2020年3月16日(月)

A会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核燃料部会

[1A_PL] 事故耐性燃料の開発状況

座長:宇埜 正美(福井大)
13:00 ～ 14:30 A会場 (共通講義棟 L棟1F L-4)

[1A_PL01] BWR用燃料開発その1
*坂本 寛[1] （1. NFD）
[1A_PL02] BWR用燃料開発その2
*大脇 理夫[1] （1. 東芝ESS）
[1A_PL03] PWR用燃料開発
*渡部 清一[1] （1. MNF）
[1A_PL04] 総合討論

B会場

企画セッション | 特別講演 | 現地委員会

[1B_PL] 東北における復興へ向けた取り組み

座長:高橋 信(東北大)
13:00 ～ 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[1B_PL01] 福島イノベーション・コースト構想と地域の活性化について
*小沢 喜仁[1] （1. 福島大）
[1B_PL02] 1F廃炉・環境回復にかかる JAEAの R&D
*深堀 智生[1] （1. JAEA）
[1B_PL03] 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの活動について
*渡邉 豊[1] （1. 東北大）

E会場

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション2（「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会）

[1E_PL] 将来原子力システムのための再処理技術

座長:松田 孝志(日本原燃)
13:00 ～ 14:30 E会場 (共通講義棟 M棟1F M-1)

[1E_PL01] 専門委員会の活動趣旨について
*鈴木 達也[1] （1. 長岡技科大）
[1E_PL02] 再処理のニーズ1
*飯塚 政利[1] （1. 電中研）
[1E_PL03] 再処理のニーズ2
*島田 隆[1] （1. MHI）
[1E_PL04] パネルセッション

G会場

企画セッション | 委員会セッション | 理事会[福島特別プロジェクト共催]

[1G_PL] 原子力災害による福島農業の現状と課題

座長:中山 真一(JAEA)
13:00 ～ 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[1G_PL01] 農用地における放射能汚染対策とその成果
*申 文浩[1] （1. 福島大）
[1G_PL02] 原子力災害による被害から営農再開まで
*小山 良太[1] （1. 福島大）
[1G_PL03] 震災10年以降を見据えて
*橘　清司[1] （1. 福島県庁）
[1G_PL04] 総合討論
*講演者全員[1]、*岡嶋 成晃[2]、*三倉 通孝[3] （2. 学会長、JAEA、3. 東芝ESS）

H会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 新型炉部会

[1H_PL] ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況

座長:伊藤 隆哉(MFBR)
13:00 ～ 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[1H_PL01] 安全性向上技術概要
*小竹 庄司[1] （1. 日本原電）
[1H_PL02] 再臨界回避技術
*神山 健司[1] （1. JAEA）
[1H_PL03] ナノ粒子分散ナトリウム技術
*荒邦章[1] （1. JAEA）
[1H_PL04] 3次元免震技術
*深沢 剛司[1] （1. MFBR）

I会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

[1I_PL] 福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況

座長:西山 潤(東工大)
13:00 ～ 14:30 I会場 (共通講義棟 M棟2F M-23)

[1I_PL01] 福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報
*溝上 伸也[1] （1. 東京電力HD）
[1I_PL02] 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況
*中野 誠[1] （1. IRID, MHI）
[1I_PL03] 臨界安全の観点から見た課題
*外池 幸太郎[1] （1. JAEA）

K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

©日本原子力学会

[1K_PL] SMR等革新炉の安全と安全規制について

座長:関村 直人(東大)
13:00 〜 14:30 K会場 (共通講義棟 S棟2F S-21)

[1K_PL01] 原子力イノベーションの追求
*舟木 健太郎[1] (1. 経産省)

[1K_PL02] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について(事例紹介： NuScale)
*吉田 英爾[1] (1. 日揮)

[1K_PL03] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について(事例紹介： BWRX-300)
*松浦 正義[1] (1. 日立GE)

[1K_PL04] 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向
*鈴木 清照[1] (1. 三菱総研)

L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

[1L_PL] 核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

座長:中島 徳嘉(核融合研)
13:00 〜 14:30 L会場 (共通講義棟 S棟2F S-22)

[1L_PL01] 原型炉開発の概要と炉設計の課題
*坂本 宜照[1] (1. QST)

[1L_PL02] 炉内機器設計に向けた研究開発と課題
*谷川 博康[1] (1. QST)

