともに、他分野学生への原子力教育に関し何らかの手立てを考えることも今後重要ではないかと考える。

一方、最近の採用ではインターンシップの重要性が増しており、弊社では 2018 年～2020 年の 3 年間にわたり、文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」において原子力人材育成のためのインターンシップ型の研修を実施した[3]。研修目的は、原子炉および燃料のリスクを正しく知るとともに、それが制御できるものであるとの認識を身に付けることとし、5 回の研修で計 50 名の学生が参加した。この活動は現在弊社単独のインターンシップ活動に取り込み継続実施している。

3. 弊社内での人材育成の取り組み

採用後の人材育成の一つとして、弊社では多岐にわたる原子力技術を若い世代に確実に伝承するため、ナレッジマネジメントを用いて、エキスパートのナレッジをネキスパート（エキスパートのナレッジを受け継ぐ若手[Next Expert の略称]）に伝承する活動をシステマティックに進めている[4][5]。また、技術士の国家資格に「原子力・放射線部門」が新設されたのは 2004 年であったが、それ以降技術士取得の教育支援を継続し、他分野の技術士を含め延べ 143 名の技術士を育成して、技術レベルと技術者倫理の維持を図ってきている。

参考文献

[1] 原子力人材育成ネットワーク「産業界における原子力人材育成に関する現状と課題について」(2022 年)
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/006_05_00.pdf
[2]（一社）日本原子力産業協会「原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について」(2021 年 8 月 5 日)
https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2022/06/2021_saiyou_report.pdf
[3] 松井 他, 原子力学会 2021 年秋の大会, 1K14（2021）
[4] 八木 他：次世代に技術をつなぐ原子力分野でのナレッジマネジメント活動, 日立評論（2020.03）
[5] 八木 他, 原子力学会 2021 年秋の大会, 1K12（2021）

*Tetsuya Matsui, Miwako Shimizu, Yu Jinguji /Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 J会場)

[1J_PL04] 総合討論

講演者全員

原子力発電プラント長期停止からくる技術・経験を失うことへの懸念を背景に、組織的かつ継続的な教育・訓練の充実、研究開発や業務を通じた人材育成の必要性が認識されている。本セッションでは、原子力産業界の人材育成に焦点をあて、研究者/技術者の養成、運転員の訓練や安全意識・技術力向上への取組み、福島第一原子力発電所廃炉に係る人材育成や、新型炉開発に向けた技術の伝承、産官学連携の状況等について、広く関係機関、企業での取組み事例を報告し、今後の人材育成の在り方について議論する。

©日本原子力学会

企画セッション | 総合講演・報告 | 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会[熱流動部会、計算科学技術部会共催]

[2J_PL] 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

座長:大川 富雄(電通大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[2J_PL01] プール沸騰における実験研究と計測技術の現状

*上澤 伸一郎[1] （1. JAEA）

[2J_PL02] 燃料集合体における非定常限界熱流束の実験研究

*新井 崇洋[1] （1. 電中研）

[2J_PL03] 二相流・沸騰解析における妥当性確認について

*吉田 啓之[1] （1. JAEA）

[2J_PL04] 機構論的限界熱流束評価手法の検討結果について

*小野 綾子[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（1）プール沸騰における実験研究と計測技術の現状

(1) Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling

*上澤 伸一郎[1]

[1]JAEA

1. 緒言

限界熱流束（以下、CHF）の推定は、原子炉熱水力設計における安全評価の最重要項目である。しかしながら、CHF に至る物理過程（以下、CHF 発生機構）が完全に明らかにされていないため、軽水炉では、燃料集合体を模擬した大型モックアップ試験により、実機条件での CHF を計測し、その試験結果に基づいた実験相関式により炉心設計および安全評価が行われている [1]。一方で、CHF 発生機構の解明を目指した実験研究や数値解析による CHF 予測手法は日々発展していることから、コストのかかる大型モックアップを削減することを目的とした、機構論的 CHF 評価手法の開発が期待されている。本報では、プール沸騰における CHF 発生機構を解明するための実験に着目して、実験における CHF のパラメータや計測技術についてレビューをし、その課題について議論する。

2. CHF のパラメータ

CHF の存在は 1934 年に抜山[2]により発見された。抜山はワイヤーや上向き伝熱面を用いた実験を実施し、水温 100°C 以下の条件下の熱流束 q と過熱度ΔT の曲線（以下、沸騰曲線）において、過熱度が 12°C 程度で熱流束の最大値が得られることを明らかにするとともに、その最大値において、蒸気気泡の発生が激しくなり、気泡がワイヤーや伝熱面表面を覆うことを確認した。その発見からおよそ 90 年が経とうとしているところではあるが、残念ながら未だ CHF の発生機構の解明には至っていない。これは、沸騰現象が伝熱面の濡れ性や粗さなど伝熱面の性状が影響していることに加え、その周囲が蒸気泡で覆われるため、カメラなどの光学的な計測技術では、伝熱面上の沸騰現象を直接観察することができないためである。また、CHF に影響を与えるパラメータが無数に存在していることが、その解明をさらに難しくしている。

CHF に影響を与えるパラメータとしては、まず液体の物性値（質量密度、粘度、熱伝導率、表面張力、沸点、比熱など）が挙げられる。CHF の代表的な予測式である Kutateladze の式[3]や Zuber の式[4]にそれらの物性値が含まれていることからもその重要性を理解することができる。また、それらの式は重力加速度や圧力依存性のある物性値を含むことからも、重力や圧力などの沸騰周囲の環境も CHF にとって重要なパラメータとなる。例えば、重力加速度については、Konishi and Mudawar [5]によってレビューされており、微小重力下での CHF は 1 G よりも低いことが確認されている。圧力については、7 MPa 以下の高圧では、圧力の上昇とともに CHF が向上することが Sakashita and Ono[6]の実験により示されており、高圧での水の CHF を推定するためには、圧力による伝熱面の濡れ性の変化を考慮する必要があると述べられている[7]。

濡れ性や粗さなどの伝熱面のマイクロスケールの構造についても様々な研究が行われており、一般に、伝熱面が濡れやすい条件下では、CHF は向上することが知られている[8, 9]。粗さについても、例えば Kim, J.らの実験研究[10]によれば、粗さの増加に伴い毛細管効果が促進されることにより CHF が向上すると述べられている。また、熱容量、密度、熱伝導率などの伝熱面の材料特性やその形状も CHF に影響を与えると考えられる。さらに、重力が影響することから伝熱面の向きも考慮しなければならない[5]。このように、CHF 発生機構は様々な要因の影響を受ける。そのため、実験においてはそれらの要因を極力明らかにした上で行うか、

*Shinichiro Uesawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

特定の要因が CHF 発生機構に与える影響を把握するために、他の要因を固定した上でその要因をパラメータとして実験が行われる。

3. 計測技術

1934 年の抜山の研究では、計測対象は伝熱面温度や熱流束で、熱電対による計測が主であった[2]が、近年では計測技術の発展に伴い、高速ビデオカメラによるより鮮明な沸騰挙動の撮影や、沸騰気泡周りの液体の流動場計測[11]や温度場計測[12, 13]が可能になってきた。特に、伝熱面の温度や熱流束については赤外線カメラを用いた 2 次元計測が行われるようになってきており、伝熱面温度分布を高解像度かつ高時間分解能で取得できるようになってきている[14]。そのため、CHF 条件下での温度分布の動的変化も捉えられるようになってきた[15]。さらに近年の研究では、蒸気泡下部の液膜が乾ききり、伝熱面上に液体が存在しない領域（以下、乾燥領域）が発生することが実験より明らかにされている。熱流束の増加とともに、その乾燥領域の伝熱面上に占める割合が増加することから、乾燥領域が CHF 発生機構のキーワードの一つとなっている。そのため、伝熱面上の温度分布に加えて乾燥領域の 2 次元計測も盛んに行われきている。過去の研究では、Ono and Sakashita [16]はコンダクタンスプローブで、井出ら[17]は光学プローブで乾燥領域の計測を実施している。プローブによる計測は点測定であるが、3 次元トラバース装置を用いることにより 2 次元分布を得ている。近年では、酸化インジウムスズ（以下、ITO）フィルムをコーティングしたサファイアまたはガラスで製作された透明な伝熱面を用いて、乾燥領域の動的挙動を高速ビデオカメラで観察している研究が多い[9, 18-22]。さらに、乾燥領域分布の観察に加えて、伝熱面上の温度分布や熱流束分布も同時に計測している研究も行われており、温度分布、熱流束分布、乾燥領域分布の相関について議論することが可能になってきている[23-25]。

4. 近年の計測技術に基づく CHF 発生機構

これまで、CHF の発生機構[26]として、流体力学的不安定モデル[4]、マクロ液膜蒸発モデル[27]、dry patch model[28]などが提案されてきたが、近年の実験研究によれば、乾燥領域の伝熱面上における占有率の増加が CHF に関連していることが示されている。特に、CHF 近傍においてはその乾燥領域が収縮と拡大を繰り返し、CHF 時にはその拡大が不可逆的となり伝熱面全体に広がっていくことにより伝熱劣化が起きることが大気圧下飽和水の実験から明らかにされている[21, 24, 25]。この乾燥領域の不可逆的な拡大が開始するときの乾燥領域の伝熱面温度は 130°C から 140°C 程度であり、液滴－高温固体における伝熱現象である Leidenfrost 現象における濡れ限界温度[29]と同様であることは興味深い。また、乾燥領域の不可逆的な拡大の力学については、乾燥領域の輪郭上で激しい沸騰が起き、乾燥領域に向かう水の流れを阻害することにより、乾燥領域が広がっていくと考えられている[22, 25]。このような乾燥領域の不可逆的な拡大は、サファイアや ITO フィルム、シリコンウエハを伝熱面に用いた場合に対して計測されているが、金属薄膜にもおいても乾燥領域と考えられる高温領域の不可逆的な拡大が赤外線カメラにより計測されており[15]、金属に対しても同様な現象が CHF にて起きていると考えられる。

5. 結言

CHF の発生機構を明らかにするために、赤外線カメラを用いた伝熱面の温度・熱流束の 2 次元分布計測や透明伝熱面を用いた乾燥領域分布の可視化計測など様々な計測技術が開発されてきた。それらの計測から、伝熱面上の乾燥領域の発生、拡大が CHF を決めていると考えられる。しかしながら、乾燥領域の不可逆的な拡大の物理的メカニズムについては多くの研究で検討されている段階であり、定量的な CHF 予測には至っていない。

原子炉熱水力設計における CHF 評価の観点から考えると、高圧条件下、高サブクール条件下における、CHF 近傍での伝熱面の温度分布や乾燥領域分布の計測は十分に行われているとは言えず、上記のような乾燥領域の不可逆的な拡大が高圧条件下や高サブクール条件下でも同様に起きるかは明らかにされていない。そのため、原子炉熱水力設計における機構論に基づいた CHF 評価手法を開発するためには、高圧や高サブクール条件下における伝熱面の温度分布や乾燥領域分布の詳細な基礎データを得るための計測が今後必要になると考えられる。

参考文献

[1] 大川, 淀, 成島, 高野, 原子炉における機構論的限界熱流束評価技術の確立に向けて Part 1：軽水炉燃料における現在

の限界熱流束予測手法と課題，日本原子力学会誌 ATOMO Σ, 63(12), pp. 815-819, 2021.
[2] 抜山，金屬面と沸騰水との間の傳達熱の極大値竝に極小値決定の實験．機械學會誌, 37(206), pp. 367-374, 1934.
[3] Kutateladze, S. S., Hydromechanical Model of Boiling Liquid Heat Transfer under Free Convection, Zh. Tekh. Fiz, 20(11), pp. 1389-1392, 1950.
[4] Zuber, N., Hydrodynamic Aspect of Boiling Heat Transfer (thesis), USAEC Report, AECU-4439, Los Angeles, CA, USA, 1959.
[5] Konishi, C. and Mudawar, I., Review of Flow Boiling and Critical Heat Flux in Microgravity, Int. J. Heat Mass Transf., 80, pp. 469-493, 2015.
[6] Sakashita, H. and Ono, A., Boiling Behaviors and Critical Heat Flux on a Horizontal Plate in Saturated Pool Boiling of Water at High Pressures, Int. J. Heat Mass Transf., 52, pp. 744-750, 2009.
[7] Sakashita, H., Critical Heat Flux on a Vertical Surface in Saturated Pool Boiling at High Pressures, J. Therm. Sci. Technol., 11(2), pp. JTST0020-JTST0020, 2016.
[8] Kandlikar, S. G., A Theoretical Model to Predict Pool Boiling CHF Incorporating Effects of Contact Angle and Orientation, J. Heat Transf., 123(6), pp. 1071-1079, 2001.
[9] Kim, H. and Kim, D. E., Effects of Surface Wettability on Pool Boiling Process: Dynamic and Thermal Behaviors of Dry Spots and Relevant Critical Heat Flux Triggering Mechanism, Int. J. Heat Mass Transf., 180, pp. 121762, 2021.
[10] Kim, J., et al., Effect of Surface Roughness on Pool Boiling Heat Transfer at a Heated Surface Having Moderate Wettability, Int. J. Heat Mass Transf., 101, pp. 992-1002, 2016.
[11] 伊藤，刀塚，齊藤，気泡微細化沸騰における流れ場の PIV 計測，日本機械学会論文集, 83(847), pp. 16-00428-00416-00428, 2017.
[12] Yabuki, T., Hamaguchi, T. and Nakabeppu, O., Interferometric Measurement of the Liquid-Phase Temperature Field around an Isolated Boiling Bubble, J. Therm. Sci. Technol., 7(3), pp. 463-474, 2012.
[13] Tange, M., Kuribayashi, K. and Abdelghany, A., Temperature Measurement around Multiple Boiling Bubbles in a Confined Space Using Two-color Laser-induced Fluorescence," J. Therm. Sci. Technol., 16(1), pp. JTST0005-JTST0005, 2021.
[14] Tanaka, T., Miyazaki, K. and Yabuki, T., Observation of Heat Transfer Mechanisms in Saturated Pool Boiling of Water by High-speed Infrared Thermometry, Int. J. Heat Mass Transf., 170, pp. 121006, 2021.
[15] 上澤，小泉，柴田，吉田，析出物を伴う懸濁液プール核沸騰熱伝達に関する研究，日本伝熱学会論文集, 25(2), pp. 17-26, 2017.
[16] Ono, A. and Sakashita, H., Measurement of Surface Dryout near Heating Surface at High Heat Fluxes in Subcooled Pool Boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 52(3), pp. 814-821, 2009.
[17] 井出，鴨志田，弓座, CHF 付近における蒸気塊底部の液層構造，日本伝熱学会論文集, 15(1), pp. 15-22, 2007.
[18] Chung, H. J. and No, H. C., Simultaneous Visualization of Dry Spots and Bubbles for Pool Boiling of R-113 on a Horizontal Heater, Int. J. Heat Mass Transf., 46(12), pp. 2239-2251, 2003.
[19] Nishio, S. and . Tanaka, H., Visualization of Boiling Structures in High Heat–Flux Pool-boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 47(21), pp. 4559-4568, 2004.
[20] Chu, I.-C., No, H. C. and Song, C.-H., Visualization of Boiling Structure and Critical Heat Flux Phenomenon for a Narrow Heating Surface in a Horizontal Pool of Saturated Water, Int. J. Heat Mass Transf., 62, pp. 142-152, 2013.
[21] Chu, I.-C., No, H. C., Song, C.-H. and Euh, D. J., Observation of critical heat flux mechanism in horizontal pool boiling of saturated water, Nucl. Eng. Design 279, pp. 189-199, 2014.
[22] Kim, D. E. and Park, J., Experimental Study of Critical Heat Flux in Pool Boiling Using Visible-ray Optics, Int. J. Heat Mass Transf., 169, pp. 120937, 2021.
[23] Gerardi, C., Buongiorno, J., Hu, L. and McKrell, T., Study of Bubble Growth in Water Pool Boiling through Synchronized Infrared Thermometry and High-speed Video, Int. J. Heat Mass Transf., 53(19), pp. 4185-4192, 2010.
[24] Kim, D. E., Song, J. and Kim, H., Simultaneous Observation of Dynamics and Thermal Evolution of Irreversible Dry Spot at Critical Heat Flux in Pool Boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 99, pp. 409-424, 2016.
[25] Jung, S. and Kim, H. Observation of the Mechanism Triggering Critical Heat Flux in Pool Boiling of Saturated Water under

Atmospheric Pressure, Int. J. Heat Mass Transf., 128, pp. 229-238, 2019.
[26] 小泉ら, 特集：相変化する、ということ, 日本伝熱学会誌 伝熱, 49(209), pp. 30-69, 2010.
[27] Haramura, Y. and Katto. Y, A New Hydrodynamic Model of Critical Heat Flux, Applicable Widely to Both Pool and Forced Convection Boiling on Submerged Bodies in Saturated Liquids." Int. J. Heat Mass Transf. 26(3), pp. 389-399, 1983.
[28] Choi, J. Y., No, H. C. and Kim, J., Development of a Dry Patch Model for Critical Heat Flux Prediction." Int. J. Heat Mass Transf. 100, pp. 386-395, 2016.
[29] 日高, 山下, 高田, 濡れ限界温度に及ぼす接触角の影響, 日本機械学会論文集 B 編, 71(709), pp. 2309-2315, 2005.

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（2）燃料集合体における非定常限界熱流束の実験研究

(2) Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle

*新井 崇洋[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

限界熱流束（CHF）は，伝熱面の乾燥による伝熱性能の低下に関わるため，軽水炉等の熱水力設計にとって重要である。一般に，CHF は流路体系や流動条件に依存するため、対象機器を実験的に模擬した沸騰実験によって CHF データを取得し，CHF 相関式が構築されてきた。しかしながら，異なる体系への外挿性や拡張性，そして定常状態での CHF だけでなく事故時などで想定される非定常状態での CHF を適切に予測する上で，非定常 CHF 実験の知見拡充，そして実験根拠に基づく機構論的な CHF 予測手法の構築が期待されている。本報では，軽水炉の燃料集合体における非定常 CHF 実験の進展と現状を示すとともに，近年実施されている反応度投入事故（RIA）を想定した急速発熱時の非定常 CHF 実験について紹介する。

2. 非定常 CHF 実験の進展と現状

軽水炉の燃料集合体における熱水力挙動を対象とする場合，運転時の異常な過渡変化や事故を想定した非定常 CHF 実験は，出力過渡，流量過渡，圧力過渡，そして複合過渡（流量と出力あるいは流量と圧力といった複数パラメータの過渡変化）に大別される。代表的な実験として，国内では原子力発電技術機構（NUPEC）の燃料集合体信頼性実証試験があり，設置許可申請で対象となる運転時の異常な過渡変化を想定した非定常限界出力試験が実機模擬燃料集合体を用いて実施されている。単一パラメータの過渡として，PWR では実機 14×14 型燃料集合体を部分模擬した 5×5 バンドル試験体を用いて出力上昇事象（出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き）及び流量減少事象（一次冷却材流量の部分喪失）などを模擬した許認可ベース過渡試験[1],[2]，そして BWR では実機 9×9 燃料（A 型）及び 9×9 燃料（B 型）を模擬したフルバンドル試験体を用いて出力上昇事象（発電機負荷遮断バイパス弁不作動）及び流量減少事象（再循環ポンプトリップ）を模擬した許認可ベース過渡試験[3]の知見が得られている。圧力過渡としては，例えば 21 本バンドルを用いた出口破断条件でのブローダウン試験が実施され，減圧過渡時の CHF が得られている[4]。複合過渡としては，例えば PWR の運転時の異常な過渡変化を対象に 7 本バンドルを用いて出力上昇と流量減少の複合過渡試験が実施された[5]。これらの実験根拠に基づき，運転時の異常な過渡変化に対する CHF 相関式の妥当性が確認されている。

近年，安全性に優れた次世代原子炉開発のひとつとして浮体式原子力発電（OFNP）が産業力競争懇談会（COCN）において検討されている[6]。OFNP は特定の炉型に拘らず様々な炉を設置可能なプラットフォームである。OFNP に BWR を設置する場合，洋上での揺動に伴う加速度及び流量の変動が燃料集合体内のボイド挙動や CHF に影響する可能性を確認するため，核熱水力動特性計算による感度解析等の検討が進められている。非定常 CHF 特性は評価体系や事象シナリオにも依存するため，システム成立性検証という観点で，実験的な知見の拡充は今後も必要になると考える。

3. 急速発熱時の非定常 CHF 実験

出力過渡を考える場合，RIA は重要な事象の一つである。実機の燃料設計において，RIA 時の燃料エンタルピの最適評価にむけて三次元最適評価手法の導入やボイド反応度フィードバックの導入が議論

されつつある。急速発熱時の非定常 CHF 実験の既往実験研究は多数存在するが，試験体系や流動条件に依存するため，燃料集合体のようなバンドル体系に適用可能な実験根拠が十分ではない。そのため，バンドル体系での非定常 CHF 実験の知見拡充が必要とされている。