[1L_PL03] 遠隔保守の概念と開発課題
*菊地 浩一[1] (1. MHI)

[1L_PL04] トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題
*岩井 保則[1] (1. QST)

[1L_PL05] 総合討論

N会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

[1N_PL] レーザーの特長を利用した研究開発V

座長:長谷川 秀一(東大)
13:00 〜 14:30 N会場 (共通講義棟 S棟3F S-32)

[1N_PL01] レーザー誘起超音波によるコンクリート構造物の健全性評価
*山田 知典[1] (1. JAEA)

[1N_PL02] 超小型パルスレーザーの開発とインフラ予防保全への展開
*佐野 雄二[1] (1. 自然科学研究機構)

O会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[1O_PL] 熱流動とリスク評価

座長:成宮 祥介(原安進)
13:00 〜 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[1O_PL01] リスク評価における熱流動解析の寄与
*丸山 結[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開
*宇井 淳[1] (1. 電中研)

[1O_PL03] 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価
*吉田 一雄[1] (1.JAEA)

[1O_PL04] パネルディスカッション
*講演者全員[1]

©日本原子力学会

2020年3月17日(火)

B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[環境放射能除染学会共催]

[2B_PL] 除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

座長:遠藤 和人(国環研)
13:00 〜 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[2B_PL01] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について
*金子 悟[1] (1. 環境省)

[2B_PL02] 除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討
*山田 一夫[1] (1. 国環研)

[2B_PL03] 最終処分シナリオの多面的評価
*保高 徹生[1] (1. 産総研)

[2B_PL04] パネルディスカッション

C会場

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[2C_PL] リスク情報活用のための標準に求められるもの

座長:関村 直人(東大)
13:00 〜 14:30 C会場 (共通講義棟 L棟1F L-2)

[2C_PL01] 新検査制度におけるリスク情報活用
*関村 直人[1] (1. 東大)

[2C_PL02] 新検査制度の遂行に必要な PRA標準の品質とその実現
*高田 孝[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿
*村上 健太[1] (1. 長岡技科大)

[2C_PL04] 総合討論
*関村 直人[1]、*高田 孝[1]、*村上 健太[1] (1. 東大、2. JAEA、3. 長岡技科大)

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] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

座長:阿部 弘亨(東大)
13:00 〜 14:30 D会場 (共通講義棟 L棟1F L-1)

[2D_PL01] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状
*倉田 正輝[1] (1. JAEA)

F会場

企画セッション | 招待講演 | 内閣府

[2F_PL] 原子力政策とコミュニケーション

座長:岡嶋 成晃(会長, JAEA)
13:00 〜 14:00 F会場 (共通講義棟 M棟1F M-2)

[2F_PL01] 原子力政策とコミュニケーション
*岡 芳明[1] (1. 原子力委員会)

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2G_PL] 熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

座長:越塚 誠一(東大)
13:00 〜 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[2G_PL01] 熱水力ロードマップの改定の概要
*中村 秀夫[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて
*西 義久[1]、*大貫 晃[2]、*上遠野 健一[3]、*岩城 智香子[4] (1. 電中研、2. MHI、3. 日立、4. 東芝)

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方(パネルディスカッション)
*講演者全員[1]、*曽根田 秀夫[2] (2. 日立GE)

H会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2H_PL] 福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

座長:茶木 雅夫(エネ総研)
13:00 〜 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[2H_PL01] 核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ
*逢坂 正彦[1] (1. JAEA)

[2H_PL02] 計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究
*板倉 充洋[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] 「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること
*奥田 洋司[1] (1. 東大)

J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

[2J_PL] 「次期軽水炉の技術要件検討」WG報告

座長:山口 彰(東大)

©日本原子力学会

13:00 ～ 14:30 J会場 (共通講義棟 M棟2F M-24)

[2J_PL01] 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点
*佐藤 拓[1] （1. 関西電力）

[2J_PL02] 抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例
*有田 誠二[1] （1. MHI）

[2J_PL03] 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について
*山本 章夫[1] （1. 名大）

K会場

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[2K_PL] 学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動
座長:中野 智仁(東芝ESS)
13:00 ～ 14:30 K会場 (共通講義棟 S棟2F S-21)