上記の課題をふまえて，RIA 時の非定常 CHF 特性及びボイド挙動を解明することを目的として，低温時及び高温待機時の RIA を想定した流動条件下での非定常 CHF 実験が実施された[7],[8]。高温待機時 RIA 模擬時のバンドル試験部概略図を図 1 に示す。BWR 燃料集合体を部分模擬して模擬燃料棒（以下，ロッド）を正方格子状に配置した 3×3 バンドルであり，有効発熱長 310 mm を直接通電によってジュール発熱させた。バンドル出力分布は、軸方向及び径方向共に一様である。急速発熱時のボイド挙動は，ワイヤ電極をロッドギャップへ正方格子状に実装したボイドセンサを用いて計測した。ボイドセンサの概略図を図 2 に示す。高さ方向に 2 mm 離れたワイヤ電極が交差する近接点での導電率変化から局所ボイド率を算出する。ボイドセンサは有効発熱部に複数断面設置し，1 断面あたり 12 箇所の局所ボイド率を 1600 断面/s で計測した。RIA 時の被覆管表面熱流束変化の時間スケールを考慮して，本実験では出力の立ち上がり時間 0.2 s，最大出力の保持時間 0.5 s の後に即時出力停止する出力履歴とした。実験条件は，入口サブクール度及び入口流速を主なパラメータとして，試験圧力は冷温停止を模擬した場合の大気圧から高温待機を模擬した最大 7.2 MPa までを対象とした。

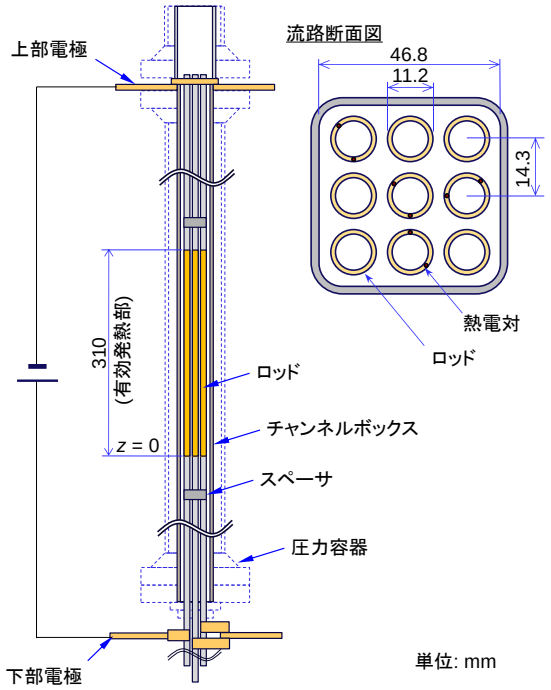


図 1　バンドル試験部概略図

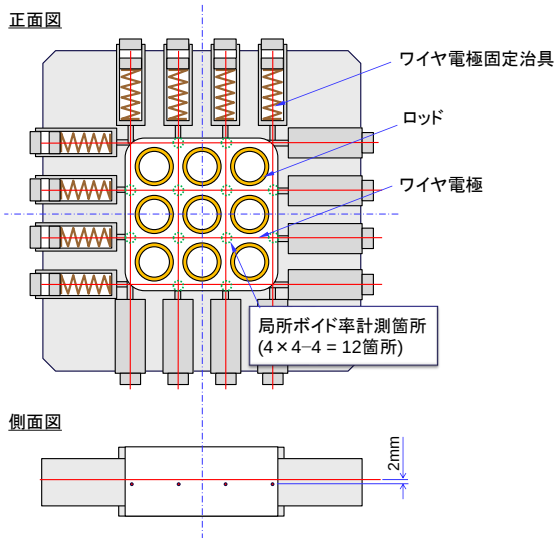


図 2　ボイドセンサ概略図

急速発熱時の最大出力を上昇させたときの発熱部上端付近のロッド温度計測結果を図 3 に示す。出力が小さい場合，発熱時にロッド温度は上昇するが，発熱停止後速やかに低下した。最大出力を段階的に上昇させた場合，Q_{max} = 194 kW では発熱中にロッド温度がさらに急上昇した。このように，最大出力の増大に伴いロッド最高温度が上昇し，ある時点で急激な上昇による変曲点を迎えることから，このときの表面熱流束を過渡 CHF と定義した。高温待機時 RIA を模擬した実験で得られた過渡 CHF に対する圧力及び入口流速の影響を図 4 に示す。入口流速の増大に伴い CHF が増大し，圧力 3～5 MPa で極大となる結果を得た。また，CHF 近傍でのボイド挙動を併せて計測したことにより，ボイド率の時間変化，ボイドの初生時刻や発熱停止後の凝縮に伴うボイドの消滅時刻など，RIA 解析コードのボイド反応度フィードバック効果の妥当性確認に活用できる知見を得た。

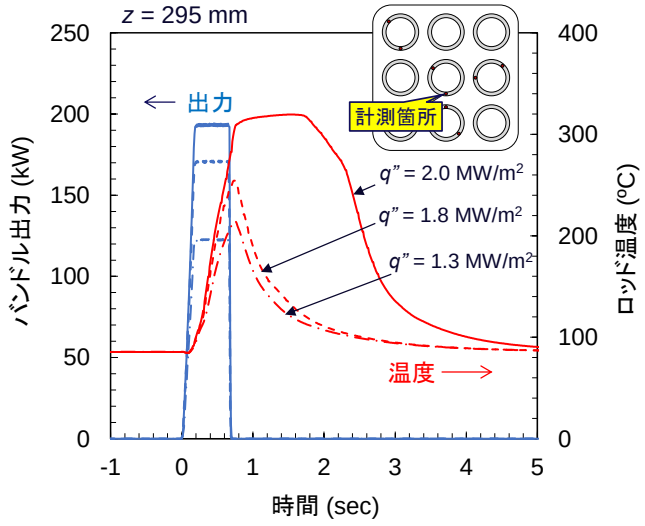


図 3　急速発熱時のロッド温度上昇

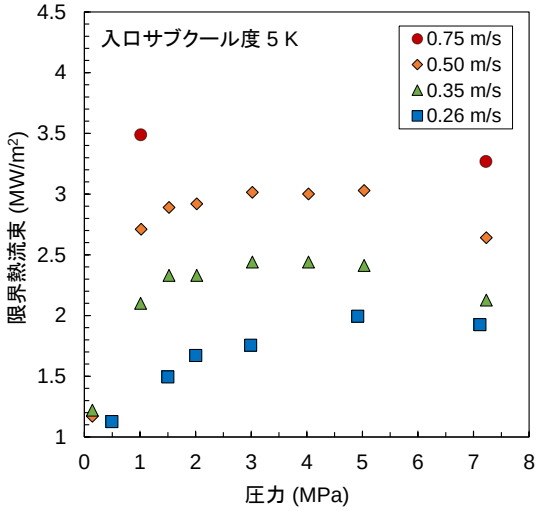


図 4　非定常 CHF に対する圧力及び入口流速の影響

4. 結言

軽水炉の燃料集合体の熱水力設計では，定常状態での限界熱流束（CHF）だけでなく，運転時の異常な過渡変化や事故時などの過渡事象での非定常 CHF についても考慮が必要である。燃料集合体における過渡事象を出力，流量，圧力，及び複合的な過渡変化に分類して既存の実験研究を紹介した。また，急速な発熱を伴う出力過渡である反応度投入事故を想定した非定常 CHF 実験が近年実施されており，従来の発熱細線や発熱円管だけでなく発熱バンドル体系での実験データの知見拡充が進められている。三次元最適評価手法の導入やボイド反応度フィードバックの導入にむけて，機構論モデルを志向したより汎用的な CHF 相関式へのアプローチが期待される。

参考文献

[1] 原子力発電技術機構「平成 13 年度燃料集合体信頼性実証に関する報告書（燃料集合体過渡時熱伝達試験 総合評価編）」 (2002).

[2] 原子力発電技術機構「平成 13 年度燃料集合体信頼性実証に関する報告書（燃料集合体過渡時熱伝達試験編）」 (2002).

[3] 原子力発電技術機構「平成 12 年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」 (2001).

[4] Cermak, J.O. et al., “The DNB in rod bundles during pressure blowdown,” J. Heat Transfer, vol. 92, (1970), pp. 621.

[5] Iwamura, T. et al., “Critical heat flux experiments under steady-state and transient conditions and visualization of CHF phenomenon with neutron radiography,” Nuclear Engineering and Design, vol. 149, (1994), pp. 195–206.

[6] 産業競争力懇談会「浮体式原子力発電研究会 2020 年度最終報告」 (2022).

[7] 新井崇洋ら「RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA） (2)大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束」日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 1C16 (2017).

[8] 新井崇洋ら「RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA） (6) 高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束」日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集, 1G09 (2019).

*Takahiro Arai[1]

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

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（3）二相流・沸騰解析における妥当性確認について

(3) Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation

*吉田 啓之[1]

[1]JAEA

1. はじめに

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会では、実機における限界熱流束評価や機構論に基づいた限界熱流束予測モデルについてレビューを行うとともに、最新の解析技術と機構論的なCHF予測モデルを組み合わせた、汎用性が高いCHF評価手法の提案と、その手法を確立のための課題について検討した。本報では、これらの検討の過程などで議論された、二相流・沸騰解析における妥当性確認について述べる。

2. 妥当性確認について

ここでは、数値シミュレーションの分野において広く使われるようになった、V&V (Verification & Validation)を、妥当性確認と同義であるとしている。以下、V&Vについての説明から始め、二相流・沸騰解析に関する説明へと展開する。

2-1 V&Vについて

ここで考えるV&Vの定義・意味は以下の通り[1]。

・ Verification

対象が仕様・設計・計画等の要求事項を満たしているかに関する確証。基礎式、モデル等が正しくプログラムに実装されているか、正しく解かれるかを確認すること。モデル等が実装されたサブルーチン等が正しい解を与えることの確認から、理論解や少数の基礎式・モデルが影響する基礎実験などとの比較までを含む。

・ Validation

対象の機能や性能が本来意図された用途や目的に適っているか、実用上の有効性があるかについての評価。課題として設定した問題に対して、必要とされる解が与えられることを確認すること。設定した対象、何を必要とするかによって実施方法が変わる。ここでは、対象を模擬した実験・数値シミュレーションから得られたデータと比較する。従って、選択された対象ごとに、妥当性確認の実施方法等を検討する必要がある。従って、Validationについては、何を対象とするか、どのような情報を与えるかにより実施内容が異なる。このため、必要とする者、組織（一般にユーザー）が個別に確認する必要がある。

2-2 CFDにおけるV&Vの現状

二相流・沸騰解析について述べる前に、同様に熱流動解析である単相流 CFD (Computational Fluid Dynamics)について概観する。一般の単相流CFDにおいて、数値シミュレーションの結果としては、速度場、温度場、圧力場が得られる。圧力場については、実験での取得が難しく、壁面での値等に評価は限定される。単相流CFDのV&Vは、米国機械学会において、標準[2]として制定されており、方法論としてはある程度確立していると判断できる。ただし、上述のように何を対象とするか、どのような情報を得るのか等により、必要とする者が妥当性を確認する必要がある。また、不確かさが明らかな実験データが必要となる場合があるが、CFDに対応した実験データは多くの場合に存在せず、Validationを実施する上での課題である。

2-3. 二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの妥当性確認について

相間の界面（以下、界面）は、二相流中の気泡、液滴や液膜を構成しており、これらは多様なサイズを有している。また界面には表面張力が働き、流れ場と相互に影響を与え合う。従って、二相流については、多

様なスケールの効果が現象に含まれること、界面の挙動が現象に大きな影響を与えるため、界面の挙動を表現する、界面の大きさや形状等に関連する情報が必要となり、単相流 CFD と比較してより複雑となる。

二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの結果としては、単相流 CFD での速度場、温度場、圧力場に加え、界面の大きさや形状等に関連する情報が与えられる。2.2 で述べたように、圧力場については実験での取得が難しいこと、沸騰を伴う二相流の場合、温度場は飽和温度でほぼ一定であることから、実験データとの主な比較対象としては、速度場及び界面の大きさや形状等に関連する情報となる。

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会における機構論的限界熱流束評価手法の検討[3]においては、サブチャンネル解析、巨視的二相流解析及び微視的二相流解析と分類し、二相流・沸騰に対する数値シミュレーション手法を検討した。このうち、サブチャンネル解析と巨視的二相流解析では、界面に関連する情報として気相の体積割合の統計平均値であるボイド率を用いるなど、統計平均値に対してシミュレーションが行われる。一方、微視的二相流解析においては、界面の挙動を含め瞬時値を取り扱っており、例えば、この一例である VOF 法では、界面に関連する情報として液相の体積割合の瞬時値（VOF 値）が用いられる。統計平均値あるいは瞬時値の違いに加え、各々の手法で用いる（空間）解像度が異なっている。界面に関連する情報として、これらをまとめて表 1 に示す。統計的に変化する瞬時値を数値シミュレーションで得る場合、実験と全く同じ状況を実現することは困難なため、瞬時値から得られる何らかの統計量を比較することになる。統計平均値が得られる場合については、定常状態を対象とする場合は時間平均値を実験結果から得ることで対応できるが、非定常状態を対象とする場合は、瞬時値を統計平均する必要がある。

二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの妥当性確認に対する課題の一つとしては、速度場及び界面の大きさや形状などに関連する情報を実験による取得することが挙げられる。単相流に対しては適用できる可視化による速度場の取得は、界面での光の反射・屈折により二相流に対する速度場の取得への適用が難しい。また、ボイド率や VOF 値の計測についても、特に高圧条件や沸騰条件での手法が確立されていない。また、二相流・沸騰のシミュレーションの V&V については、ASME の標準などのような方法論が確立されていないことも課題である。上述のように、対象と得るべき情報により、Validation で対象とするデータは異なる。従って、情報を得るための数値シミュレーション手法、得る情報と関連した実験結果を与える計測手法、及びそれらを関連付ける V&V の方法論が整合することで、初めて数値シミュレーションの妥当性確認を行うことが可能となることに留意し、研究開発を進めることが求められる。

表 1 二相流・沸騰に対する数値シミュレーション手法の比較

	サブチャンネル解析	巨視的二相流解析	微視的二相流解析
界面に関連する情報	✓ ボイド率	✓ ボイド率	✓ 気相・液相の体積割合（瞬時値） ✓ 界面の形状、大きさ
解像度	サブチャンネルサイズと同等	サブチャンネル以下（一般に 1mm 以下）	解析対象により異なるが、現実的には数十～数百μm

3. まとめ

ここでは、数値シミュレーションにおける V&V の概説から、二相流・沸騰解析における妥当性確認について述べた。機構論的限界熱流束予測評価手法では、蒸気泡の大きさや速さなどの瞬時局所的な情報が必要とされる。従って、数値解析手法としてボイド率を扱うサブチャンネル解析や巨視的二相流解析を用いた場合でも、CHF 判定手法の妥当性確認において瞬時局所的な気液データが求められる。また、このような情報を取得できる計測手法の確立とともに、妥当性確認についての方法論を考えることも求められている。

参考文献 [1] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015（AESJ-SC-A008：2015）. [2] Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer VV 20 - 2009(R2021). [3] 小野、日本原子力学会 2023 年春の年会、2J_PL04 (2023)

* Hiroyuki Yoshidai[1]
[1]JAEA

2023年春の年会

総合講演・報告

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告

Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

（4）機構論的限界熱流束評価手法の検討結果について

(4) Discussion about evaluation methods for critical heat flux

*小野　綾子[1]

[1]JAEA

1. はじめに

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会では、実機における限界熱流束（Critical Heat Flux: 以下、CHF）評価や基礎的な研究として行われている機構論に基づいた理論的なCHF予測モデルについてレビューを行った。実機の評価は、すでに安全評価等によって用いられている解析コードと実験相関式の組合せで行われている。一方で、機構論に基づいたCHF予測モデルが研究されてはいるが、実機の安全評価への適用は課題が多い。本報では、最新の解析技術と機構論的なCHF予測モデルを組み合わせた、汎用性が高いCHF評価手法の提案と、その手法を確立し実機へ適用するための課題について検討した結果について報告する。これは、今後のCHF研究において注力すべき研究課題を明確にすることを目的としている。

2. 検討の方法

検討においては、解析手法とCHF判定手法の組合せによる評価手法の課題出しの議論を促進するために、いくつかの評価項目・評価軸を設定して定量的なスコアをつけることで、議論を可視化することを目指した。このような手法はあまり前例がなく挑戦的であり、評価項目や評価軸の設定については見直しの余地があるが、議論を促進させるための有効な手法である。検討においては、CHFの異なる2つの発生メカニズムであるPWR型とBWR型の双方について評価手法の検討を行ったが、今回の報告ではPWR型のCHF（DNB型）について議論した結果を示す。

2-1. 検討する評価手法と評価軸

検討する機構論的CHF評価手法は、コンピュータを用いた数値解析手法とCHF判定手法を組み合わせることを考える。組合せのイメージを図1に示す。ここでは、数値解析で燃料集合体内の複雑な流動挙動をシミュレーションし、CHFの判定法に対して必要な物理量を与えることで、CHFを予測することを考える。数値解析手法として、1次元解析手法、サブチャンネル解析手法、二流体モデル等により二相流解析を行う「巨視的二相流解析手法」、界面追跡等に基づき二相流解析を行う「微視的二相流解析手法」を、代表的な解析手法として選定した。これまでに、数多くのCHF判定法が提案されているが、数値解析手法と相性のよいものを大まかに分類分けし、実験相関式（W-3式[1]、MIRC-1相関式[2]、NFI-1相関式[3]等）、気泡充満型のモデル（Weisman&Pei[4]等）、液膜底層ドライアウト型のモデル（Lee&Mudawwar[5]、Celata[6]、Katto[7]、Liu[8]等）を選定した。これらの解析手法と判定手法の組合せについて、原子炉のCHFを機構論的に予測する上で、「既存炉への適合性」、「開発要素」、「機構論による拡張性」の観点で評価軸を設定し、各評価手法の課題を可視化した。なお、「開発要素」は、未開発で課題があるほど、高得点となるようにした。「既存炉適合性」は、現状の手法を組合せて既存炉を対象とした評価をする際に、利便性が高い・既存炉の運転範囲をカバーするようなものであるほど、高得点となる。「機構論による拡充性」は、評価手法がメカニズムに基づいていて、新規燃料および新型炉設計への拡張性があるかという観点で評価した。これは特に、本委員会の趣旨よ

*Ayako Ono
JAEA

り、新型燃料や新型炉への最適評価・最適設計に際して、チューニングパラメータや実験相関式を得るためのモックアップ試験を削減することができるような機構論に基づいた評価手法を洗い出すために設定した。

図 2 (a) および(b) に示すように、横軸に「機構論による拡充性」、縦軸に「既存炉適合性」、「開発要素」をそれぞれ設定して、２次元分布上で各評価手法の位置づけを可視化する。例えば、図 2 (a) に示すように「既存炉適合性」に対して「機構論による拡充性」で示した図では、①の領域に分布する評価手法は、既存炉の評価はできるが、新型炉や新型燃料の設計には用いることができない手法であることがわかる。また、②の領域であれば、既存炉の評価は難しいが拡張性があることから、今後適合性を向上させ③の領域へ移行させるための課題の検討ができる。このように、この図を参考にすることでより深い考察が期待できる。一方、図 2 (b)に示すように「開発要素」に対して④の領域に分布している場合、今後の開発課題は多くはないが、完成しても新型炉や新型燃料の設計へ拡張することは難しい等の考察ができる。⑤の領域に分布している場合は、実現性があり機構論による拡充性も高いため、新型炉や新型燃料設計に役立つ可能性があると考察できる。⑥の領域に分布している場合、拡張性の高い評価手法であるが、多くの解決すべき課題がある。

まずは、CHF の判定手法について、適用範囲、成熟度、機構論による拡張性の観点で評価を行い、別途、解析手法について、適用範囲、成熟度、機構論による拡張性の他、計算コストの項目で評価を行った。そのうえで、CHF の判定手法および解析手法を組み合わせた CHF 評価手法について、適用範囲、計算コスト、精度、需要、成熟度、確立見込みについて、評価基準を与え総合評価を行った。総合評価結果を吟味する上で、先の詳細なスコア付けに立ち戻ることで、ボトルネックとなる課題に立ち返って検討ができる。Excel による評価シートを作成し、委員間で議論することで定量的なスコアを決定した。なお、評価基準や定量化したスコアは、主観に基づく委員間での議論によるものであり、今後、再考の余地があることを付す。