[2K_PL01] 本企画セッションの意義
*大場 恭子[1] （1. JAEA）

[2K_PL02] 社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第2条）とは
*大橋 智樹[1] （1. 宮城学院女子大）

L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

[2L_PL] 第12回フェローの集い
座長:松井 一秋(フェロー小委)
13:00 ～ 14:30 L会場 (共通講義棟 S棟2F S-22)

[2L_PL01] 日本の原発はどこへ行く？
*田中 俊一[1] （1. 元規制委）

M会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2M_PL] 今後10年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性
座長:若井 栄一(JAEA)
13:00 ～ 14:30 M会場 (共通講義棟 S棟3F S-31)

[2M_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開
*前田 茂貴[1] （1. JAEA）

[2M_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望
*柴山 環樹[1] （1. 北大）

[2M_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）
*熊野 秀樹[1] （1. 中部電力）

[2M_PL04] 総合討論（パネルディスカッション）
*長谷川 晃[1]、*藤井 克彦[2]、*塙 悟史[3]、*石橋 良[4] （1. 東北大、2. INSS、3. JAEA、4. 日立）

N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

[2N_PL] 放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
座長:平山 英夫(KEK)
13:00 ～ 14:30 N会場 (共通講義棟 S棟3F S-32)

[2N_PL01] 遮蔽設計の手順
*上蓑 義朋[1] （1. 清水建設）

[2N_PL02] 核データライブラリと断面積ライブラリ
*今野 力[1] （1. JAEA）

[2N_PL03] モンテカルロコード PHITS
*岩元 洋介[1] （1. JAEA）

[2N_PL04] ストリーミングとスカイシャイン計算
*平尾 好弘[1] （1. 海技研）

O会場

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（核データ部会、シグマ調査専門委員会）

[2O_PL] 核データ部会20年間の歩みとこれからの20年
座長:渡辺 幸信(九大)
13:00 ～ 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[2O_PL01] 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで
*吉田 正[1] （1. 東工大）

[2O_PL02] 核データ部会20年に寄せて
*深堀 智生[1] （1. JAEA）

[2O_PL03] 私の夢見る20年後の核データ研究
*木村 敦[1] （1. JAEA）

[2O_PL04] 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く
*湊 太志[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年3月18日(水)

B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

[3B_PL]「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

座長:関村 直人(東大)
13:00 ～ 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[3B_PL01] 福島第一原発廃炉の課題と廃炉委の取り組み
*宮野 廣[1]（1. 廃炉委）

[3B_PL02] 廃炉作業のリスク評価手法の検討
*山本 章夫[1]（1. 名大）

[3B_PL03] 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
*瀧口 克己[1]（1. 東工大）

[3B_PL04] エンドステートに向けた放射性廃棄物管理に係る様々なシナリオの検討
*柳原 敏[1]（1. 福井大）

C会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告2 経済産業省[文部科学省共催]

[3C_PL] 原子力イノベーションの追求

座長:越塚 誠一(東大)
13:00 ～ 14:30 C会場 (共通講義棟 L棟1F L-2)

[3C_PL01] 原子力イノベーションに向けた経済産業省の取組み
*舟木 健太郎[1]（1. 経産省）

[3C_PL02] 原子力イノベーションに向けた文部科学省の取組み
*清浦 隆[1]（1. 文科省）

[3C_PL03] 原子力イノベーションに向けた日本原子力研究開発機構の取組み
*門馬 利行[1]（1. JAEA）

[3C_PL04] 原子力イノベーションを促進するエコシステム【パネル討論】
*講演者全員[1]、*守屋 公三明[2]、*木村 芳貴[3]（2. 原安協、3. MHI）

D会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 「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

[3D_PL]「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告 ―3年間の活動実績と今後の展開―

座長:勝村 庸介(RI協会)
13:00 ～ 14:30 D会場 (共通講義棟 L棟1F L-1)

[3D_PL01] 実機での FP挙動に関わる状況把握の現状
*髙木 純一[1]（1. 東芝ESS）

[3D_PL02] FP挙動評価に関する実験研究の調査結果
*逢坂 正彦[1]（1. JAEA）

[3D_PL03] 短/中/長期 FP挙動評価
*唐沢 英年[1]（1. エネ総研）

[3D_PL04] 研究専門委員会の寄与と役割
*内田 俊介[1]（1. JAEA）

G会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告3 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

[3G_PL]「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

座長:村松 健(東京都市大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[3G_PL01]「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告
*村松 健[1]（1. 東京都市大）

[3G_PL02] CFDによる水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析の結果
*松本 昌昭[1]（1. 三菱総研）

[3G_PL03] CFDによる実機 PWR-CV内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
*福田 龍[1]（1. MHI）

[3G_PL04] 水素挙動統合解析システムの公開について
*寺田 敦彦[1]（1. JAEA）

H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

[3H_PL] BWRプラントにおける新しい教育・訓練の動向

座長:高橋 信(東北大)
13:00 ～ 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[3H_PL01] 福島事故後の BWR運転訓練の取り組み
*辻 貴行[1]（1. BWR運転訓練セ）

[3H_PL02] 緊急時対応力の向上に向けた取り組み
*土屋 直柔[1]（1. 東北電力）

[3H_PL03] 想定外事象への対応能力向上のための訓練とは
*高橋 信[1]（1. 東北大）

J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

©日本原子力学会

ティ連絡会

[3J_PL] 福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

座長:宇根崎 博信(京大)
13:00 〜 14:30 J会場 (共通講義棟 M棟2F M-24)

[3J_PL01] 福島第一原子力発電所デブリの概況について

*倉田 正輝[1] （1. JAEA）

[3J_PL02] 燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

*奥村 啓介[1] （1. JAEA）

O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

[3O_PL] 福島県における加速器の利用に関する状況

座長:増田 開(QST)
13:00 〜 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[3O_PL01] ホウ素中性子捕捉療法

*高井 良尋[1] （1. 南東北BNCT研究セ）

[3O_PL02] 加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

*鷲山 幸信[1] （1. 福島県立医科大）

[3O_PL03] ナノ微粒子支援型質量分析

*平 修[1] （1. 福島大）

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核燃料部会

[1A_PL] 事故耐性燃料の開発状況

課題と展望

座長:宇埜 正美(福井大)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 A会場 (共通講義棟 L棟1F L-4)

[1A_PL01] BWR用燃料開発その1

*坂本 寛[1] （1. NFD）

[1A_PL02] BWR用燃料開発その2

*大脇 理夫[1] （1. 東芝ESS）

[1A_PL03] PWR用燃料開発

*渡部 清一[1] （1. MNF）

[1A_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2020年春の年会

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望
Development Status of Accident Tolerant Fuel: Challenges and Prospects

（1）BWR 用燃料開発その 1

(1) Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)

*坂本 寛[1]
[1]日本核燃料開発株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故を教訓に、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料(Accident Tolerant Fuel: ATF)の研究開発が進められる中、我が国においても、2015 年度から 2018 年度までの 4 年間、経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備事業）が実施され、実用化に向けた研究開発が行われた。本発表では、事業で得られた成果のうち、BWR 用燃料被覆管として開発した改良ステンレス鋼被覆管開発（FeCrAl-ODS フェライト合金：以降、FeCrAl-ODS と略す）に関する開発状況をまとめ、実用化に向けた今後の課題と展望を述べる。

2. 開発状況

2-1. 開発目標および体制

開発目標は既存被覆管材料（ジルコニウム合金）を FeCrAl-ODS に置き換えることによって、事故時安全性を飛躍的に向上させ、かつ通常運転時の安全性・効率性を向上させることである。事故時安全性向上が急務であることから既存炉へ短中期的に導入することを目指すこととし、既存技術・知見を最大限活用しつつ、産官学が密に連携しながら開発を加速する体制とした。具体的には、長年の FBR 開発で蓄積されてきた FeCr-ODS 鋼の基礎研究成果（照射特性を含む）、製造・検査技術を最大限踏襲するとともに、文部科学省原子力システム事業で実施された FeCrAl-ODS 研究の成果[(1)]を利用し、産業界からは燃料メーカーであるグローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（GNF-J）、研究機関である日本核燃料開発（NFD）、プラントメーカーである日立 GE ニュークリア・エナジー、公的研究機関として日本原子力研究開発機構（JAEA）、大学として北海道大学、京都大学、早稲田大学がチームを組む体制とした。