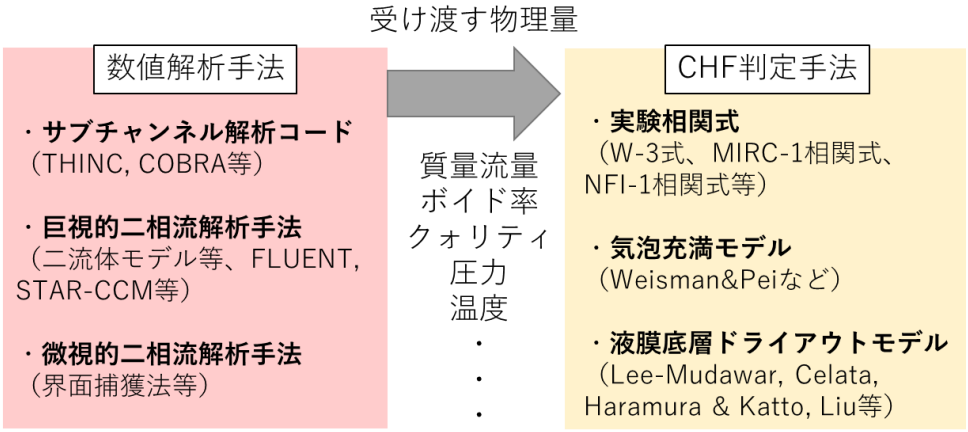


図 1　CHF 判定手法と数値解析手法を組合わせた CHF 評価手法

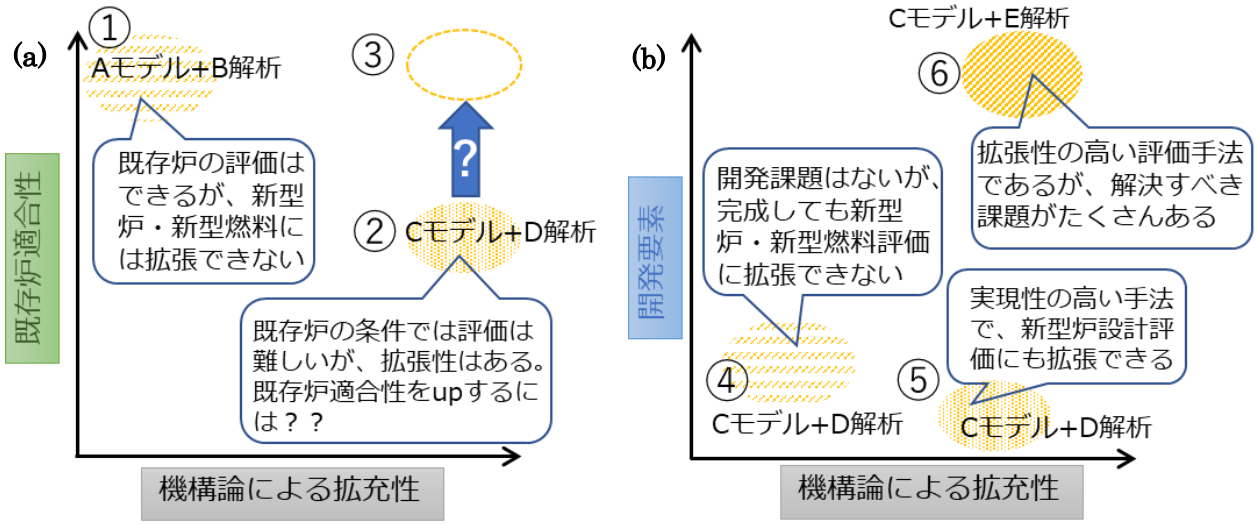


図 2　組合せた評価手法の評価マップ

2-2. 検討結果

図 3 (a)および(b)に、それぞれの CHF 判定手法と数値解析手法を組合せによる CHF 評価手法に対する総合評価結果をまとめた。グラフ中のプロット内に記載された番号は表 1 で示した手法の組合せを示す。

2-2-1. 実験相関式を用いた場合の既存炉適合性と今後の拡張性

図 3(a)は、各手法の既存炉適合性と機構論度の関係を示している。CHF の判定条件として実験相関式を用いた手法は、①：サブチャンネル解析×実験相関式、②：巨視的二相流解析×実験相関式、⑤：微視的二相流解析×実験相関式である。①は、サブチャンネル解析で燃料集合体内部の流動解析を行い、局所クオリティ、局所質量速度、圧力、ボイド率等を実験相関式へ与えて CHF を評価することを想定する。この評価方法は、既存炉の評価でも用いられており、既存炉適合性は最も高い。②、⑤における既存炉適合性はその他の手法と比べて卓越してはいない。一部の数値解析手法については、沸騰二相流への適用について研究段階であること、計算コストが大きいことがスコアを下げている理由である。実験相関式を用いた①②⑤については、CHF 判定に実験相関式を用いている以上、機構論による拡張性が乏しく、新型炉設計や新型燃料設計へそのまま適用することは難しいという結果である。以上より、②⑤については、既存炉適合性も低くかつ機構論による拡張性も低いことから、今後研究に着手する意義は小さいと考えられる。

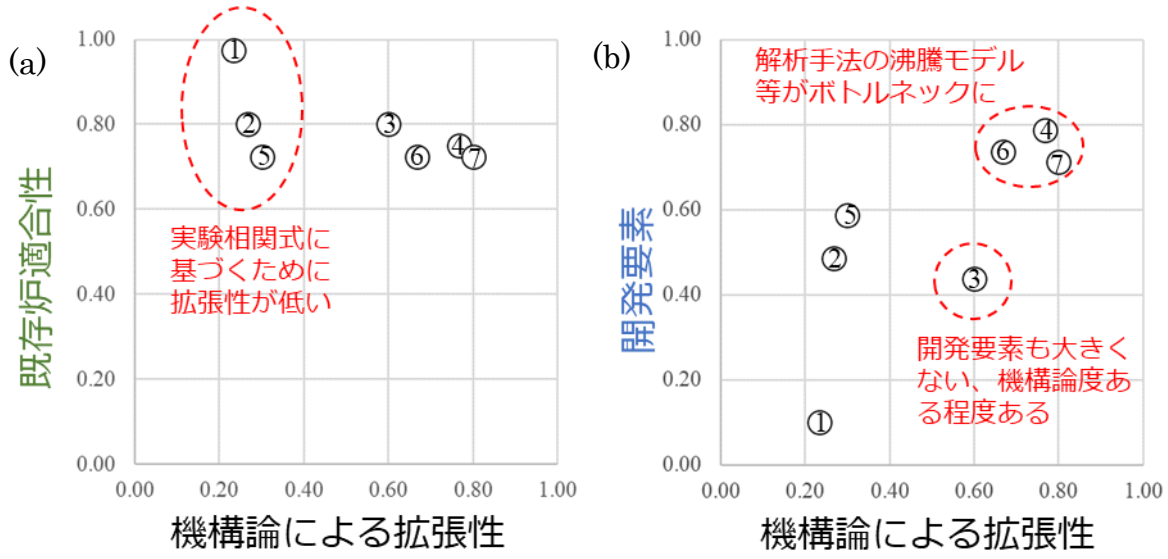


図 3　組合せた評価手法の評価結果

表 1　CHF 判定法と数値解析手法の組合せ

数値解析手法	CHF 判定法	No.
サブチャンネル解析	実験相関式	1
巨視的二相流解析	実験相関式	2
	気泡充満モデル	3
	液膜底層ドライアウトモデル	4
微視的二相流解析	実験相関式	5
	気泡充満モデル	6
	液膜底層ドライアウトモデル	7

2-2-2. 気泡充満モデルおよび液膜底層ドライアウトモデルを組合せた場合の既存炉適合性と今後の拡張性

気泡充満モデルや液膜底層ドライアウトモデルを組み合わせた、③：視的二相流解析×気泡充満モデル、④：巨視的二相流解析×液膜底層ドライアウトモデル、⑥：微視的二相流解析×気泡充満モデル、⑦：微視的二相流解析×液膜底層ドライアウトモデルはいずれも既存炉への適合性は現時点では同等となっている。

しかしながら、機構論による拡張性は大きく、今後の開発による既存炉を含めた様々な炉型に対する評価が期待できる。いずれも、解析手法の既存炉運転範囲の再現性（とくに沸騰現象の再現）や大きな計算コストが既存炉適合性へのスコアを下げる結果となっている。将来的な信頼性の高い沸騰二相流解析の実現やスーパーコンピューターの性能向上により、④⑥⑦の既存炉適合性が引き上げられることが期待できる。

2-2-3. 開発要素と今後の課題

図 3 (b)に、開発要素についてまとめた。サブチャンネル解析と実験相関式を合わせた①の手法は、実験相関式での判定方法として確立し、すでに現行軽水炉の評価に用いられているために、開発要素はほとんど残されていない。特段、開発要素が多いのは、④⑥⑦である。⑥⑦において、開発要素を大きくしている要因は、「微視的二相流解析手法」であり、沸騰二相流解析が研究段階であることに起因している。④において、開発要素を大きくした理由は、液膜底層モデルで必要とされる物理量を、巨視的二相流解析から得るためには、何等かのモデルが必要となるためである。このモデルの実現可否が不透明であるため、確立見込みスコアが影響し、開発要素のスコアが高くなった。ただし、巨視的二相流解析手法の方が微視的解析手法よりも計算コストが抑えられるため、④におけるモデルが開発できるのであれば、拡張性も高く計算コストも低い評価手法が期待できる。一方、③は、巨視的解析手法と気泡充満モデルを組み合わせた評価手法であるが、機構論度もかなり高く、開発要素もさほど大きくはないため、ある程度実現が見込める。よって、実現の可能性は高く、将来炉や新型炉への拡張性も期待できることから、開発に注力する価値があると考える。開発課題としては、巨視的二相流解析手法における信頼性の高い沸騰二相流解析の実現にあると考えられ、この点を今後の研究課題とすることは価値がある。

2-2-3. 開発が見込まれる手法について

以上の議論に基づき、具体的な評価手法を想定した。開発要素の高さと機構論による拡充性のバランスを踏まえ、今後の将来炉や新型炉および新型燃料設計にために汎用性のある評価手法を選ぶとすると、③巨視的二相流解析－気泡充満モデル、⑦微視的二相流解析－液膜底層ドライアウトモデルが挙げられ、これら２つの評価手法について議論を行った。

(1) 巨視的二相流解析手法―気泡充満モデルの組合せ

具体的な予測方法：気泡充満モデルでは、伝熱面近傍におけるボイド率に閾値（臨界ボイド率）を与え CHF を判定する。よって、数値解析によって伝熱面近傍のボイド率が適切に算出できれば、数値解析との組合せによって CHF を予測することができる。解析手法としては、Fluent、STAR-CCM などの商用 CFD コードをはじめ、３次元二流体モデルを用いた計算コードが想定される。

用途や利点：相応の空間解像度が要求されるため、計算コストは比較的大きい。よって、実機評価等では解析対象は最大でも集合体１体～数体に限定される。このため、炉心全体はサブチャンネル解析コードなどを併用し、注目される集合体について本手法を用いるなどの運用が想定される。燃料集合体形状を解析メッシュで再現でき、内部流動は３次元二流体モデルによって解くことができるため、新型燃料や新型炉における燃料形状を反映することができる。また、炉心全体で沸騰を許容する運用の場合は、炉心全体を新たにモデル化して、径方向の二相流挙動も含めて計算できるため有効である。

実現までに課される課題：気泡充満モデルについては、調整パラメタを用いて導出された臨界ボイド率を含め、モデルの信頼性について実験研究に基づき検証が必要である。これには、CHF 発生時の伝熱面近傍のボイド率分布を取得する必要がある。よって、伝熱面近傍の適切な領域におけるボイド率を必要な精度で計測することが課題となる。また、可視化技術を用いて、実際の CHF 発生時の発熱体表面の状況について観測することが現象の理解を進めるために重要である。また、３次元二流体モデルを用いた伝熱面からの沸騰を含む解析の妥当性検討も望まれる。気泡充満モデルで CHF 判定に必要となる気泡層の中のボイド率は伝熱面から数百μm 程度の距離であるため、伝熱面近傍で高い解像度が要求される。この点は３次元二流体モデルによる数値解析手法に課される課題となり得る。計算コストも鑑みると、解析での解像度は適度に粗く設定し、CHF 判定で必要となるメッシュサイズ未満の伝熱面近傍のボイド率分布について予測するモデルを開発し、

導入する必要があろう。

(2) 微視的二相流解析手法―液膜底層モデルの組合せ

具体的な予測方法：液膜底層ドライアウトモデルは、様々な研究者によって提案されている。基本的には、伝熱面上を蒸気泡が覆っている時間の長さ（=蒸気泡の長さ/蒸気泡の速度）と、蒸気泡の下に形成される液膜厚さが CHF 予測のための重要なパラメタである。蒸気泡の下に形成される液膜厚さが数百μm 以下であることや、形成メカニズムの表現の面においても液膜形成過程を数値解析により再現することが難しい。一方、蒸気泡の形状や通過速度については、界面捕獲法による解析手法に代表される微視的二相流解析手法で瞬時の界面形状が得られる。よって、この評価手法においては、液膜厚さについては理論モデルで求め蒸気泡挙動に関するデータは微視的二相流解析で求めることとなる。

用途や利点： CHF 判定モデルと評価手法どちらにおいても機構論度が高く、直観的にわかりやすい。CHF を予測する過程において計算される二相流動挙動等のデータも新型燃料設計にとって非常に重要な知見となり得る。たとえば、燃料集合体の CHF を向上させる設計を考える際に、蒸気泡の挙動がスペーサグリッドや径方向流れによってどのような影響を受けるのか等についての重要なデータを得ることができる。ただし、計算コストは巨視的解析手法よりも大きくなるため、解析範囲は燃料集合体 1 体が限界であると想定される。感度解析のために多くの解析ケースを計算するというよりも、しっかりと物理を把握しながらの説明性の高い評価をするための計算をする場合に、非常に力を発揮すると考えられる。

実現までに課される課題：液膜底層モデルについて、研究者間で液膜厚さやその算出方法は異なっている。この評価手法を用いるためには、液膜厚さを予測するモデルが必要となる。そのためには、液膜厚さに対する圧力、サブクール度及び流速依存性のデータが必要である。液膜厚さを直接計測した例では小野らの研究[9]があるが、高圧沸騰域に対して、ここで用いた触針ボイド計での計測は難しく、他の計測手法を検討する必要がある。数十μm オーダーの気液挙動を数 ms 以下の時間分解能で計測する必要があり、先進的な計測技術の導入がブレークスルーになる。VOF 法を用いた界面追跡型の微視的二相流解析手法で伝熱面からの沸騰をシミュレーションしている研究[10]はあるが、発泡開始の微小な気液挙動からシミュレーションしているため、解析格子は数μm 以下と設定する必要があり、数 m 規模の燃料集合体を対象とすることに大きな課題がある。解析手法の実験による妥当性確認検証として、CHF 予測に必要な蒸気泡の大きさや速さなど、瞬時局所的な物理量に対する検証が必要となるため、瞬時局所的な気液データを取得できる計測手法が必要とされる。

3. まとめ

本報では、後の CHF 研究において注力すべき研究課題を明確にすることを目的とし、最新の解析技術と機構論的な CHF 予測モデルを組み合わせることで、汎用性が高い CHF 評価手法の提案と、その手法を確立のための課題について検討した。解析手法と機構論的 CHF 評価法の組合せによる評価手法の課題出しの議論を促進するために、いくつかの評価項目・評価軸を設定して定量的なスコア付けを行った。評価軸やスコア値の設定は、委員の主観に基づく議論によるものであり、今後の再考の余地があるものの、抽出された開発課題は今後の研究への取り組みの参考なると考える。

参考文献 [1] L.S.Tong, J. Nuclear Energy, 21, 241-248 (1967). [2] 三菱重工（株）「三菱新 DNB 相関式（MIRC-1）について」MAPI-1075 改 3(2000). [3] 原子燃料工業（株）「原燃工新 DNB 相関式（NFI-1）について」KFK-8087 改 1(2000). [4] J.Weisman and B.S.Pei, Int. J. Heat Mass Transf., 26, 1463-1477 (1983). [5] C.H.Lee and I.Mudawwar, Int. J. Multiphase Flow, 14, 711-728, (1988). [6] G.P.Celata et al., Int. J. Heat Mass Transf., 37, 347-360 (1994). [7] Katto, Int. J. Heat Mass Transfer, 33, 1921-1928 (1990). [8] W.Liu et al., Int. J. Heat Mass Transf., 43(18), 3371-3390, (2000). [9] A.Ono and H.Sakashita, Int. J. Heat Mass Transf., 50, 3481-3489. [10]Y.Sato and B.Niceno, Int. J. Heat Mass Transf., 105, 505-524.

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

[3J_PL] 再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

座長:高橋 信(東北大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[3J_PL01] BWR運転員訓練の現状

*岩垂 功二[1] （1. BWR運転訓練セ）

[3J_PL02] 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み（エラーの未然防止に向けて）

*小笠原 和徳[1] （1. 東北電力）

[3J_PL03] 総合討論

岩垂 功二[1]、小笠原 和徳[2]、五福 明夫[3]、決得 恭弘[4] （1. BWR運転訓練セ、2. 東北電力、3. 岡山大、4. 日本原燃）

©日本原子力学会

2023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

再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

（1）BWR 運転員訓練の現状

(1) Current status of operator training of BWR

*岩垂功二[1]　笠　咲樹[1]
[1]BWR 運転訓練センター

1. はじめに

BWR 運転訓練センター（以下 BTC）では、主に BWR 型原子力発電所運転員に対し、フルスコープシミュレータを用いて教育・訓練を実施している。国内 BWR プラントでは、審査や工事が進み、様々な準備が進められている。

国内 BWR プラントは、東日本大震災以降運転が停止した状態が継続しており、原子力業界としても人財の育成が課題となっている。

BTC では、経営理念として「質の高い訓練を提供し、原子力発電所の安全・安定運転に寄与する」を掲げ、運転訓練を実施してきた。本セッションでは、BWR の運転訓練の現状を紹介し、長期間運転停止している状況において、BTC における訓練上の工夫などを紹介する。

2. 運転訓練の現状

2-1.運転訓練体系

BTC における運転訓練の体系図を図１に示す。運転員に必要な知識は多岐にわたり、１つの訓練ですべてを習得させることは困難であるため、図１のようなステップアップ方式を採用している。

初級訓練において、プラント運転に必要な系統知識や基本的な対応操作を学ぶ。BTC はこの初級訓練が修了した段階を中級運転員としての力量を持つ者と位置付けている。

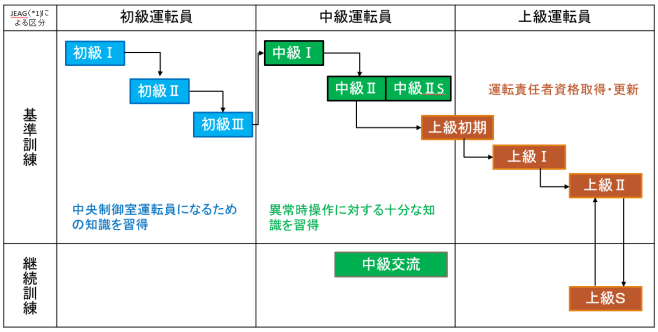


図１：BTC 運転訓練体系図（2023 年度版）

中級訓練は中央制御室で主に運転操作を実施する運転員を対象とするため、その内容については事故対応操作を含めて高度なものとなっていく。重大事故に関する訓練については中級訓練の範疇となる。

運転責任者については、上級訓練において必要な教育と訓練を行なっている。運転責任者の教育・訓練に関する事項は、「JEAC4804-2021　原子力発電所運転責任者の判定に係る規程」に記載され、その規程に基づいて訓練を実施している。

2-2. 訓練内容

シミュレータを用いた訓練で実施する内容としては、以下の４つに分けられる。

- 通常操作訓練（起動／停止）
- 警報対応訓練
- 事故時対応訓練
- 重大事故対応訓練

*Kouji Iwatare[1] ,Saki Ryu[1]
[1]BWR Operator Training Center Corp.（BTC）

(1)通常操作訓練

通常操作訓練では、運転操作手順書に従って操作を実施する。手順書に従って操作するのみでなく、現場をイメージして操作員を配置する、安全を確保するなど、手順書に記載されない部分についても訓練を実施する。通常操作訓練は主に初級Ⅱ訓練で実施しており、その訓練時間は９６時間（２４日×４時間）となっている。

課題としては、プラント運転状態を経験していない運転員にとって、現場の状況をイメージしにくいという点が挙げられる。機器の配置や動作する音などは重要な情報となり得る。本訓練の受講者に対し、機器の場所などイメージできるかなどを問いかけて、訓練終了後に、現場において実物を確認してもらえるよう訓練期間中に促している。

通常操作訓練は、その後に続く事故対応操作の基礎となる部分であり非常に重要な訓練である。

(2)警報対応訓練

警報対応訓練では、系統単位での故障を発生させて対応する訓練である。警報発生手順書が制定されているため、警報が発生したときの対応を手順書に沿って身に着けさせることを目的とする。また、警報対応を行うことによって、その系統の知識を理解することにも役立つ。