2-2. 開発基本概念

事故時安全性（事故耐性）の向上：事故には設計事象 LOCA のような比較的温度上昇が抑えられた事象から福島第一原子力発電所事故を代表とする過酷事故時のように燃料が溶融する温度まで温度上昇する事象までが含まれるが、概ね温度上昇とともに事故が深刻化するため、この温度上昇を抑制することが最重要となる。また、福島第一原子力発電所事故で問題となったように、事故時に発生する水素は水素爆発を引き起こす場合もあり、水素発生量の抑制は温度上昇の抑制とともに重要である。FeCrAl-ODS を含む FeCrAl 合金は高温水蒸気雰囲気において、自己再生型のアルミナ被膜が形成されることで高温水蒸気酸化を既存被覆管材料と比較して大幅に低減できることが知られていることから、この FeCrAl 合金の特徴を利用して高温水蒸気酸化反応を抑制することで、酸化の反応熱と酸化に伴う水素発生を大幅に低減する基本概念とした。

通常運転時の安全性・効率性：通常運転時の安全性の向上として、安全裕度の向上と燃料漏洩リスクの低減が挙げられるが、安全性の向上はプラント運転の自由度を向上させ、燃料漏洩にともなう運転抑制・停止などのリスク低減にも直結しているため、効率性にもつながる。なお、ジルコニウムと比較して、鉄、クロムを主要元素として含んでいる FeCrAl 合金は熱中性子吸収断面積が大きく、反応度が低下してしまうため（反応度ペナルティ）、経済性に影響する取出燃焼度や運転サイクル期間を既存燃料と同等に維持するためには何らかの方法で上記の反応度ペナルティを解消する必要がある。そのため、開発基本概念としては、FeCrAl-ODS による熱中性子吸収を被覆管薄肉化により低減するなどして反応度ペナルティを解消しつつ、FeCrAl-ODS がジルコニウム合金と比較して優れている特徴（例えば、水素吸収にともなう水素脆化が起こらない、

活性な核分裂生成物による応力腐食割れが起こりにくい）を生かして通常運転時の安全性・効率性を向上させることとした。

2-3. 開発計画

開発計画を立案するにあたって、まず技術成熟度（Technical Readiness Level: TRL）および TRL 評価を補助するものとして属性ガイド（Attribute Guide: AG）を作成し、事業開始時における TRL 評価を行った[(2)]。TRL は開発技術の成熟度を 9 段階で評価する指標であり、TRL 1-3 が原理実証段階、TRL 4-6 が工学実証段階、TRL 7-9 が実用開発段階となる。事業開始時の TRL 評価では、燃料設計（通常・過渡）、製造・品質管理（工学規模製造）、核設計・炉心特性・熱水力特性、安全性評価（DBA、BDBA、SA）、規格・基準、貯蔵・輸送、再処理・処分の 7 つの検討分野を対象として、概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあり、要素技術の提案と調査、フィージビリティの証明が必要であると評価した。そのため、事業の開発計画として短期間にプロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータが確立できる TRL 4 に到達することとした。

2-4. これまでの成果

実施項目は主に、解析による導入の影響評価と解析評価に必要な物性データの取得に分けられるが、具体的な開発では、まずは利用可能な公開データで代用して影響評価を行い、それら解析評価に必要な物性データを事業で取得して順次入れ替えていくことで解析評価精度を向上させた。以下では、導入による影響評価と物性データの取得に分けてこれまでの成果を紹介する。

【導入による影響評価】影響評価では炉心解析および燃料ふるまい解析により反応度ペナルティを解消する燃料設計を U-235 濃縮度が 5 wt. %未満の条件で探索し、見出した燃料設計を仮定した体系において安全解析を行い事故時安全性に対する導入効果をシビアアクシデント（SA）解析コードを用いて評価した。解析には、炉心解析コードとして TGBLA/LOGOS、燃料ふるまい解析コードとして PRIME、FEMAXI、SA 解析コードとして MELCOR、MAAP を用いた。炉心解析および燃料ふるまい解析の結果、既存被覆管材と比較して被覆管肉厚を約半分とすることで反応度ペナルティを解消し、従来燃料と同等のふるまい評価結果を得た。評価の一例として、ABWR 炉心に 9×9A 型燃料を使用した場合の炉心解析と燃料ふるまい解析結果の一部をそれぞれ図 1、図 2 に示している。なお、これらの解析は、被覆管材、ウォーターロッド(WR)、燃料チャンネルボックス(FCB)のジルコニウム合金を FeCrAl-ODS に変更して、FeCrAl-ODS 被覆管肉厚をジルカロイ合金被覆管肉厚(約 0.7 mm)の半分程度である 0.3 mm とし、WR や FCB の肉厚も約半分(図 1 の Full ODS、図 2 の ODS)としている。なお、WR、FCB を現行ジルコニウム合金材、あるいは SiC/SiC とする場合には、反応度ペナルティが低減されるため、被覆管肉厚を 0.35 mm とした（図 1 の ODS-SiC）場合にも同程度の炉心成立性が得られている。これら図に示されるように、酸化物分散強化（ODS）による高強度化により、薄肉化が可能となり、反応度ペナルティを解消できていることが分かる。