(3)事故対応訓練

すべての訓練を通じて最もウェイトが大きいのが事故対応訓練となる。プラント停止に至る事象について対応を実施する訓練となっており、原子炉スクラム事象、タービントリップ事象などそのプロセスは多岐にわたる。想定される事故事象については、事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP:Abnormal Operation Procedure)によって対応を行う。これらは、事象毎（再循環ポンプ停止等）に対応手順が定められており、BTC における訓練としてはまず、基本的な対応手順を習得することから始める。さらにこの事象ベースの手順では対応しきれない事象(多重故障等)は、事故時運転操作手順書(徴候ベース)(EOP:Emergency Operation Procedure）によって対応を行う。この手順は、原子炉水位や圧力といったパラメータの徴候によって対応手順が定めらており徴候ベース手順とも呼ばれる。徴候ベース手順では、スクラム失敗や給水喪失など厳しいプラント状況にも対応できるよう訓練を行う。

(4)重大事故対応訓練

重大事故とは、実用炉規則　第四条において「炉心の著しい損傷」と定義されている。重大事故対応訓練は、炉心が損傷したと判定した後の対応を行う訓練である。

「重大事故に至るおそれがある事故」として、７つの事故シーケンスが設置許可基準規則の解釈に例示されている。これらの事故シーケンスに対応できるように事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）(SOP:Severe accident Operation Procedure)が制定されておりこれを習熟する。

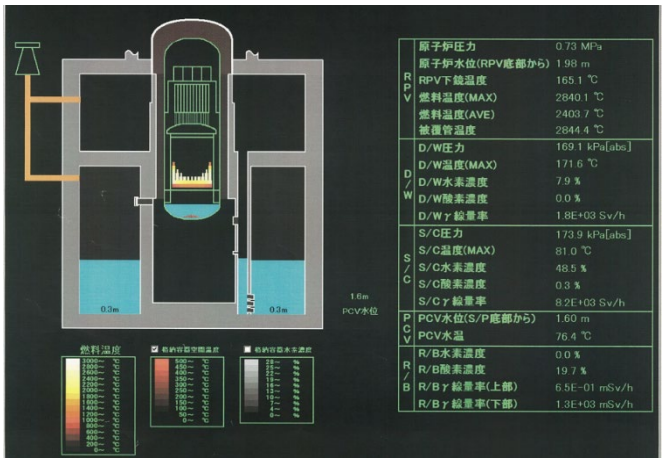


図２：教育用画面例（ABWR,格納容器内状況）

炉心の状況は直接把握できないことから、SOP 手順においては、プラントのパラメータから炉内の状況を推測して手順を実行していくことになる。しかしながら、炉心状況をイメージすることは、SOP 手順による対応操作の効果を理解する上で有効であるため、SOP 手順を理解する段階においては、図２に示すような教育用画面を用いて炉心内の状況をイメージさせて、訓練を実施している。

3. 訓練方法の高度化

3-1.リトライ訓練の実施

シミュレータ訓練は、対応操作を実施した後、その対応について振り返りを実施し、その次の事象へと移行するというパターンを基本としている。ある程度、熟練した運転員であれば、その方法でも充分である場合が多いが、若手の運転員にとっては充分に理解しているかどうか振り返りだけでは判別が難しい状況であった。このような問題点を解決すべく、初級Ⅲ訓練において、リトライの時間をあらかじめカリキュラムに盛り込み構築することとした。あらかじめリトライの時間を組みこむことにより、時間的に余裕を持って訓練を実施することができる。

失敗した状態で終わるよりも成功する（できた）という状況（手順通りにできた、コミュニケーションが成功したなど）で訓練を完結することが、その後のモチベーション向上にもつながっている。訓練指導サイドとしても、指導したことが「出来た」という状況を確認することができるため、学習したことが確認できるメリットがある。

3-2.訓練フォローシート

上級Ⅱ訓練を対象に、訓練フォローシートを発行している。このシートは、派遣元電力とBTC間のコミュニケーション強化を図ることと、訓練生の訓練に対する動機づけを図るために開始した。このシートには、前回訓練の状況・課題・取り組み状況などを記載するようになっており、現状において、訓練生がどのような課題を持っているかを把握し、訓練運営に活かすようにしている。また、訓練生本人が目標を定め訓練に取り組む状況を作ることで学習効果を高める狙いがある。

この取り組みについては、まだ開始して１年程度であり、その効果については充分に検証できていないものの、派遣元からは好意的な意見が得られている。

3-3.パフォーマンスガイドラインの制定

２０１７年に「BWR標準的な事故対応パフォーマンスガイドライン」をBWR電力各社と共同で制定した。目的としては、静穏な環境を作り、良好なコミュニケーションの下、確実な指揮や操作につなげることとし、事故対応時におけるチーム対応において、コミュニケーションやブリーフィングといったツールについて標準的な内容をまとめたものである。本ガイドラインには、いくつかの行動戦略（表1）をまとめており、BWR電力共通的なものとなっている。これによりBTC及び各サイトにおいても統一した考えで訓練指導ができるようになった。

表 1　パフォーマンスガイド行動戦略

行動戦略項目
スクラムコレオグラフィ
手順書の使用／即応対応
コミュニケーション －周知 －報告 －3way コミュニケーション －音標文字（Phonetic code）
ブリーフィング
オペレーション －クリティカルパラメータ

－警報対応
－指差呼称
－許容される両手操作
－ページングの使用

4. 運転員以外への訓練

BWR 原子力発電所は長期間停止している状況である。運転員だけでなく、原子力業界全体として人財育成は大きな課題と言える。BTC としても、運転員の育成のみではなく、原子力プラントを支える人財の育成に積極的に関わっている。

プラントメーカー技術者向けの訓練は、これまでも継続的に実施しているが、再稼働に向けてシミュレータを用いた訓練プログラムを活用し、起動に向けた準備が進められている。

自治体向けの研修にも積極的に取り組んでいる。自治体向けには、プラントの非常用設備がどのように使われるかなど基本的な知識の習得を図るため、事故の状況をシミュレータを用いて再現し、解説している。自治体向けの研修プログラム制作においては自治体側のご要望に応じた柔軟な対応を行っている。

今後も、原子力発電所の安全で安定な運転に寄与することで社会に貢献していきたい。

2023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

再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

（2） 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み （エラーの未然防止に向けて）

(2) Efforts for risk management for proactive prevention of error

*小笠原 和徳[1]

[1]東北電力株式会社

1. エラーの未然防止に関する取組みの経緯

当社では，2003 年に品質マネジメントシステムを構築して以降，品質保証総点検等の過去の不適切事例の経験を踏まえ，継続的に業務品質の向上を図ってきた。近年では，「現場力向上」をスローガンとして，作業に潜むリスクを事前に洗い出し対策をとる「リスク想定」の活動や，作業を行うにあたって期待される振る舞いである「基本行動」を根付かせる活動を実施することにより，ヒューマンエラーの低減を図ってきている。

このうち，「リスク想定」の活動にあたっては， 2020 年にリスクマネジメントプロセスを構築し，事前のリスク特定や対策検討等について体系的に実践している。

2. リスクマネジメントプロセスの概要

リスクマネジメントプロセスは，社内文書「統合リスク管理要領」に規定し，これに基づき，事前にリスクを特定・評価し，重要度のランク付けを行うとともに，対策をとり，リスクを低減してから作業等を実施するリスク管理活動を実施している。図１にリスクマネジメントプロセスの概要を示す。

このプロセスでは，活動の内容に変更が無い場合，再度の記録作成は不要とすることで，３Ｈ（初めて，変更，久しぶり）作業等に管理を注力できるよう配慮している。

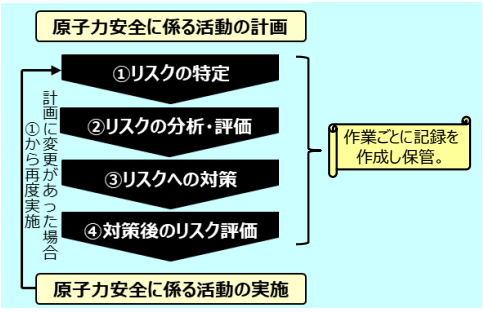


図１ リスクマネジメントプロセスの概要

3. リスクマネジメントプロセスの改善状況

半期毎に管理実績を振り返り，統計データの分析，実施例の妥当性確認，不適合事象からの教訓等をもとに，改善すべき課題を抽出し，プロセスの改善を行ってきている。例えば，リスクマネジメントプロセスの導入当初は，発電所間で，評価したリスクランクにバラつきが見られたことから，リスクマネジメント事例集を策定し，周知・教育を行う改善を実施した。これにより差異が収束傾向となっている。

4. まとめ

当社は，これまで，ヒューマンエラーの低減に向け，様々な取組みを実施し，一定の成果が見られてきたものの，近年では，ヒューマンエラーの発生件数は横ばい傾向であり，さらなる低減に向けた取組みが必要である。リスクマネジメントの実践は，エラーの未然防止に効果的であり，さらなるヒューマンエラーの低減に向け，リスクマネジメントプロセスが有効なものとなるよう，今後も継続的な改善を行っていく。

---

*Kazunori Ogasawara[1]

[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

(2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 J会場)

[3J_PL03] 総合討論

岩垂 功二[1]、小笠原 和徳[2]、五福 明夫[3]、决得 恭弘[4] （1. BWR運転訓練セ、2. 東北電力、3. 岡山大、4. 日本原燃）

©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

[1K_PL] 炉物理におけるマルチフィジックス研究と今後

座長:鈴木 求(電中研)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 K会場 (13号館2F 1322)

[1K_PL01] 炉物理におけるマルチフィジックスシミュレーションの現状と将来展望

*巽 雅洋[1] （1. 原子力エンジ）

[1K_PL02] JAEAマルチフィジクス用プラットフォーム JAMPANについて

*多田 健一[1] （1. JAEA）

[1K_PL03] 不連続体を対象としたマルチフィジックスシミュレーションとその産業応用

*酒井 幹夫[1] （1. 東大）

[1K_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2023年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理におけるマルチフィジックス研究と今後

Progression and future issues of Multi-physics approach with reactor physics

（1）炉物理におけるマルチフィジックスシミュレーションの現状と将来展望

(1) Current Status and Future Prospects of Multi-Physics Simulation in Reactor Physics

*巽　雅洋[1]

[1]原子力エンジ

欧米におけるマルチフィジックスシミュレーションの取り組みをレビューし、デジタル技術の活用と人材育成の観点から、我が国における課題と今後の可能性について論じる。

キーワード：マルチフィジクス，モデリング＆シミュレーション、デジタル技術，人材育成

1. 欧米における事例と成果

2000 年代半ばより、持続可能な社会に適合する原子力を実現すべく、科学的合理性に立脚したモデリング＆シミュレーション（M&S）によるアプローチを通じて、それらが示す事柄を客観的事実に基づき受容していくサイエンスベースの姿勢が重要であるとの認識が高まってきた。これを受けて、欧州では 2007 年から EURATOM による NURESIM プロジェクト（後に NURESAFE 等に発展）が開始された。また、米国では DOE 原子力 R&D ロードマップに基づき、2009 年より NEAMS(Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation)の枠組みのなかで、軽水炉シミュレーションの高度化を目的として Oak Ridge 国立研究所(ORNL)を中心としたコンソーシアム（CASL: Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactor)が立ち上げられた[1]。産官学による複数年におけるプロジェクト遂行にあたり、Euratom や DOE から相応の予算が割り当てられている。達成すべき目的に鑑みて、考慮する現象の範囲を広げると同時に計算モデルの忠実度を高めている。炉物理、熱流動、燃材料を対象としたソルバー間でのカップリング計算を基本とし、CASL においては水化学も対象に含めている。大規模分散並列計算機も含めた様々な計算環境でのシミュレーションの実行を想定しており、連成計算やデータ可視化のためにデータ交換フレームワークである SALOME や MOOSE が積極的に活用されている。既存の計算コードやソルバーを活用すると同時に、新規開発の高忠実な計算コードをフレームワークに組み込むことで、ノウハウ活用による効率化と新規開発のベネフィットを両立している。検証と妥当性確認も重要なテーマの一つであり、ベンチマーク問題の設定・活用、感度および不確かさ解析を含めた実験結果との比較など、解析能力の向上だけではなく人材育成の観点からも意義深いプロジェクトといえる。プロジェクト成功のためには、①予算的な裏付けも含めた強力なトップマネジメント、②明確なビジョンと目標の設定、③各機関の特性を活かしたプロジェクト運営、の３つの要素が重要であると言える。

2. 我が国における課題と将来展望

2000 年代以降、我が国においては、軽水炉分野を中心に炉物理や熱流動などの個別の分野において、計算手法やコードの開発において顕著な成果を上げてきた。一方でマルチフィジックスシミュレーションという観点においては、高速炉解析分野での試み[2]や軽水炉の安全解析の枠組みでの進展はあったが、次世代炉を対象にしたものは殆どなく、研究開発や人材育成の観点での推進という意味では欧米に後れを取っていたと言わざるを得ない。これには様々な理由が考えられるが、①福島第一原子力発電所の事故後の議論の中で、研究開発分野における課題意識や緊急度が欧米に比べて低かったこと、②核燃料サイクルの将来ビジョンが不透明な状況において、高速炉や次世代炉を対象とした研究開発が限定的だったこと、③原子力分野におけるソフトウェア投資への理解が少なく、モデリング＆シミュレーション分野での人材育成投資が進まなかったこと、の三つに集約されると考える。

福島原子力発電所事故に対する真摯な取り組みを継続した結果、エネルギー安全保障への関心と原子力エネルギーの活用への関心・理解も広がりつつあり、ベストミックスを実現するための方法論や原子力技術の維持・向上に対する議論の機運が高まりつつある。しかしその一方で、10 年超におよぶ研究開発の停滞は、

原子力人材の確保と育成に対して想像以上のダメージを与えている。特に、原子力黎明期を担ったベテラン層が持つノウハウをいかに次世代に繋げるか、原子力の未来を託す若手をどのように育成していくべきか、今まさにこのタイミングで真剣に考えなければならない状況にある。その解決方法のひとつとして、我が国の原子力分野におけるマルチフィジックスシミュレーション技術の高度化推進を提案したい。

いま最も重要なことは、原子力発電に係る基盤技術を維持・向上させることであり、この分野が魅力的であり続けることである。Software-Defined な社会への移行が進みゆく中で、重要な社会インフラを担う原子力の分野においても、デジタル技術を活用した変革が求められている。単なる IT 化による合理化やコスト低減だけを指向するのではなく、原子力を含めたエネルギー全体のエコシステムについて、デジタル技術を活用してデザインするという新たな発想が必要となるだろう。そのためには、全技術者のデジタルリテラシーの底上げが必要であり、さらには一部のコア人材に対しては高度な専門スキルを養成することが肝要である。素養を持つ潜在層まで対象を広げたとしても、需要を満たす人材を十分に確保することができず、熾烈な獲得競争の中で少ないパイを奪い合っているのが現状である。

そこで提案するのが、マルチフィジックスシミュレーション技術の高度化として、今後導入が期待される次世代炉のデジタルツインモデルの開発である。科学技術および原子力産業における競争力の向上が期待できると同時に、人材育成の観点でも費用対効果が高く波及効果も大きい。既存の計算機資源を活用する場合において、ソフトウェア開発費用の大部分は人件費であり「人への投資」である。これまでハードウェア偏重傾向だった予算を見直し、ソフトウェア分野への投資に集中することで、我が国が得意とする応用分野でより一層の存在感を発揮できるだろう[3]。我が国が誇るスーパーコンピュータ「富岳」は高い演算性能と汎用性を同時に発揮できる非常に優れたアーキテクチャを有しているが、それでも性能を引き出すためには、計算工学や計算機科学に関する高度な専門知識が不可欠である。この分野における取り組みは、現時点において欧米に比べて後れを取っているかもしれないが、次世代原子炉の設計開発に資するビジョンと明確な目標を掲げることで、素早くキャッチアップできるだろう。すでに実現済みの要素技術から重要なエッセンスを抽出し、それらを最新の計算機アーキテクチャに適合させていく、あるいは、それらを踏まえて次世代アーキテクチャとして提案・開発・実装していくことで、高度なデジタルツインを実現することが可能なはずである。科学技術立国の基本方針のもと、盤石なエネルギー基盤の実現に資する意味でも、国民への還元効果が期待できる国家プロジェクトとして推進していくことが望ましい。連合プロジェクトとして実現することで、組織の枠を超えて、有形無形の資産を将来世代と共有できると確信する。

上記は単なる理想論、夢物語にすぎないとの批判もあるだろう。予算と人材の不足、組織の壁など、課題やできない理由は容易に列挙できる。しかしながら、我が国の大学、研究機関、民間企業、そして規制当局は優秀な人材を擁しており、それぞれが個別に活躍していることも事実である。あと必要なことは、明確なビジョンと目標を掲げ、予算的な裏付けを行い、強力なリーダーシップと適切なマネジメントのもと、これらのタレントを束ねていくことである。これこそが欧米の事例から学び、我が国において我々が実践していくべきことではないだろうか。

本稿が今後の議論に一石を投じることを期待する。なお、本稿の内容は筆者個人としての発言であり、筆者が所属する組織を代表するのもではないことを付記しておく。

参考文献

[1] 堀田, 「米国と欧州の情勢」計算科学技術部会企画セッション, 日本原子力学会 2011 年秋の大会 https://csed.sakura.ne.jp/archives/543

[2] 横山他、「汎用炉心解析システム MARBLE2 の開発」, JAEA-Data/Code 2015-009. (2015). DOI:10.11484/jaea-data-code-2015-009

[3] 安宅, シン・ニホン AI×データ時代における日本の再生と人材育成, NewsPicks パブリッシング (2020).

*Masahiro Tatsumi[1]

[1]NEL

2023年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理におけるマルチフィジックス研究と今後
Progression and future issues of Multi-physics approach with reactor physics

（2）JAEA マルチフィジクス用プラットフォーム JAMPAN について
(2) Development of JAEA Advanced Multi-Physics Analysis Platform for Nuclear Systems JAMPAN

*多田 健一[1]
[1]JAEA

JAEA が開発中のマルチフィジクス用プラットフォーム JAMPAN について説明する。

キーワード：マルチフィジクス，プラットフォーム，JAMPAN

1. JAMPAN の開発背景

炉心設計コードの妥当性検証には、実験データとの比較が必要となる。しかし、核熱連成などのマルチフィジクスを取り扱った実験データは非常に限られている。そのため、実験データに代わる高忠実なマルチフィジクスシミュレーションを実現することで、炉心設計コードの妥当性確認に資することが求められている。JAEA では、忠実な核熱連成シミュレーションの実現のため、マルチフィジクス用プラットフォーム JAMPAN(JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems)の開発を 2021 年に開始した。

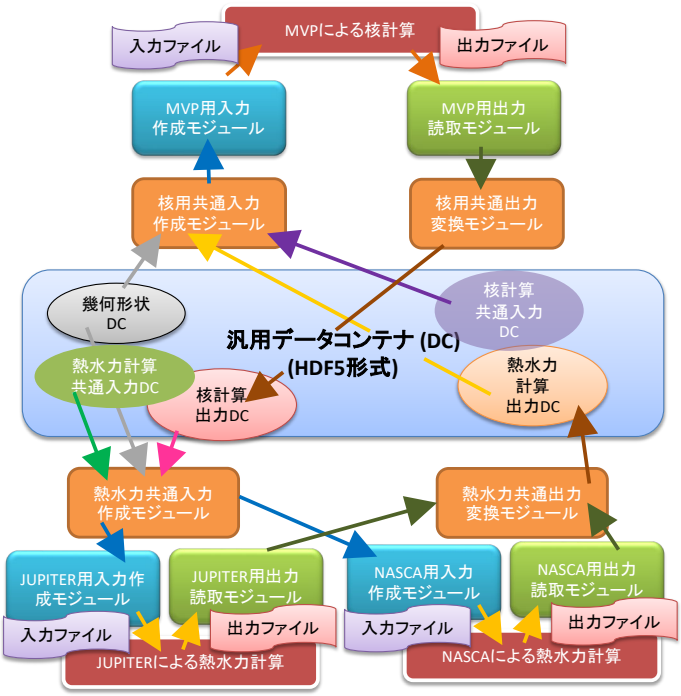


図1 JAMPANの構成図

2. JAMPAN の構造

図 1 に JAMPAN の構成図を示す。JAMPAN では、HDF5 形式の汎用データコンテナを中核として核計算や熱水力計算などの物理計算コードを連結する。各物理計算コードは共通のインタフェース（データ変換モジュール）を介してデータの受け渡しを行うことで、他の物理計算コードへの連結を個別に考慮しなくてもよい。この特徴を活かすことで、構造計算や材料の腐食計算など、様々な物理計算コードを比較的容易に追加していくことが可能となる。このようにマルチフィジクス計算に必要な物理計算機能をモジュールとして追加することで、様々なマルチフィジクス計算を実現することを計画している。

また、図 1 は現状における核熱連成計算のために組み合わせ可能なコード群を示しており、核計算コードとして MVP、熱水力計算コードとして JUPITER と NASCA が利用できる。熱水力計算では、詳細度の異なる 2 種類のコードが選択でき、各計算コードの入出力を取り扱うモジュールを実装すれば、容易に他の計算コードも追加することが可能である。今後は三次元二流体モデル解析コード ACE-3D などを追加することを検討している。

JAMPAN は Python ベースで構築している。そのため、同じく Python ベースで構築されている JAEA の汎用炉心解析システム MARBLE とも親和性が高い。JAMPAN と MARBLE は共通する部分が多いことから、MARBLE の資源を最大限活用していくことで、JAMPAN 開発の効率化を図っていく予定である。

JAMPAN の開発はスタートしたばかりであり、物理計算モジュールや入出力フォーマットの詳細については今後決定していく予定である。JAMPAN の開発状況については学会等で報告していくので、その際には JAMPAN の発展のため、忌憚のないご意見・ご要望を頂きたい。

*Kenichi Tada[1]
[1]JAEA

2023年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理におけるマルチフィジックス研究と今後
Progression and future issues of multi-physics approach with reactor physics

（3）不連続体を対象としたマルチフィジックスシミュレーションとその産業応用

(3) Multi-physics simulation for discontinua and its industrial applications

*酒井 幹夫[1]
[1]東京大学

1. はじめに

流体や弾性体のような連続体は支配方程式が確立しており、マルチフィジックスシミュレーションに広く利用され、その妥当性確認もなされている。他方、著者の研究対象とする不連続体は支配方程式が確立しておらず、個々の固体粒子の挙動を模擬するラグランジュ的手法の Discrete Element Method（DEM）[1)]が世界標準として使用されている。DEM と Computational Fluid Dynamics（CFD）を連成[2)]した計算手法の CFD-DEM は、もっとも典型的なマルチフィジックシミュレーションのひとつの固体-流体連成シミュレーションにおいて広く使用されている。本稿では、マルチフィジックシミュレーション手法として CFD-DEM の概要を示すとともに、CFD-DEM を用いた固体-流体連成シミュレーションの計算事例について紹介する。

2. 数値シミュレーションモデルの概要

CFD-DEM では、CFD のグリッドサイズと DEM の計算粒子の大きさの比によって固体-流体間相互作用力のモデル化が異なる。本稿では、CFD のグリッドサイズが DEM の粒子径よりも大きい Unresolved CFD-DEM について述べる。Unresolved CFD-DEM では、流体の支配方程式には局所体積平均が導入されており、Navier-Stokes 方程式における固体-流体間相互作用項は実験などにより導出された式（例えば、Wen & Yu の式と Ergun の式を結合したもの）により模擬される。Unresolved CFD-DEM の流体の支配方程式に関する安定条件は、クーラン数および拡散数に加えて、固体-流体間相互作用項の Mori-Sakai の式[3)]があげられる。Mori-Sakai の式は、著者のグループで導出されたものであり、

$$\Delta t < \frac{D^2 \rho \varepsilon^2}{(1-\varepsilon)(75+1.75Re_p)\mu_f} \quad (1)$$

のように表される。ここで、D、ρ、ε、μ_fおよびRe_pは、それぞれ、粒子径、流体密度、空隙率、流体粘度および粒子レイノルズ数である。このような安定条件の下、Unresolved CFD-DEM を使用して固体-流体連成シミュレーションを実行すると、実現象に対して再現性の良い結果を得ることができる。

Unresolved CFD-DEM を産業規模の粉体システムに応用する際に計算粒子数が不足する可能性がある。1 台の計算機を使用した際の計算粒子数は 100 万個程度となるが、これはスプーン数杯分の粉砂糖にすぎない。そのため、Unresolved CFD-DEM を産業規模の粉体システムに応用することは実質的に不可能である。このような問題を解決するために、著者のグループでは、Unresolved CFD-DEM を大規模粉体システム（例えば、10 億個超の粒子数の体系）に応用する計算手法として DEM 粗視化モデル[4)]を開発している。DEM 粗視化モデルでは、粗視化粒子と呼ばれるモデル粒子を用いて実粒子の粒子群を模擬する。なお、DEM 粗視化モデルでは、粗視化粒子と粒子群の間で質量と全エネルギーが一致するようにモデル化がなされている。DEM 粗視化モデルを使用すると、粗視化粒子が実粒子よりも L 倍大きな場合、計算粒子数は $1/L^3$ にすることができる。すなわち、実粒子 10 億個の大規模体系であっても、10 倍大きな粗視化粒子を使用すると計算粒子数は 100 万個となるため、このような大規模体系であっても 1 台の計算機で模擬することができる。

*Mikio Sakai[1]
[1]The University of Tokyo

3. 計算事例：粉体混合

本稿では、Unresolved CFD-DEM を応用した計算事例として粉体混合を紹介する。本稿で示す混合機とは異なるが、粉体混合は原子力分野においても軽水炉用原子燃料の製造プロセスなどで採用されている。

まず、Unresolved CFD-DEM を用いた粉体混合シミュレーション[5]について述べる。本研究では、コンテナブレンダーを対象とし、粒子密度が 1,500 kg/m^3 で粒子径 0.20 mm の細粒子（Case 1-1）および粒子径 1.0mm の粗粒子（Case 1-2）を対象とした固体粒子の粉体混合を行い、ブレンダー内部の気流が粉体混合の進展に及ぼす影響を評価した。計算粒子径は Case 1-1 および 1-2 ともに 1.0 mm とし計算粒子数を 500,000 個とした。なお、Case 1-1 では DEM 粗視化モデルを用いて実粒子径 0.20 mm の固体粒子を直径 1.0 mm の粗視化粒子で模擬した。コンテナの回転速度は 40 rpm とした。Case 1-1 および 1-2 ともに、初期状態において上側半分の粒子を赤色で可視化し、下側半分の粒子を白色で可視化した。

図 1 に計算結果を示す。9 回転目において Case 1-1 および Case 1-2 の粉体混合状態を比較したところ、Case 1-1 の方がよく混合されていた。細粒子の混合状態が良かった理由として、コンテナブレンダー内に発生する気流が粉体の流動性を高め、これが混合効率を高めたことがあげられる。このことを確認するために、図 2 のように容器内部の気流も可視化したところ、内部の気流によって細粒子の流動性の向上を確認できた。

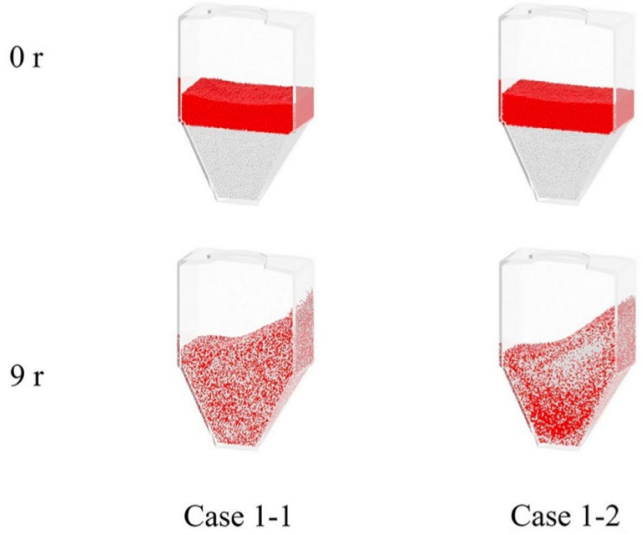


図 1　粉体混合における細粒子と粗粒子の流動挙動の違い[5]

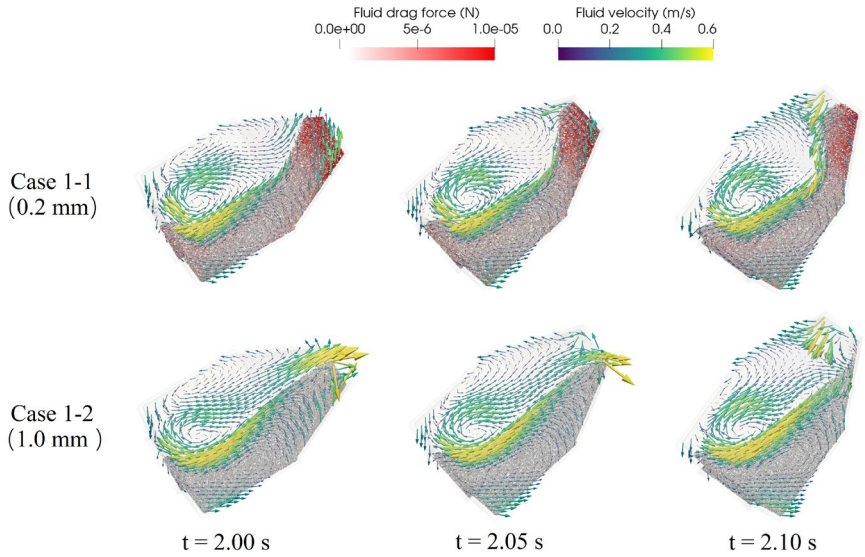


図 2　粉体混合時における細粒子と粗粒子の配置・速度と流体の速度ベクトル[5]

4. おわりに

本稿では、DEM と CFD を連成した数値解析手法の DEM-CFD について、計算手法の概要とともに粉体混合の計算事例についても示した。CFD-DEM は原子力分野において、原子燃料の製造プロセスの最適化検討はもちろんのこと、シビアアクシデントの現象理解や廃止措置における燃料デブリ取り出しの方針検討などにおいても役立てられると思う。CFD-DEM は固気液三相流[6]も模擬できることから、CFD-DEM と炉物理を融合したマルチフィジックスシミュレーションは、複雑な混相流現象に対応した精緻な臨界評価も可能なため、新しい研究テーマを創るきっかけになると思う。従って、やや大袈裟な言い方となってしまうかもしれないが、マルチフィジックスシミュレーションの計算手法の開発を軸とした研究者交流は、原子力工学の計算科学において新しい学問を創る可能性を秘めていると思う。

謝辞

本研究の一部は，科学研究費補助金(17KK0110、21H04870 および 21K19760)の助成を受けた。ここに記して謝意を表する。

引用文献

1) P.A. Cundall, O.D.L. Strack, “A discrete numerical model for granular assemblies,” Geotechnique 29 (1979) 47–65.
2) Y. Tsuji, T. Kawaguchi, T. Tanaka, “Discrete particle simulation of two-dimensional fluidized bed,” Powder Technol. 77 (1993) 79–87.
3) Y. Mori, M. Sakai, "Development of a robust Eulerian-Lagrangian model for the simulation of an industrial solid-fluid system," Chem. Eng. J., 406 (2021) 126841.
4) M. Sakai, M. Abe, Y. Shigeto, S. Mizutani, H. Takahashi, A. Vire, J.R. Percival, J. Xiang, C.C. Pain, “Verification and validation of a coarse grain model of the DEM in a bubbling fluidized bed,” Chem. Eng. J., 244, 33-43 (2014)
5) Q. Shi, M. Sakai, “Numerical study on effect of airflow on powder mixing in a container blender,” Phys. Fluids, 35 (2023) 013329.
6) X. Sun, M. Sakai, “Three-dimensional simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM-VOF method, ” Chem. Eng. Sci., 134, 531-548 (2015)

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 K会場)

[1K_PL04] 総合討論

解析コードの評価精度向上や大規模試験施設の廃止による代替検証のためにマルチフィジックスコードの必要性が取りざたされる。国内原子力分野でのマルチフィジックスコードは炉心設計や過渡解析コードとして使用されてきたが、これらコードの説明性向上のために、より詳細な物理現象に基づく評価手法が必要である。
国外では米国のCASLやEUのNURESIMなどマルチフィジックスコードの開発が進められている。また、日本ではJAEAがマルチフィジックス用プラットフォームの開発をスタートさせた。これら動向のレビュー、炉物理以外の分野から固体-流体連成研究を紹介し、日本の炉物理分野が取り組むべき開発テーマや人材育成について議論を行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 広報情報委員会　オープンスクール小委員会

[2K_PL] withコロナ時代のオープンスクールの在り方

座長:羽倉 尚人(東京都市大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 K会場 (13号館2F 1322)

[2K_PL01] 原子力オープンスクール活動の今

*吉田 茂生[1]（1. 東海大）

[2K_PL02] 科学館職員の立場から全国各地の取り組み状況について

*掛布 智久[1]（1. JSF）

[2K_PL03] 原子力委員として期待すること　市民感覚を受け取る場としてのオープンスクール

*岡田 往子[1]（1. 原子力委員会）

[2K_PL04] 全体討論

©日本原子力学会

2023年春の年会

広報情報委員会　オープンスクール小委員会セッション

withコロナ時代のオープンスクールの在り方

The state of open schools in the with Corona era

（1）原子力オープンスクール活動の今

(1) Current status of open school activities

吉田　茂生
東海大学（OS小委員会委員長）

1.　原子力オープンスクールの経緯

1992年(H4)3月、東海大学にて開催された日本原子力学会「春の年会」の際に、第1回オープンスクール(OS)が開催されて以来、31年を経過することとなった。今日の生徒・学生に対する「理科(理系)」離れ、特に「原子力・放射線」離れ、すなわち本知識に関する理解や関心の不足をくい止めることを主体とし、併せて一般市民に原子力・放射線に関する偏りのない、正しい知識を提供し、原子力・放射線の関心・理解を深めることを目的とした。これは支部組織（北海道,東北,北関東,関東・甲越,中部,関西,中国･四国,九州、以上８支部）を中心に各地で開催され、公正で中立な学会が実施する原子力・放射線に関するユニークな教育・広報活動の場としても定着し、全支部にて年間40件弱の開催数を実施している。しかし、この経緯は順風満帆な活動展開とは言えず、2011(H23)年3月の甚大な被害を及ぼした東日本大震災及び東京電力福島第一原子力発電所事故に伴っては強烈なショックと無力感を感じざるを得ない状況を迎え、さらに今日の新型コロナ渦では、OSの最も中核を成し機動力とする「対面・対話・密」を要するスタンスが奪い取られる状況を迎えるなど、開催縮小となったことは自明の理である。またこの背景では、中・高の学習指導要領の改正に伴い「放射線」が理科教育に30年ぶりに復活し、2021(R3)年度の全面実施へと大きく変化する場面も見られている。本企画セッションでは、このOS活動の現状と今後の『Withコロナ時代』に向けての展開について紹介し、次世代層へのより効果的な活動展開が議論できる機会の場となればと考える。

2.　各支部での原子力オープンスクールの開催状況

各支部での展開は様々であり、①大学祭・オープンキャンパス等の活用、②大型研究施設・科学館等の活用、③出前授業（科学体験教室・放射線セミナー等)、④科学イベント（科学の祭典等）への出展、⑤大学授業の活用、等々の場面にて、霧箱や放射線測定、エネルギー・環境に関連した複数の科学体験コーナーへの参加体験・展示型のもの、また、講義・実験を体験するもの、施設見学を含めた体験実験など、各支部独自の工夫を凝らした活動展開がなされている。参加年齢層も対象により、親子から小・中・高校生、大学生、一般と、老若男女を問わず幅広い範囲の参加年齢層への対応となっている。また、支部間共通する点は、大学生・院生をスタッフとして起用し、現場にて参加者とのコミュニケーションに対応し易く心掛けられており、さらには準備段階より運営に関わる中で、若き人材育成につながるような対応に努力がなされている。

3.　Withコロナ渦での各支部原子力オープンスクールの展開

「三密」を避けたコロナ渦にあっては、これまでの対面重視から大きく対処方法を工夫せざるを得ない状況となった。施設等の活用については、開催の中止・延期・規模縮小等の対応は必至となる中、動画を制作し、コンテンツとしてYouTubeチャンネルにアップ、さらにそれらを対話型ライブ配信への対応に検討するなど、多数の工夫がなされた。また、出前授業もオンライン形式となったが、これまで直接現場にて対応するOS担当者の代わりに、現場で対応する教員に実験等の対処に事前の充分な打合せを経て、ライブ配信を通じた対面的な対応を可能とし、現場担当教員の理解促進にも貢献できている。この様に厳しい状況下にあっても、決して「伝える活動を止めない、諦めない」とする強い使命感にて、徹底した新型コロナ感染防止対処を施し、各支部様々な工夫を施した形態にて、地道な活動展開がボランティア的に実施されている。

Shigeo Yoshida
Tokai Univ.

2023年春の年会

広報情報委員会　オープンスクール小委員会セッション

with コロナ時代のオープンスクールの在り方

The state of open schools in the with Corona era

（2）科学館職員の立場から全国各地の取り組み状況について

(2) Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff

掛布　智久
公益財団法人日本科学技術振興財団

1.　はじめに

オープンスクール活動の意義とはいったい何だろうか。原子力人材育成や原子力平和利用に対する社会理解は極めて厳しい状況にあると言わざるをえない。学会員のさらなる獲得、透明性の確保、社会貢献活動等を担ってきたと考えられるオープンスクール活動について、科学館職員の立場から with コロナ時代を見据えた今後を考察してみた。

2.　科学館等との連携

学会外に向けた発信の場の１つとしての科学館等と連携したオープンスクール活動は、コロナ前から数多く実施されてきた。科学館等での開催はいつでも一定の集客が見込めるため、オープンスクール（出展）側にとって展示内容や講師の手配に注力できるというメリットがある。当財団が運営する科学技術館をはじめ日本全国の科学館等では様々なイベントが開催されており、科学の祭典（http://www.kagakunosaiten.jp/）などオープンスクールとして出展しやすいイベントも数多く存在する。

実は、この連携は日本全国の科学館等にとってもメリットは大きい。なぜならば、学会との連携は自主企画に比べ実施しやすいだけでなく、イベント開催による入館者の増加や満足度向上を見込むことができ、学術的に高い情報発信や観察・実験等の開催は科学館等のステータスが上がる内容となるからである。

3.　オープンスクール活動の信頼性、活動の場を増やすこと

オープンスクール活動の透明性を確保するには、ホームページ等を活用して広く周知する必要があるだろう（日本原子力学会のホームページでは、オープンスクール小委員会の名前のみ紹介されている）。科学館等で開催する場合、参加者は科学館等に訪れた市民（児童生徒並びにその保護者が中心となる）となる。参加者が本活動に深く関心を示した時の受け皿としても、ホームページは有効なツールとなるだろう。

科学館等でのオープンスクール活動は、参加者に観察・実験によるハンズオン（実際に触って学ぶ）の機会を提供するだけでなく、講師側にとっても様々なメリットがある。例えば、何度も繰り返して説明することや質問に回答することによる理解の深まり、参加者の笑顔に触れることによるモチベーション向上などに大きく寄与している。

4.　オフライン（対面）とオンラインの棲み分け

教育現場では、ギガスクール構想による１人１台タブレットが導入され、さらにコロナ禍が ICT のさらなる普及につながった。オンラインは移動時間も費用も必要なく、日本各地をつないだ会議も可能とし、情報配信・共有といった点においても圧倒的に有効なツールとなった。

当財団では、放射線教材コンテスト（https://www.radi-edu.jp/contest）の受賞者による発表会を、昨年末にハイブリッドで開催した。オンラインが苦手とする多対多のコミュニケーション、受賞者と参加者が会話しながら作品に対する想いを理解するには対面が望ましいといえよう。その一方で、教材内容はオンラインによる動画の視聴で十分に理解できる。（https://www.radi-edu.jp/contest/list-of-award）これはオープンスクール活動にも当てはまることであり、活動内容をしっかりと見定め、オフライン（対面）とオンラインを上手に使い分けていくことが今後求められていくだろう。

Tomohisa Kakefu
Japan Science Foundation

2023年春の年会

広報情報委員会　オープンスクール小委員会セッション
with コロナ時代のオープンスクールの在り方
The state of open schools in the with Corona era

（3）原子力委員として期待すること

―市民感覚を受け取る場としてのオープンスクール―

(1) What to Expect as a Nuclear Energy Commissioner
-Open school as a place to receive a sense of citizenship-

岡田往子
内閣府　原子力委員会

1.　原子力オープンスクールとのかかわり

私の原子力オープンスクールの出会いは、1995 年東京工業大学で開催された日本原子力学会でのことと記憶している。その中で、ひときわ輝いていたのがウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）のブースでした。放射線や原子力のことを女性が丁寧に説明している姿に「原子力分野にこんなに女性がいるのだ」と思ったことを覚えている。それがきっかけで WEN の会員になり、私は 1998 年の近畿大学で行われた原子力オープンスクールから参加している。そのころ、関東甲越支部が立ち上がり、さらに、原子力オープンスクール委員会が設置されたと記憶しているが、時期など定かではない。その後、原子力オープンスクール委員となり、1999 年から、武蔵工業大学（現東京都市大学）学園祭時期に原子力オープンスクールを WEN メンバーの協力を得、開催して、今に至っている。毎回、趣向を凝らして、学生との協力の下で実施した。小学生への出前講座を年に数回開催した。これらの活動は学生の教育効果もあり、人材育成に貢献した。原子力委員会は「原子力利用に関する基本的な考え方」で国民への理解の必要性やコミュニケーション活動、人材育成について述べている。本企画では私の経験を話しながら、教育・理解促進の重要性について、語りたい。