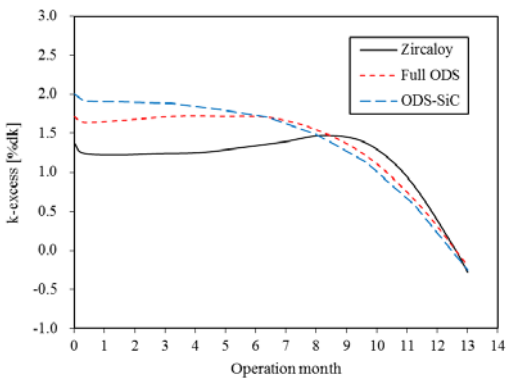


図 1　炉心解析結果の例（余剰反応度）[(3)]

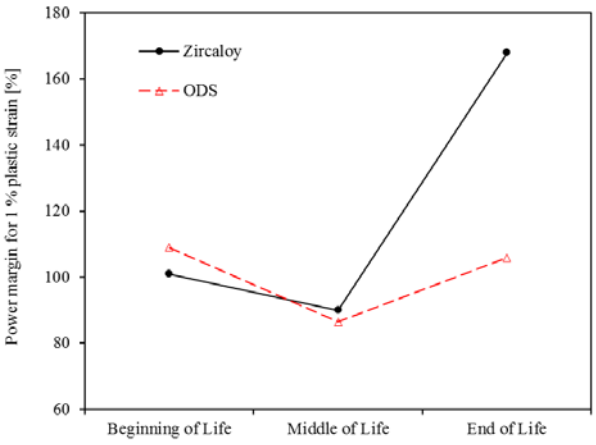


図 2　燃料ふるまい解析結果の例 [(3)]（1 %塑性変形に対する出力余裕）

ABWR 炉心に上記の 9×9A 型燃料（Full ODS ケース）の燃料設計を仮定して SA 解析を行った結果の一例を図 3 に示している。なお、解析では ATF の導入とアクシデントマネジメント（AM）の組み合わせによる効果についても評価しており、図 3 には ATF と AM の組み合わせを解析した結果を示している。1000 K 程度までは既存燃料(図中 Zry)と FeCrAl-ODS を用いた燃料(図中の ODS)や SiC/SiC を用いた燃料(図中の SiC)では温度上昇に大きな差は見られないが、これはいずれの燃料も高温水蒸気酸化反応による発熱の寄与が小さく、崩壊熱による温度上昇が支配的なためである。より高温では既存燃料と ATF（FeCrAl-ODS、SiC/SiC）で温度上昇の傾向が大きく異なり、既存燃料ではジルコニウム合金の高温水蒸気酸化反応により温度上昇が加速するのに対して、ATF ではそのような加速が起こっていない。また、79 h に低圧給水が始まっても既存燃料では温度上昇が止まらず 3000 K を超えてしまうのに対し、ATF では 1500 K 程度で温度上昇が止まり、その後、無事に冷却されている。また、発生する水素量も既存燃料と ATF では大きく異なり、FeCrAl-ODS の場合には 1/10 未満にまで水素発生が抑制され、FeCrAl-ODS の導入により事故時の温度上昇と水素発生量が大幅に低減されることが定量的に評価されている。