2. 市民感覚を受け取る場としての原子力オープンスクール

原子力委員会では 5 年ごとの「原子力利用に関する基本的な考え方」の見直しを行い、本春の大会前には、公表される見込みである。その中には、「国民が自分事として捉える」環境つくりが必要であると記されている。しかし、国民ひとり一人が自分事と捉えるためには、説明側が相手の理解できる言葉で伝えなければならない。それには専門家と一般の方々を結ぶ、**翻訳者**の必要性があり、その人材を育てなければならない。翻訳者の育成と同時に一般の方々に関心をもってもらうための**きっかけつくり**も必要になる。日本原子力学会の原子力オープンスクールの活動は、まさしく**きっかけの場**の一つだと考えている。**きっかけの場**では学会員・学生会員・今後活躍が期待される学生会員予備軍がいろいろな**仕掛け**を考え、試行錯誤を繰り返し、手法を凝らして、一般の方々と向き合う。そこでは、現場でしか味わうことができない感覚を肌身で感じることができる。特に学園祭のような場は、属性の異なる老若男女が集う場である。そこでの体験は貴重である。また、**翻訳者**を育成するには、専門家の指導も必要になる。専門家もそういった場で、属性の異なった人々と接し、非常に貴重な体験ができる。

例えば、田村市の小学校の体験では、5・6 年生が調べ学習で調べた模造紙いっぱいの疑問、その中で解決しない事柄について、私が応える機会があった。私の応えが子供たちに通じないことがある。その時担任の先生が**翻訳者となって、うまくつないでくれた。**これは、私の貴重な体験になった。

原子力オープンスクールを、**専門家**の**市民感覚**を身に着ける場、将来の研究者や技術者の**翻訳者としての育成の場**として、原子力利用の理解促進のみならず、教育の場として継続してほしいと願っている。

Yukiko Okada
Japan Atomic Energy Commission

(2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 K会場)

[2K_PL04] 全体討論

対面で密なコミュニケーションをとることで「原子力・放射線」の知識普及に努めてきたオープンスクール（OS）活動は、コロナ禍において極めて活動が難しい状況になった。しかし、「伝える活動を止めない、諦めない」ことが重要との思いで、各支部メンバーは様々な工夫をこらしながら取り組みを継続している。本企画セッションでは、このOS活動を学会員及び一般の方々に紹介するとともに、これからの“withコロナ時代”にどのような工夫や取り組みをすることで、次世代層へのより効果的な活動が展開できるかを議論する場にしたいと考えている。

©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

[3K_PL] 私たちの意識と倫理的な行動

企業風土、組織文化から考える

座長:大場 恭子(JAEA)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 K会場 (13号館2F 1322)

[3K_PL01] “企業風土”を考える

*深水 大輔[1] （1. 長島・大野・常松法律事務所）

©日本原子力学会

2023年春の年会

倫理委員会セッション

私たちの意識と倫理的な行動　～企業風土、組織文化から考える～

Our Awareness and Ethical Behavior -Thinking from the Corporate Culture-

(1)“企業風土”を考えるーその検証と改善ー

(1) Corporate Culture –Evaluation and Improvement-

*深水 大輔

長島・大野・常松法律事務所/信州大学特任教授

1. 企業風土への注目の高まり

企業活動の複雑化・デジタル化・グローバル化等により、伝統的なガバナンスモデルは限界に来ている。また、近年の経済学・心理学における様々な研究により、**人は合理的な存在であるだけでなく、様々なバイアスの影響を受ける社会的な存在である**ことが明らかになっている。そのような中で、**イノベーションとリスク管理を両立**し、企業の**サステナビリティ**を確保するためには、企業やその組織における人の思考様式・行動様式ー**企業風土**ーをいかに検証し、そのパーパスを実現するのに最適な姿になるようデザインしていくかを考えることが求められる。

2. 企業風土とは

企業風土については、経営学や組織の経済学で扱われてきたものの（Milgrom and Roberts 1992, Schein, 2019 や伊藤・小林・宮原 2019 等)、ガバナンス・コンプライアンスの分野においては、いわゆる第三者委員会の報告書において「利益優先の企業風土」「ものが言えない企業風土」「風通しの悪さ（組織の閉鎖性)」等が指摘されるに留まり、企業風土自体についての詳細な議論は詰められてこなかった。そこで、企業風土を「**組織を構成する様々な制度や組織で積み重ねられてきたコミュニケーション等がシグナルとなる形で形成され定着する価値観や行動様式**」と捉え（**focal point としての企業風土/組織風土**)、伝統的な日本企業の特色（長期雇用、年功制、社員から役員を選任する慣行等）を踏まえ、とりわけ重要な要素として**人事**と**心理的安全性**を取り上げる。

3. 委員会報告書と企業風土

以上のような企業風土/組織風土の理解を踏まえ、ガバナンス・コンプライアンスの分野における、いわゆる**第三者委員会の報告書**において企業風土が問題とされたいくつかの事案を紹介し、実務的な視点も踏まえて検討を加える。

4. 企業風土の検証と改善

企業のサステナビリティを確保するためには、企業のパーパスの実現に向け、企業風土について**実態把握**を行い、**“在りたい姿”に向けて改善し続ける**ことが必要となる。この観点から、とりわけ**経営幹部の姿勢**や、VUCA に対応する「**自律分散×協調**」の仕組みとしての「**ミドル・アップダウンモデル**」にも着目しつつ、ガバナンス・コンプライアンスの実務において、どのような企業風土の検証・改善のための取組みが行われているのかを紹介する。

---

*Daisuke Fukamizu

[1]Nagashima, Ohno & Tsunematsu / Shinshu University

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[1L_PL] GX実現に向けた原子力学会の今後の役割とは

座長:小山 真一(JAEA)

2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 L会場 (13号館2F 1323)

[1L_PL01] GX実現に向けて学会ステートメントで示した取り組みの全体像と課題

*川村 愼一[1]（1. 日立GE）

[1L_PL02] GXを実現するためのエネルギー政策について

*大田 悠平[1]（1. エネ庁）

[1L_PL03] 事業者の包括的なエネルギー戦略の取り組みと原子力の位置づけ

*佐藤 拓[1]（1. 関西電力）

[1L_PL04] GX実現を目指す電機産業からみた原子力の役割と期待

*小澤 隆[1]（1. 日本電機工業会）

[1L_PL05] 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会の論点

*斉藤 拓巳[1]（1. 東大）

[1L_PL06] GX実現の基盤となる研究開発力とその国際競争力

*大井川 宏之[1]（1. JAEA）

[1L_PL07] 総合討論

司会：小山 真一[1]、川村 愼一[2]、大田 悠平[3]、佐藤 拓[4]、小澤 隆[5]、斉藤 拓巳[6]、大井川 宏之[1]（1. JAEA、2. 日立GE、3. エネ庁、4. 関西電力、5. 日本電機工業会、6. 東大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

理事会セッション

GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割とは
What is the future role of the Atomic Energy Society in advancing GX?

（1）GX 実現に向けて学会ステートメントで示した取り組みの全体像と課題

(1) Overview of AESJ's efforts and issues towards the realization of GX expressed in the society's statement

川村 慎一 / 日立 GE ニュークリア・エナジー

1. はじめに

政府の第 2 回 GX 実行会議では原子力を不可欠な脱炭素エネルギーの一つに位置付け、専門家の意見も踏まえてあらゆる方策の検討を加速する方針が示された。本会理事会では、この会議で提示された検討事項等への考え方と本会の社会貢献について取り纏め、2022 年 10 月 28 日にステートメントを発表した。

2. ステートメントで示した取り組みと課題

2-1. 原子力発電所の安全性向上とエネルギー・環境問題解決への活用について

本会では東京電力福島第一原子力発電所事故の分析を行い、安全性向上策の検討や倫理の醸成等に取り組んできた。事故の教訓を踏まえて安全性が向上した原子力発電所は、エネルギーと環境の問題解決に向けて十分に活用されるべきである。また、再稼働とその後の運転では、技術、組織運営、安全文化、倫理等の継続的改善とリスクコミュニケーションに、事業者、規制当局、関係組織が取り組むことが重要であり、本会としても継続的に取り組む。さらに、確かな情報の効果的な発信で、原子力利用の理解促進にも貢献する。

2-2. 原子力発電所の長期利用について

原子力発電所の経年化対応では、IAEA の IGALL（International Generic Aging Lessons Learned）をはじめ、国際的に多くの知見が積み重ねられるとともに、国内でも本会を含む様々な場で技術検討が進められてきた。原子力発電所が長期にわたって安全にその役割を果たすように、こうした検討成果を活用し、必ずしも一律の運転年限ではなく、科学的根拠に基づいて設備の安全な利用継続の可否が判断されるべきである。

2-3. 次世代革新炉の開発について

次世代革新炉に関しては、より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針を実現する技術要件を取り纏めるとともに、SMR（Small Modular Reactor）等、革新炉の安全設計等について検討してきた。また、再生可能エネルギー利用が増加する電力系統の安定性確保、電力以外のエネルギー供給の面でも研究開発が必要である。国においては、既に行われている研究開発支援に加え、新たに建設が進むための社会的仕組みの整備や、新技術に対応した安全規制の整備が、早急に進められるべきである。

2-4. バックエンドについて

本会では再処理、廃止措置、廃棄物の処理・処分を安全に進めるべく検討するとともに、技術的な指針を標準図書に纏めて発刊してきた。また、社会におけるステークホルダの対話に資する発信にも、取り組んでいる。これらを継続するとともに、国によるバックエンドの取り組みが、さらに強化されることを期待する。

2-5. 取り組みを支える学術的・基盤的な裾野の保持等について

原子力の学術的・基盤的な裾野を幅広く保持するとともに、人材の確保・育成が極めて重要である。本会は魅力的な研究開発活動について情報発信していく。また、原子力科学技術は、エネルギー源としてだけでなく、中性子線や放射光といった放射線活用により、燃料電池や超伝導材料等の開発にも役立つものである。

3. おわりに

本会は原子力の安全性向上と原子力科学技術の幅広い活用に関して、引き続き専門家として独立の立場から学術、技術の発展に取組み、成果を提供することで社会に貢献していく。

Shinichi Kawamura, Hitachi-GE Nuclear Energy

2023年春の年会

理事会セッション

GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割とは
What is the future role of the Atomic Energy Society in advancing GX?

(2)ＧＸを実現するためのエネルギー政策について

(2) Energy policy for GX

大田 悠平
資源エネルギー庁

1. 我が国のエネルギー政策

我が国は、2020 年 10 月に「2050 年カーボンニュートラル」の実現を表明し、2021 年 4 月には 2030 年度の温室効果ガス排出量を 46%削減する新たな目標を表明した。これらの目標に向けたエネルギー政策として、2021 年 10 月に第 6 次エネルギー基本計画を閣議決定し、長期的なエネルギー戦略を政府として示してきた。具体的には、安全性の確保を大前提に、気候変動対策を進める中でも、安定供給の確保やエネルギーコストの低減（S+3E）に向けた取組を進めることを大方針とされた。

このような国際公約を掲げ、政策を推進する中で、2022 年 2 月にロシアによるウクライナ侵略が発生した。世界のエネルギー価格の高騰が顕著となる他、我が国でも電力需給の逼迫が発生するなど、エネルギー安全保障の確保に向けた取り組みをより強化する必要性を改めて認識することとなった。

こうしたエネルギー情勢の変化を受け、2022 年 7 月より、政府は GX 実行会議を設置し、エネルギーの安定供給とグリーントランスフォーメーションを実現するための取り組みの方針を議論してきた。その議論の結果として本年 1 月に閣議決定された GX 実現に向けた基本方針においては、GX を通じた 2030 年度の温室効果ガス 46%削減や 2050 年のカーボンニュートラルの達成と、安定的で安価なエネルギー供給につながるエネルギー需給構造の転換の実現に向けた今後 10 年を見据えた取組の方針を取りまとめた。

講演ではこれらの政策の決定の過程とその概要を紹介する。

2. 原子力政策

エネルギー政策の中における原子力の位置付けとして、エネルギー基本計画においては、2050 年カーボンニュートラルを実現に向けて、安全性の確保を大前提に、必要な規模を持続的に活用していく方針とされ、2030 年のエネルギーミックスにおいては、電源構成の 20~22%を見込むものとされた。また、この中で人材育成と研究開発については推進することとされた。

その後、GX 実行会議と総合資源エネルギー調査会における議論を経て、安全最優先の再稼働、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設、運転期間の延長に関する制度整備、バックエンドの強化を進めることとされた。研究開発については、GX 経済移行債（仮称）等を活用した大胆な先行投資支援の事業として、2023 年度より、高速炉と高温ガス炉の実証炉をそれぞれ建設するための研究開発プロジェクトが立ち上がる。

講演においては、これらの原子力政策の具体的な内容について紹介する。

Yuhei Ota
Agency for Natural Resources and Energy

2023年春の年会

理事会セッション

GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割とは
What is the future role of the Atomic Energy Society in advancing GX?

（3）事業者の包括的なエネルギー戦略の取り組みと原子力の位置づけ

(3) Effort of comprehensive energy strategy by operators and the standpoint of nuclear power

佐藤　拓　／　関西電力

1. はじめに

昨年 12 月に公表された「GX 実現に向けた基本方針（案）」では、「エネルギー安定供給の確保を大前提とした GX に向けた脱炭素の取組」として、安定的で安価なエネルギー供給が我が国の最優先課題であるとした上で、化石エネルギーへの過度な依存からの脱却を目指すとともに、再生可能エネルギー、原子力など安全保障に寄与し、脱炭素効果の高い電源を最大限活用する旨が示された。この基本方針を踏まえて、電気事業者としては、サプライサイドでの、再生可能エネルギーの更なる導入拡大や安全を大前提とした原子力発電の最大限の活用、火力発電の脱炭素化、またデマンドサイドでの電化の推進など、安定供給確保とカーボンニュートラルの実現に向け、あらゆる対策を講じていくことが必要と認識している。

本稿では GX 実現に向けた原子力発電の位置づけを確認するとともに、原子力発電の活用について論ずる。

2. 原子力発電の位置づけと活用

(1) 原子力発電の特長と位置付け

原子力発電は他のエネルギー源と比較してエネルギー出力密度が圧倒的に大きく、長期間にわたり在庫燃料のみで発電が可能であり、また我が国では国内でサプライチェーンの大部分が完結することから、安定供給と効率性、エネルギーセキュリティの観点で優れている。また、運転時には温室効果ガスの排出がなく、ライフサイクルCO_2発生量も極めて少ないため、カーボンニュートラルの実現に大きく貢献できる。さらに、燃料価格が安価であり、燃料費の占める割合が低いため運転コストの変動が少ない。以上の特長から、エネルギー資源の乏しい我が国にとって原子力発電は低炭素の準国産エネルギー源として、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である。世界的にも、これら原子力エネルギーの特長が改めて評価され、原子力発電については革新的原子炉システムの提案、研究、開発が進められている。

一方で、我が国では、東京電力福島第一原子力発電所事故以降、依然として、原子力発電に対する不安感や不信感が払拭されたとは言えず、社会的な信頼は必ずしも十分に獲得されてはいない。また、使用済燃料対策、核燃料サイクルの確立、最終処分の実現、廃炉の確実かつ効率的な実現など様々な課題が存在しており、対応が必要であることに変わりはない。

GX 実現に向けて、原子力発電については、安全性の確保を大前提の上で、課題解決に取り組むとともに、その特長を生かして、将来にわたり最大限の活用を図っていくことが求められている。

(2) 原子力発電の活用にあたって

GX 実現に向けた原子力発電の活用について、電気事業者は、まず何よりも、安全確保について不断の努力が必要であると認識しており、いわゆる「安全神話」からの脱却と自主的・継続的な安全性の追求の取り組みをより深化させていく必要がある。このために安全性を追求する活動を業界全体として一貫して継続的にマネジメントする仕組みを構築した。今後、この仕組みをしっかりと回していくことが重要である。

将来にわたって持続的に原子力発電を活用するために、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設の取り組みとともに、既存の原子力発電所の可能な限りの活用が求められているため、いずれも安全性の確保を大前提の上で精力的に取り組んでいく。

これらの取り組みについての概要と、これらの取り組みを円滑に実現するための実効性のある制度・仕組みの構築の必要性について論ずる。

Taku Sato, Kansai Electric Power

2023年春の年会

理事会セッション

GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割とは
What is the future role of the Atomic Energy Society in advancing GX?

（4）GX 実現を目指す電機産業からみた原子力の役割と期待

(4) Roles and Expectations to Nuclear Power from the Perspective of the Electric Industry Aiming to Realize GX

*小澤　隆
一般社団法人日本電機工業会

1. カーボンニュートラル(CN)実現へのロードマップの策定

日本電機工業会(JEMA)は、原子力の他、火力・水力発電や送配電、再生可能エネルギー、電機を使用する家電製品や産業用電気機器等を取り扱っております。多様な電源、電気を作る・送る・使うそれぞれの立場から、2050 年 CN 実現に向けたロードマップを作成し、様々な課題を議論すべく取り組んでおります。

まず 2050 年のあるべき（ありたい）姿を想定し、そこからバックキャストした長期のロードマップが必要と考え、現在保有する技術の将来展開予想ではなく、2030 年、2040 年の断面でどのような技術が必要かを議論する素材として提示しました。

2. JEMA の取り組みから

2-1. 原子力発電に係わるロードマップの考え方

JEMA では、原子力発電を 2050 年カーボンニュートラルに貢献する有力な選択肢と捉え、2050 年における発電量 13,500 億 kWh/年の 20%である 2,700 億 kWh/年を原子力発電で担うと仮設定しました。原子力発電の稼働率は、海外でも十分実績がある 85%以上とし、設備容量 36GW 以上を確保するための課題等を検討する素材として提供しました。これは、様々な課題はあるものの、十分実現可能な目標と考えます。

海外に目を向けると、軽水炉の新たな可能性として小型モジュール炉が提案され、既に許認可のプロセスが始まっているプロジェクトが複数あります。一部では日本企業も参加しており、設計の具体化やものづくりを中心に貢献が期待されます。また、高温ガス炉や高速炉も注目され、民間の技術開発への大胆な政府支援の下、技術開発が世界で行われています。原子力の技術開発は一般的に長期にわたることから、国際協力を通じてリソースやリスクをシェアしながら効率的に進めることは、新たな魅力が加わるものと考えます。

2-2. 技術イノベーションと社会実装の時間軸

原子力発電に関しては、既に実用化され発展の方向性が見通しやすい軽水炉、開発が進んで技術的な見通しがあるものの実用化までに時間を要する革新炉等、時間軸を意識しつつ分けて工程表を提示しました。原子力業界の中ではイメージがほぼ一致していると思われますが、電気を作る・送る・使う立場が協力して提示できたところに特徴があると思います。

原子力学会においては、研究者、設計製造者、運転者などの様々な立場がありますが、工程表は CN に貢献する電気を社会にお届けするところをゴールとして記載しています。軽水炉以外の革新炉については、研究開発の段階や技術の成熟度、課題解決の時間を踏まえ、2100 年までの工程を提案しました。

2-3. 今後の課題とアクション

原子力発電は社会実装に時間が掛かる技術であると共に、社会の理解を得ながら着実に推進する必要があります。健全な投資を後押しする制度、技術的特性や安全性、社会の中での経済的価値など、多角的に議論する必要があると考えます。

本理事会セッションにおいては、JEMA の業務に従事する中で私が感じていることを含め、電機産業から見た原子力の役割と期待について自由な意見を交わしたいと考えます。

---

*Takashi Ozawa

[1]Japan Electrical Manufacturers' Association

2023年春の年会

理事会セッション

GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割とは
What is the future role of the Atomic Energy Society in advancing GX?

（5）持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会の論点

(5) Points discussed in the "sustainable reactor and nuclear fuel cycle examination/proposal subcommittee"

斉藤　拓巳　／　東京大学

1. はじめに

アゴラ調査専門委員会「持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会」は、エネルギー・経済安全保障とカーボンニュートラルが両立する社会を実現するためには、原子力技術を最大限活用することが必要であり、同時に、高レベル放射性廃棄物の処分も含めたクローズドサイクルを実現し、原子力エネルギーを持続的に活用することが不可欠であるとの認識から、持続的な原子炉・核燃料サイクルの位置づけと価値について、学術的立場から総合的に検討し、提言をまとめることを目的としている。本稿では、昨年 12 月に公表された「GX 実現に向けた基本方針（案）」を受けて、GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割の一つとして期待できる、当分科会の活動を紹介する。

2. 持続的な原子炉・核燃料サイクルとは

GX 実行会議が開催され、日本のエネルギーの安定供給の再構築とそれを前提とした脱炭素に向けた経済・社会、産業構造変革を行うとしている。すなわち、エネルギー・経済安全保障とカーボンニュートラルが両立する社会を実現することを希求している。そして、そのためには、自己決定力を備えたエネルギー政策が不可欠であり、GX の牽引役としての原子力技術が貢献するところは多い。

一方、この問題を中長期的視点で捉えた場合、エネルギー・経済安全保障とカーボンニュートラルの両立に加えて、原子力エネルギー自体が持続的なものである必要がある。つまり、現時点でその供給が逼迫はしていないウラン資源量の価格高騰や高品位資源の枯渇を想定し、燃料としての供給力も含めたフロントエンドの持続性が挙げられる。また、原子力エネルギーの利用によって発生する様々な廃棄物、特に、高レベル放射性廃棄物を処分できる必要がある。そして、最終的には、クローズドサイクルの確立によって、廃棄物の負荷をできる限り低減させつつ、継続的に発生する廃棄物を適切に選定された処分場に処分し、同時に、ウラン資源を最大限利用することで、持続的かつ自立的な原子力エネルギーシステムを構築していくことが望まれる。同様の議論は、EU のタクソノミーにおいてもなされており、そこでは、低レベル廃棄物の処分場の操業と高レベル廃棄物の処分プログラムの策定が条件として挙げられている。

このような持続的な原子炉・核燃料サイクルを志向した場合、革新炉、特に、高速炉の果たす役割は大きい。そして、単なる炉型選択や展開の議論に留まらず、対応する核燃料サイクル技術の開発、二次廃棄物まで含めた廃棄物管理の方針など、包括的な研究開発の推進が求められる。換言すると、燃料供給や核燃料サイクル、廃棄物処分など、原子力エネルギーのライフサイクル全体に関する長期的な整合性を担保していくことが不可欠であり、そのために、今の段階から、関係する多様な専門性を有する技術者、研究者とステークホルダーの間で議論を継続し、具体的なアクションに繋げていく必要がある。

エネルギー政策は、2050 年時点での目標を達成することで終わるものではない。講演では、長期的かつ包括的な視点から、原子炉システムと核燃料サイクルのあり方についての当分科会での議論の一端を紹介する。

Takumi Saito, The University of Tokyo

2023年春の年会

理事会セッション

GX 実現に向けた原子力学会の今後の役割とは
What is the future role of the Atomic Energy Society in advancing GX?

（6）GX 実現の基盤となる研究開発力とその国際競争力

(6) Basic R&D capabilities for realizing GX in Japan and their international competitiveness

＊ 大井川　宏之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

継続的に安全性・経済性等を向上し、かつ、バックエンド対策（1F 廃炉を含む）を着実に進めながら、持続的に原子力を利用するためには、その基盤となる研究開発力が欠かせない。研究開発力を保持するには、それを担う「人材」と、その能力を発揮できる「場」が必要である。

2. 研究開発力の現状

2-1. 人材と場

研究開発は、その段階に応じて、①基礎基盤的な研究、②主に国が主導するプロジェクト、③主に民間が主導する実用化の取組　に分類されよう。①～③にバランスよくリソース配分され、互いに連携しながら活発に成果を出していることが重要であり、それこそが研究開発に必要な「場」である。そのような「場」があれば、「人材」の確保・育成は可能だが、「場」が脆弱になっているのが我が国の現状と言わざるを得ない。

2-2. 施設

原子力の研究開発では、原子炉や核燃料取扱施設といったインフラが重要な役割を果たす。しかし、我が国の研究開発施設は 1990 年代以前に建設されたものが多く、老朽化・陳腐化の危機に晒されている。原子力機構では、保有する原子力施設 90 施設の内、約 8 割が築 40 年以上となっている。この状況は大学も同様であり、このままでは上記の「場」が活発化するのは困難である。

2-3. 国際競争力

研究開発に関する国際競争力は、一部の分野を除いて、低下していると言わざるを得ないであろう。例えば、軽水炉のシビアアクシデントの進展を遅らせる効果が期待されている事故耐性燃料の開発では、国内唯一の照射炉であった JMTR が廃炉となったことから、照射試験を米国に依存している。一方、高温ガス炉や高速炉についてはそれぞれ試験研究炉と実験炉を保有しており、世界を先導する成果が期待されている。

2-4. 非原子力エネルギー分野

放射線を用いた物質科学の探求は、原子力エネルギー以外の分野でも GX に貢献できる。例えば、中性子線は、水素やリチウムと言った軽い元素への感受性が高く、燃料電池や蓄電池の性能向上に重要な役割を果たすことができる。

3. 学会の果たすべき役割

原子力学会は、前述①～③に携わる大学、研究機関、民間企業等が集う場として、施設を含む研究開発の「場」のあり方の議論や、「人材」の確保・育成の方策に関して積極的に関わることが期待される。また、原子力科学技術は、科学、工学、人文社会にわたる極めて広範な科学技術・学術の複合分野であり、かつ発展途上である。原子力学会をハブとして、多くの学協会等が連携し、原子力分野の課題を共有して弱点の克服に活かすとともに、非原子力分野でのイノベーションを原子力分野に取り込んでいく機能が期待される。

4. おわりに

1F 事故を経験した我が国において原子力利用を拡大することは容易ではない。原子力の諸課題に取り組むために、研究開発力の再構築が必要であり、そのための「場」の形成と「人材」の確保・育成が急務である。

*Hiroyuki Oigawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

(2023年3月13日(月) 13:00 〜 14:30 L会場)

[1L_PL07] 総合討論

司会：小山 真一[1]、川村 慎一[2]、大田 悠平[3]、佐藤 拓[4]、小澤 隆[5]、斉藤 拓巳[6]、大井川 宏之[1] （1. JAEA、2. 日立GE、3. エネ庁、4. 関西電力、5. 日本電機工業会、6. 東大）

原子力学会は、昨年10月「GXに向けた社会への貢献について」としたステートメントを理事会名で発出し、原子力の安全性向上と原子力科学技術の幅広い活用に関して、引き続き専門家として独立の立場から学術、技術の発展に取り組み、成果を提供することで社会に貢献していく。本セッションでは、本会の内外から有識者を招き、GX実現に向けた本会の今後の役割の観点から、学術的な立場での取り組みの方向性や将来を見据えて本会に期待すること等について、学会長および多方面からのパネリストを交えた総合討論を実施する。

©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

[2L_PL] 新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

座長:堺 公明(東海大)

2023年3月14日(火) 13:00 〜 14:30 L会場 (13号館2F 1323)

[2L_PL01] カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ

*黒崎 健[1] （1. 京大）

[2L_PL02] 2024年以降の高速炉開発の在り方

*小竹 庄司[1] （1. 原電）

[2L_PL03] 核燃料サイクル技術開発の現状

*竹内 正行[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2023年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性
Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

（1）カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ

(1) Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security

*黒崎 健[1,2]
[1]京都大学、[2]福井大学

1. はじめに（次世代革新炉開発・建設をとりまく状況）

2050年カーボンニュートラルやエネルギー安全保障などを背景として、原子力発電に係る期待が大きく膨らんでいることを、最近ひしひしと感じている。この期待に応えるための方策の一つに、次世代革新炉の開発・建設がある。次世代革新炉の開発・建設に関しては、特に海外での進展が著しい。ロシアは高速炉をはじめとする革新炉を含む原子力開発を長年継続的に進めている。近年、それに中国が加わる形で、東側諸国が世界の原子力業界を席巻しつつある。一方、米国や英国をはじめとする西側諸国は、2000年代初頭の原子力ルネッサンス以降原子力開発が停滞していた。ところが、原子力をとりまく最近の世界情勢を受けて、特に軽水型SMR（小型モジュール炉）や高温ガス炉の開発・建設を中心に、原子力復興を成し遂げようとしている。米国やカナダでは、2020年代後半から2030年代前半にかけて、様々なSMRの初号機運開が計画されている。仏国は、再エネと原子力を中心に添えて、2050 年カーボンニュートラル未達を防ごうとしている。このときの原子力発電は、大型の革新軽水炉が中心になるとの見方が強い。

こういった海外情勢のとも、我が国では、2011年の福島第一原子力発電所の事故以降現在まで、新規性基準に対応するための安全対策や再稼働に関する事業はあったものの、少なくとも「新しい原子力」に関する事業は殆どなされていない。この空白の十年間における原子力事業の停滞は、原子力分野における技術力低下、人材枯渇、サプライチェーン弱体化といった危機をもたらしている。この危機を打破するために、いくつかの策が施されている。具体的には、経済産業省と文部科学省による原子力イノベーション実現に向けた支援プログラム（NEXIP: Nuclear Energy × Innovation Promotion）の実施や経済産業省の革新炉ワーキンググループ [1]での議論などである。

2. 革新炉ワーキンググループでの議論の概要（ポートフォリオと技術ロードマップ）

革新炉ワーキンググループでは、次世代革新炉の開発・建設をテーマに掲げ、様々な議論をしてきている。2022年4月20日に第1回WGが開催され、7月29日の第4回WGではこれまでの議論の中間とりまとめを行い、その後、2022年10月24日の第5回WGと2022年11月2日の第6回WGにおいて議論の深堀りを進め、現在に至っている。各回での議論の内容を簡単にまとめたものを、表 1に示す。

革新炉ワーキンググループでの議論を通じて、様々なアウトプットが出てきている。その中でも、ポートフォリオと技術ロードマップは、わかりやすくて影響力の大きなものだと認識している。ポートフォリオとは、次世代革新炉の範疇に入るとされる五つの炉型（革新軽水炉、小型軽水炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉）に対して、技術成熟度・時間軸、規制対応、サプライチェーン、市場性、非エネ分野への貢献という五軸での評価結果を示したものである。図 1 にポートフォリオを示す。◎や△といった印をもとに、様々な革新炉の得手不得手、課題、今後注力すべき点などが一目でわかるようになっている。例えば、技術成熟度や規制対応の観点からは大型の革新軽水炉に一日の長がある。一方、廃棄物有害度低減の観点からはプルトニウムやマイナーアクチニドの燃焼が可能な高速炉に強みがある。さらに、高温ガス炉は水素製

造という特徴的な用途がある、といった具合である。このポートフォリオをもとに、五つの炉型ごとに、時間軸を意識した技術ロードマップを作成している。一例として、革新軽水炉のロードマップを、図 2 に示す。

表 1　革新炉ワーキンググループでの議論の概要

開催回	開催日	議論の内容
第 1 回	2022 年 4 月 20 日	・ 革新炉開発の背景と価値 ・ 我が国における革新炉開発の取り組み
第 2 回	2022 年 5 月 19 日	・ 革新炉開発の背景と価値（つづき） ・ 核燃料サイクルと原子力利用シナリオ ・ 米国の革新炉開発の状況
第 3 回	2022 年 7 月 1 日	・ 革新炉開発の課題（規制、サプライチェーン、先行する米国の状況）
第 4 回	2022 年 7 月 29 日	・ これまでの議論の整理と中間とりまとめ（骨子案）の確認
第 5 回	2022 年 10 月 24 日	・ 革新軽水炉の一例の紹介 ・ 深堀りしたほうがよいと考えられる四つの議論（①事業環境整備、②開発体制・司令塔組織、③サプライチェーン・人材の維持強化、④研究基盤整備）の提案 ・ ①事業環境整備、②開発体制・司令塔組織、についての議論
第 6 回	2022 年 11 月 2 日	・ 革新炉開発に関する検討の深掘りについて ・ ③サプライチェーン・人材の維持強化、④研究基盤整備についての議論

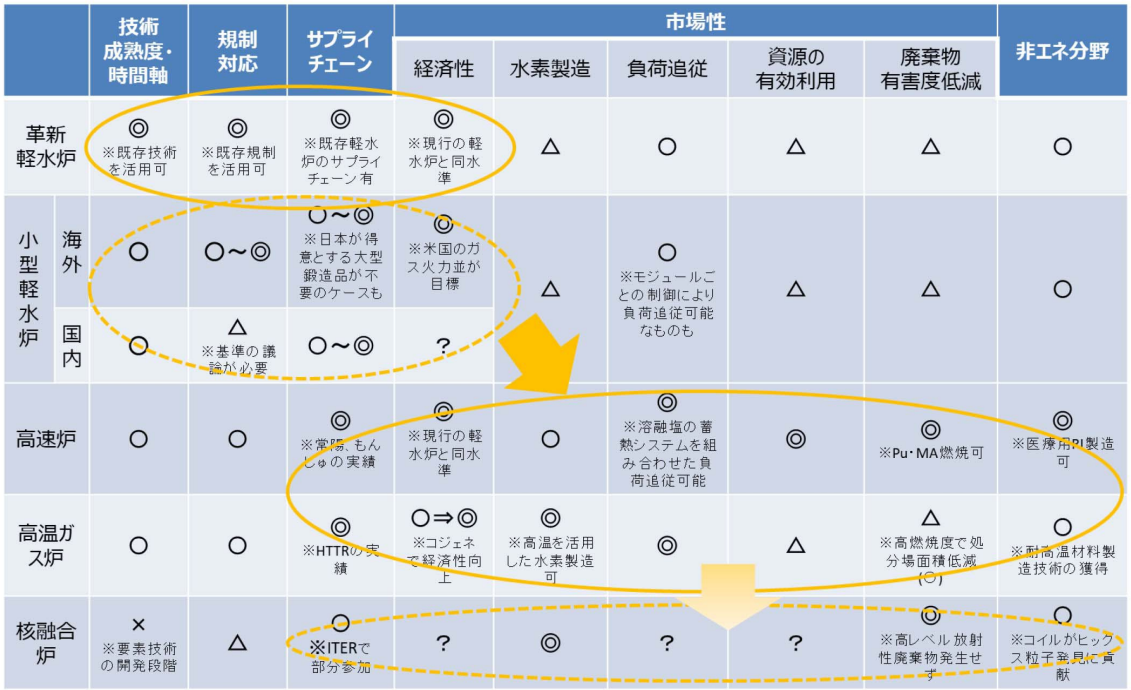


図 1　革新炉開発のポートフォリオ（出典：経済産業省第 4 回革新炉ワーキンググループ、資料 3「カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）」（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/004_03_00.pdf）を加工して作成）

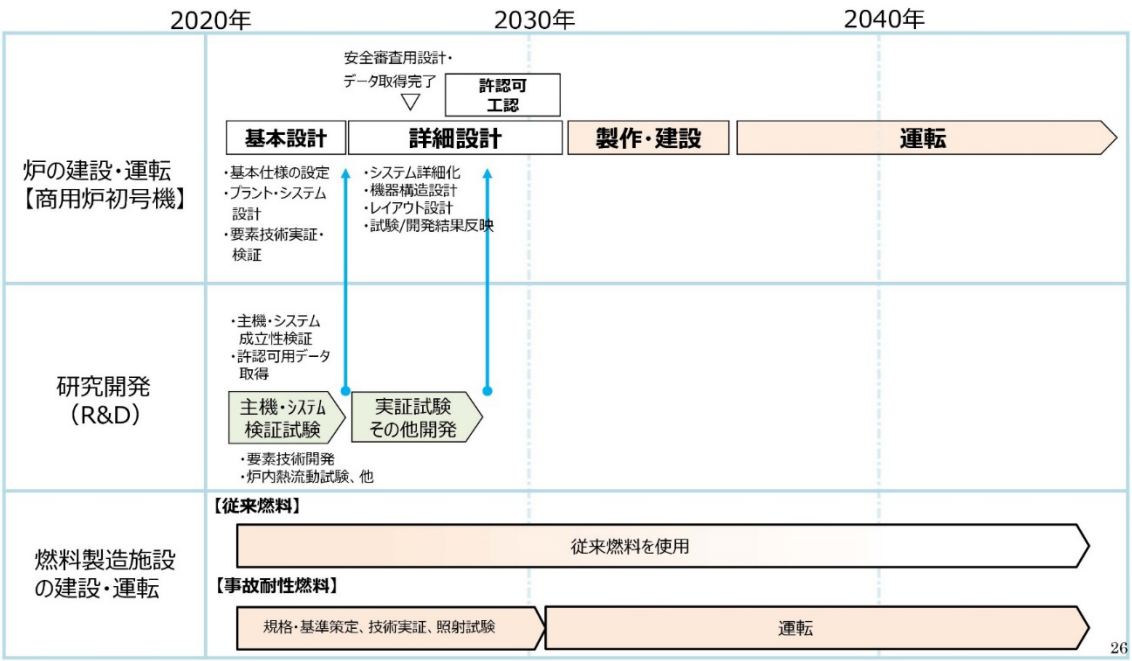


図 2　導入に向けた技術ロードマップ（革新軽水炉）（出典：第 33 回原子力小委員会、参考資料「カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）」（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/033_s02_00.pdf）を加工して作成）

革新軽水炉の技術ロードマップでは、商用炉初号機を対象とした炉の建設・運転、研究開発、燃料製造施設の建設・運転の三つの項目について、それぞれの実施項目とスケジュールを線表化している。炉の建設・運転の項目では、基本設計から始まり、詳細設計、製作・建設、許認可・工認をはさみ運転へと続いていく流れが示されている。この技術ロードマップでは、2030 年代中旬に運開となるようなスケジュールが示されている。これに連動する形で研究開発が行われ、得られた成果は基本設計や詳細設計に反映される流れとなっている。燃料製造施設の建設・運転では、従来燃料を使う場合と事故耐性燃料を使う場合の二階建て構造が示されている。事故耐性燃料の導入に向けて、企画・基準策定や技術実証、照射試験の必要性やスケジュール感が示されている。

なお、このような技術ロードマップは、事業者等からの個別ヒアリングを踏まえて、あくまで「研究開発を進めていく上での目標時期」として策定されたものである。そのため、実際に建設を行う場合の運転開始時期等は、立地地域の理解確保を前提に、事業者の策定する計画に基づいて決定されるだろうということに、注意を払う必要がある。

3. おわりに（その他の今後検討が必要とされる議論など）

本稿では、革新炉ワーキンググループで議論をしてきたポートフォリオと技術ロードマップについて概説した。一方で、次世代革新炉の開発・建設を進めるうえで、今後検討が必要とされる議論は他にもたくさんある。例えば、規制やファイナンスといった事業環境整備、司令塔組織を含む事業の実施体制、サプライチェーンの維持・強化、こういった活動を将来担っていく人材の育成や確保、国研や大学のインフラをはじめとする研究基盤の整備等である。また、核燃料サイクルや運転期間との関係も重要である。当日は、これらの検討事項についても、時間の許す限り紹介したい。

参考文献

[1] 経済産業省革新炉ワーキンググループのホームページ、アクセス日：2022 年 12 月 15 日（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/index.html）

2023年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

(2) 2024 年以降の高速炉開発の在り方

(2) Desirable direction of fast reactor development from 2024

*小竹 庄司[1]

[1]日本原子力発電株式会社

1. はじめに

2022 年度は、高速炉開発において重要な進展が見られた。まず、2018 年 12 月に「原子力関係閣僚会議」で決定された高速炉開発に関わる「戦略ロードマップ」に沿って、国際協力も活用して進めている高速炉の共通基盤技術の整備（経産省の高速炉委託事業）と多様な技術間競争（経産省により支援される NEXIP イニシアチブ）で推進された複数の高速炉技術に対して、2024 年以降に採用する可能性のある技術の絞り込みを、有識者による委員会を立ち上げ開始した[1,2]。また、「戦略ロードマップ」の改訂が行われ、実証炉開発に向けた具体的なマイルストーンを設定するとともに、高速炉開発に関わる関係機関（経産省、文科省、JAEA、電力、メーカ）の役割がより明確にされた[3]。

本報では、高速炉とその燃料サイクル（以下、高速炉サイクルという）の実用化に向けた我が国の取り組みと、今後の展望を紹介する。

2. 有望な技術の絞り込み

2.1 「高速炉技術評価委員会」と評価対象概念

2024 年以降の高速炉開発の在り方を決定していくためには、2023 年末には多様な技術間競争を踏まえた技術のメリット・課題を検討・評価していく必要がある。このために、2022 年度に、「高速炉開発会議」の「戦略ワーキンググループ」の下に「高速炉技術評価委員会」を設置し、各技術のメリット・課題を評価し、国の 2024 年以降の高速炉開発の在り方について検討した。そこでは、対象概念の技術成熟度と必要な研究開発、実用化された際の市場性、具体的な開発体制の構築と国際的な連携体制、実用化する際の規制対応等の観点から検討し、開発の方針案としてまとめられ、「戦略ワーキンググループ」に報告された。

評価対象とした高速炉技術は、「戦略ロードマップ」策定以降、経産省における研究開発事業に参画してきた事業者から提案された、ナトリウム冷却高速炉３概念、軽水冷却高速炉１概念、溶融塩高速炉１概念の５つである。

2.2 開発を優先すべき冷却材

2022 年度には、同委員会にて今後の開発で優先すべき高速炉の冷却材としてナトリウムが最も有望とされ、「戦略ワーキンググループ」に報告・了承された。その理由は以下のとおりである。

2016 年 12 月の「高速炉開発の方針」では、MOX 燃料によるナトリウム冷却炉を念頭に高速炉開発を継続することが掲げられたが、ナトリウム冷却高速炉は「技術の成熟度と必要な研究開発」、「実用化された際の市場性」、「具体的な開発体制構築と国際的な連携体制」、「実用化する際の規制対応」の４つの観点から優れていることが改めて確認された。加えて、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」を経て、民間企業による研究開発が進展し、国際的にも導入が進んでいることも考慮し、今後開発を進める概念として最も有望であることが確認された。

この一方、**ナトリウム冷却炉**は実用化プロジェクトの空白により、既にサプライチェーンに脆弱性が出ている。こうした状況から、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、市場の予見性を担保するため、2024 年より実証炉の概念設計を開始すべきであり、また、燃料技術の研究開発計画につい

ては、戦略的柔軟性を持たせつつ、JAEA による実証のための施設整備や国際協力の活用の可能性を含めた検討をすべきであることも指摘された。

軽水冷却高速炉は、本格的な高速炉利用までの繋ぎの技術として、その効果を発揮できる可能性を有している。2024 年以降の技術実証の見通しを得るため、その燃料技術の実現性・許認可性・開発ニーズについて引き続き検討が必要とされた。

溶融塩高速炉は、実現すれば放射性廃棄物の減容・有害度低減とウラン資源の有効利用について高い性能を発揮する可能性を有しているため、大学等の学術機関における研究を含めた基礎・基盤的な研究の継続が望まれる。また、将来に繋がる人材育成が必要であるとされた。

3. 戦略ロードマップの改訂

3.1 具体化された作業計画

今回の改定で、具体化された開発のマイルストーンは以下のとおりである。

① 2023 年夏：2024 年から開始する実証炉の概念設計の対象とするナトリウム冷却高速炉を選定
② 2024 年度から 2028 年度：実証炉の概念設計と研究開発
③ 2026 年頃：燃料技術の具体的な検討
④ 2028 年頃：実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断

これらの開発を進めるに当たっては、我が国での高速炉開発プロジェクト、特に機器製造や建設経験の長期空白によって、既にサプライチェーンに脆弱性が出ていることに留意し、幾つかの産業技術の維持及び再構築が必要になる。そのためには、早期に建設計画を具体化し、高速炉技術が 2050 年カーボンニュートラルの実現及びそれ以降の安定的な持続に向けて貢献できることを見通せるようにしていくことが重要である。

3.2 関係機関の役割分担

国は、エネルギー基本計画、原子力利用に関する基本的考え方等を通じて、将来的な原子力開発の方向性を示すとともに、「戦略ロードマップ」において高速炉研究開発の目標と実用化に向けた工程を提示し、研究開発を先導する役割を担う。これによって、民間による実用化の予見性を高め、サプライチェーンの維持・強化につなげていくことが可能になる。加えて、経産省と文科省の役割分担を適切に行い、高速炉サイクル技術の開発をそれぞれ整合するように進めていく重要な役割がある。

次いで、高速炉の実用化開発を進めていくには、原型炉「もんじゅ」を含む高速炉開発プロジェクトマネージメントに係る反省に立ち、関係者間の調整を能動的に実施しつつ、炉と燃料サイクルの開発を整合させて進めていけるよう、研究開発全体を統括する機能を新たに強化することが必要である。具体的には、今後、JAEA の研究開発力と電力のプロジェクトマネージメント能力を結集した開発の司令塔機能、規模、組織形態等を特定していくことを検討していくこととされた。

JAEA には、高速炉サイクル技術の多くが蓄積されており、「常陽」、「大型ナトリウム試験施設」、「燃料サイクル試験施設」等の高速炉サイクルに特有の施設を保有しており、これらを有効に活用していくことが不可欠である。実証炉の実現に向けて、これまで JAEA が中心になって担ってきた研究開発（炉心燃料開発、シビアアクシデント対策を含めた安全技術、関連する燃料サイクル技術等）を行うとともに、開発支援を含む民間への技術移転を進めていくことが必要とされた。燃料サイクル技術は、研究開発のために大量のプルトニウムを扱い、ホット試験が必要となる等、民間が主体的に開発を進めるにはハードルが大きいことから、当面は、軽水炉の燃料サイクルとの共通技術を含めて、JAEA がステークホールダーとの連携を図りつつ開発の中心的役割を果たしていく必要があるとされた。

電力は、高速炉の将来的なユーザとして高速炉開発の方向性やその仕様について意見を述べつつ、軽水炉の建設・運転・保守、地元との共生の豊富な経験や、東京電力福島第一原子力発電所事故後の新規制基準の対応等を、高速炉の開発において活用することが、社会実装のために重要である。「高速炉開発会議」、その下の「戦略ワーキンググループ」等、国が主導する開発プロジェクトに主体的に参画するとともに、軽水炉の経験を通じて培われたプロジェクトマネージメント能力を活かし、新たな開発の司令塔組織に、人材・ノ

ウハウ等の提供を積極的に行うこととされた。

メーカについては、多様な技術間競争の結果、高速炉の設計と必要な技術開発の中核を担うメーカを中核企業として選定し、国が掲げる政策の方向性や開発目標に応じた技術開発を推進する。この中核企業は、これまでの高速炉開発の基盤を結集して、高速炉の開発を進め、高速炉の設計作業を行って結果を取りまとめるとともに、プラント構成機器の設計具体化や性能評価のための技術開発を実施する。その設計には、自らが実施する技術開発と JAEA が実施する研究開発の成果を結集させる。同時に、「もんじゅ」を最後に、実機建設の機会が途絶えてしまっていることを念頭に、国際協力を活用しつつ、プラント構成機器や部材調達のためのサプライチェーンの維持・発展に努めることとされた。

4. 2024 年以降の進め方

4.1. 実証炉開発

我が国のエネルギー基本計画（2021 年 10 月閣議決定）では、「民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進」とされており、戦略ロードマップにより、高速炉実証炉に適用できる技術基盤の整備を進めるとともに、概念設計を進めることとされている。このため、経産省は 2023 年度から、高速炉実証炉開発事業に 76 億円（国庫債務負担含めた総額 460 億円）を予算案として計上した[4]。

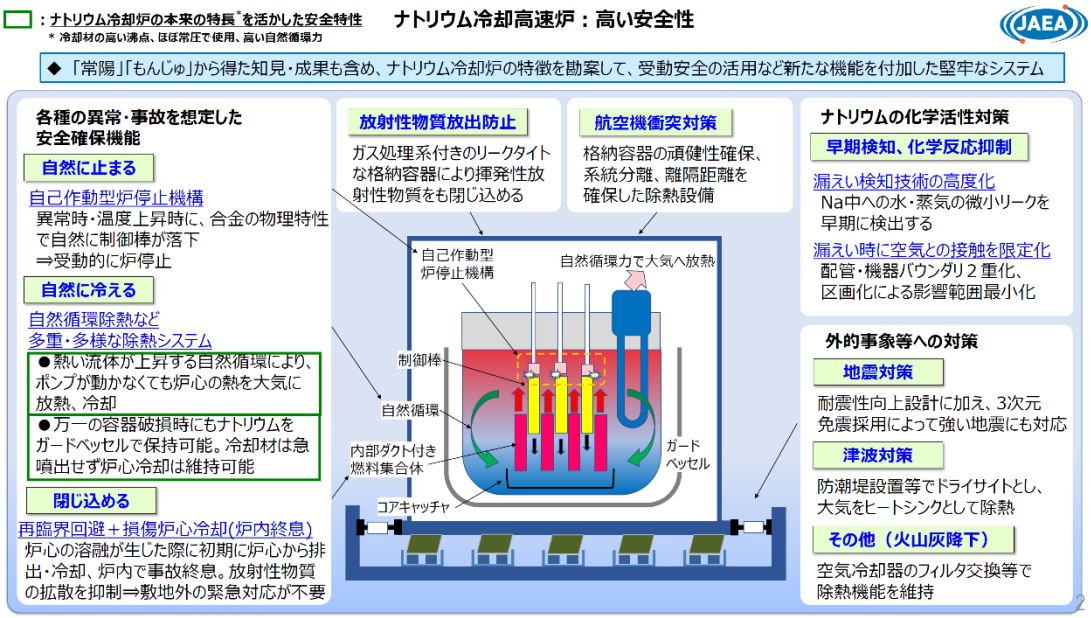
そこでは、国内の高速炉開発の技術基盤を維持するために、高速炉の共通課題に向けた基盤整備と安全性向上に関わる要素技術開発を拡充し、将来の高速炉で重要となる枢要技術の確立と民間企業の開発を支える試験研究施設の整備を進めていく。また、将来の核燃料サイクルの検討に資するデータ整備の充実化を行うとともに、日米・日仏の高速炉協力を活用し、試験データ等に係る知見を充実化することで基盤整備の効率化を目指す。2023 年度では、戦略ロードマップにおける技術絞り込みと概念設計に必要となる R&D を行い、国内メーカの技術基盤を維持しつつ、2024 年度から概念設計へと進むことを目指すとしている。

4.2. 実用化に必要な研究開発と基盤整備

経産省の総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会・革新炉ワーキンググループや、高速炉開発会議 戦略ワーキンググループにおいて、高速炉を含む次世代革新炉の開発に係る方向性の検討が進められる中で、JAEA に対して研究開発基盤に係る中核的な役割が求められていることを踏まえ、文科省は、今後の次世代革新炉の開発に必要な研究開発項目及び基盤インフラの整備などの課題について、研究開発用原子炉、燃料製造及びバックエンド対策等の観点から、専門的・技術的に検討し、課題整理を行うため、学識経験者による「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会」[5]を 2022 年 10 月に設置した。

そこでは、高速炉サイクルの実用化に必要な研究開発と基盤整備について、開発目標としている①安全性向上、②経済性向上、③環境負荷低減性、④資源有効利用性、⑤核拡散抵抗性、⑥柔軟性の区分毎に、必要となる研究開発項目を摘出するとともに、これらを実用化していくまでに必要な試験施設や解析コードの整備等が検討されている。

例えば、安全性向上については、下図に示すように、第 4 世代原子炉に求められる受動的安全性と、シビアアクシデント時の影響を原子炉容器内に閉じ込め、格納容器の健全性への脅威をならないようにして、周辺住民の緊急退避を不要とできる概念の実現を目指している。



令和 4 年 11 月 22 日 第 4 回次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会 資料 2

５．おわりに

ロシアによるウクライナ侵攻によるエネルギー安全保障に対する認識の高まりと、2050 年のカーボンニュートラル実現に向けて政府が推進するグリーントランスフォーメーション(GX)の活動を踏まえ、高速炉サイクル実用化の取り組みを着実に進めていくことが、現世代の関係者に課せられた大きな使命である。今回の戦略ロードマップで設定されたマイルストーンを遅滞なくクリアしつつ、高速炉技術のサプライチェーンを維持・発展させて、まずは、実証炉と燃料サイクルの実証施設の運転開始に結び付けていくことが望まれる。

参考文献

[1] 第 17 回 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ：2022 年 7 月 29 日
[2] 第 18 回 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ：2022 年 9 月 13 日
[3] 戦略ロードマップ：2022 年 12 月 23 日原子力関係閣僚会議
[4] 令和 5 年度経済産業省関連予算案等の概要：2022 年 12 月 23 日
[5] 第 4 回 次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会：2022 年 11 月 22 日

2023年春の年会

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性
Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

（3）核燃料サイクル技術開発の現状

(3) Current status of nuclear fuel cycle technology development

*竹内 正行[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

我が国では原子力の平和利用を進める上で、資源の有効利用や放射性廃棄物の負担低減から核燃料サイクルの推進を基本政策としており、新型炉の開発と同時に、炉と整合した燃料サイクル技術の開発が必要である。2022 年 12 月に改訂された戦略ロードマップでは、燃料サイクル技術は研究開発のために大量のプルトニウムを扱い、ホット試験が必要となる等、民間が主体的に開発を進めるにはハードルが高いため、当面は軽水炉サイクルとの共通技術を含めて、日本原子力研究開発機構（原子力機構）がステークホルダーとの連携を図りつつ、開発の中心的役割を果たす必要性が指摘されている[1]。本件では、原子力機構で進めてきた混合酸化物（MOX）燃料サイクル技術開発を中心に、燃料製造や再処理関連の開発状況や技術の実用化に向けた今後の方向性等について示す。

2. MOX 燃料サイクル開発の現状と今後の課題

2-1. 開発状況の概要

MOX 燃料サイクル技術については、これまでに 2006 年度から開始された高速増殖炉サイクル実用化研究開発プロジェクト（FaCT プロジェクト）を中心として着実に開発を進めてきた。FaCT プロジェクトはフェーズⅠが 2010 年度まで進められたが、以降はプロジェクトが凍結した状況となっており、その影響により実用化のための研究は停滞し、現在は施設整備を中心に技術維持を進めつつ、主に燃料サイクル技術の基盤的な知見を整備するための技術開発を実施してきている。

これまでに進めてきた MOX 燃料製造技術及び再処理技術の主な開発項目を図-1 及び図-2 に示す[2,3]。図内の開発対象は FaCT プロジェクトで実施してきた革新技術以外に、経済性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性等の向上につながる高度化研究を含む。図-1 の燃料製造技術については、経済性向上に向けた技術として、焼結・O/M 比調整技術、中空ペレット検査技術、乾式リサイクル技術の開発とともに、マイナーアクチニド（MA）含有燃料のセル内遠隔製造技術等の開発を進めている。図-2 の湿式再処理技術に関しては、ウラン・プルトニウムの共回収技術や MA 分離技術の開発を中心として、すでに実用化されている PUREX 再処理技術の高度化開発を進めている状況である。

また、MOX 燃料サイクル技術開発と並行して、金属燃料サイクル開発についても電力中央研究所とともに進めており、現在進めている乾式再処理技術開発の概要についても紹介する。

2-2. 主な開発課題と今後の方向性

MOX 燃料サイクル開発では、基本的に軽水炉 MOX 燃料サイクル技術をベースとして、高速炉 MOX 燃料サイクル技術の構築を図る方針であり、MOX 燃料サイクル技術として共通的要素も多い。これまでの開発成果に基づき、図-1 及び図-2 に示した開発対象の技術成熟度（Technology readiness level : TRL）は、現状、燃料製造技術、再処理技術ともにおおむね TRL=4～6 の段階に位置付けられていると評価される。今後、燃料サイクル技術の実用化を図るためには、相対的に TRL 値の低い技術の開発を加速するとともに、最終的には

*Masayuki Takeuchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

TRL=7 に相当するシステムの試運転段階に引き上げるために、現実的な環境において工学規模で検証するための技術開発に取り組む必要がある。

また、原子力の持続的な利用を進める上では、バックエンド対策として放射性廃棄物の減容化や潜在的有害度の低減を図ることも期待されている。その実現に向けて MA の分離変換技術を確立することが重要な技術課題の一つであり、MA 分離技術や MA 含有燃料製造技術の開発に力を入れていく必要がある。以上の点を背景に、燃料製造及び再処理分野の各個別技術に係る主な課題に関して、本報告の中で紹介する。

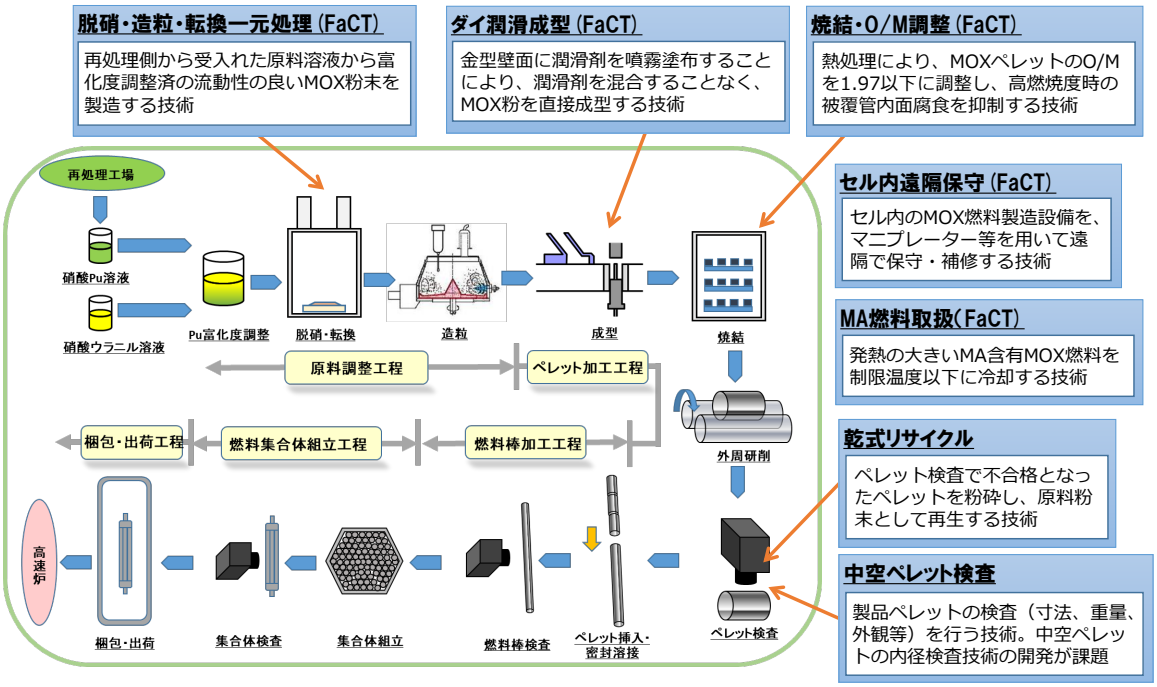


図-1　MOX 燃料製造分野における主な開発対象

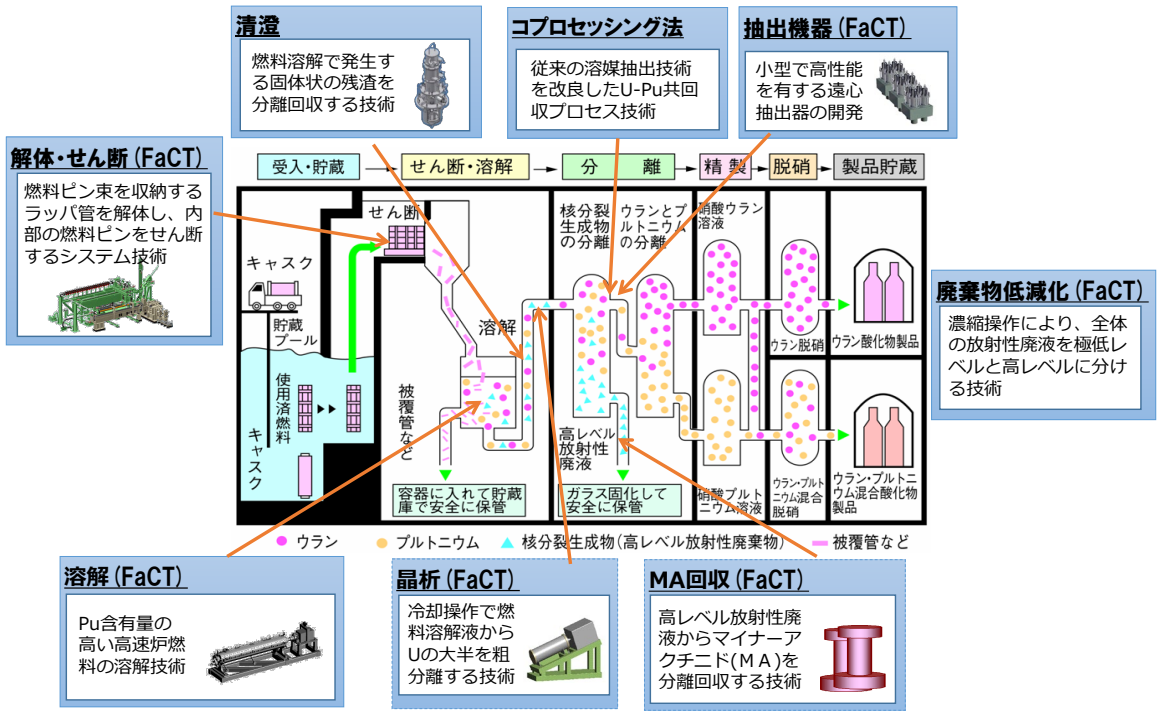


図-2　MOX 燃料再処理分野における主な開発対象

3. おわりに

2050年カーボンニュートラルの実現に向けて、原子力が担う役割の重要性が一層高まっている。その中で、新型炉の実現に向けた期待も大きく、昨今では専門家による国レベルでの議論も活発化している状況である。今後は新型炉開発に並行して、燃料サイクル技術も実用化に向けて開発を加速させる必要があり、原子力機構はその中心的役割を担う必要性を認識している。開発の推進にあたり、燃料サイクル技術の実用化に向けた研究開発計画の具体化とともに、実用化開発に必要な施設や体制の整備に関しても着実に進めていく必要がある。

参考文献

[1] 戦略ロードマップ（改訂案）：令和4年12月23日原子力関係閣僚会議
[2] 文部科学省「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第3回）」資料2
[3] 文部科学省「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第4回）」資料5