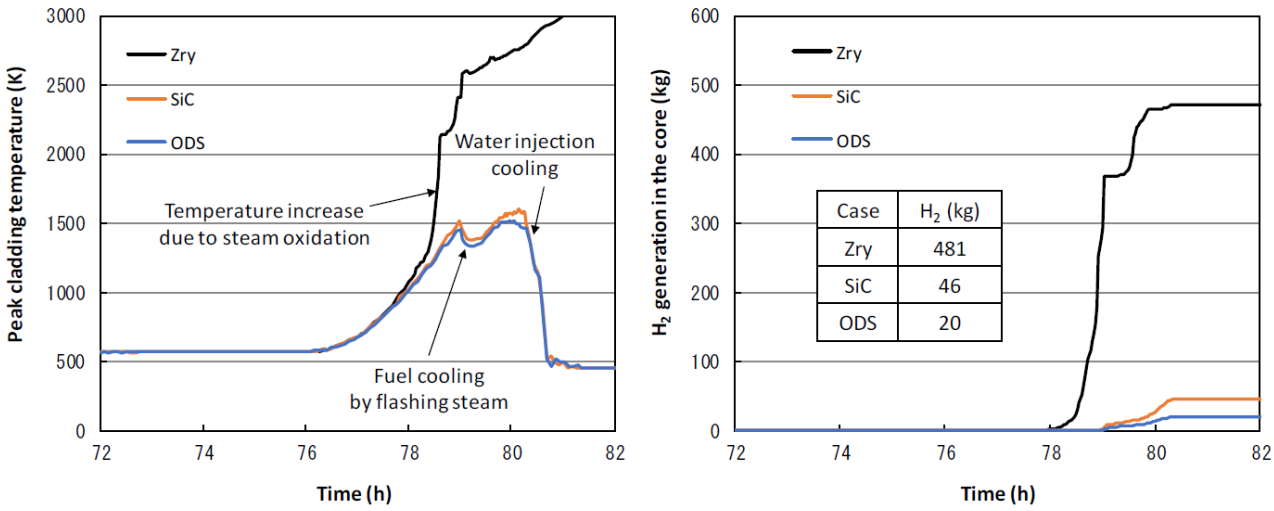


図 3　SA 解析コードによる解析結果例 (4)
(AM ありの全交流喪失ケース(RCIC が 72 h 後に停止、79 h 後に減圧し 90 m^3/h の低圧給水))

【物性データの取得】物性データの取得では、各種形状の試験材の試作とそれら試験材を用いた物性データ測定を行った。なお、物性データ測定には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）の High Flux Isotope Reactor（HFIR）における引張試験片の中性子照射試験も含まれている。なお、試作した試験材の化学組成は端栓材を除いて、原子力システム事業における合金開発結果 (1)を踏まえて、軽水炉条件で最適と考えた Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3とした。

FeCrAl-ODS の試作では FeCr-ODS と同様に、合金粉末の製作、メカニカルアロイング、熱間押出により押出棒を作製し、その後、押出棒材から冷間圧延と焼鈍を繰り返すことで板材や被覆管材を得た。被覆管の試作では、設計の自由度を確保するために、異なる肉厚、外径を持つ 1 m 超の被覆管材を高い寸法精度で製作できることを確認した。具体的には、肉厚 0.35 mm の 9×9 燃料被覆管（外径約 11 mm）、肉厚 0.30、0.35、0.40 mm の 10×10 燃料被覆管（外径約 10 mm）の試作に成功している。

試作した試験材を用いて解析評価に必要となる各種物性データを取得したが、具体的には事故時解析評価に必要な物性データとして高温水蒸気酸化特性、熱的特性（融点、熱膨張係数）、LOCA 特性、SA 時の燃料ペレットとの反応特性を、通常運転時の解析評価に必要な物性データとして、高温高圧水による腐食特性、機械的特性、摩耗特性、PCI/SCC 耐性、トリチウム透過特性を取得した。

事故時解析評価に必要な物性データの取得例として高温水蒸気酸化試験結果と LOCA バースト試験結果を図 4、図 5 に、通常運転時の解析評価に必要な物性データの取得例として腐食試験結果と HFIR 照射材の引張試験結果を図 6、図 7 に示している。なお、LOCA バースト試験結果、HFIR 照射試験は ATF に関する日米

CNWG に基づいた日米協力で実施した。図 4 に示されるように FeCrAl-ODS の高温水蒸気酸化反応定数 K_p は既存材料と比較して 1/100 程度にまで低減できており、図 3 で示した事故耐性の向上を裏付けている。また、図 5 に示されるように、高温水蒸気酸化に対する高い耐性に加えて ODS による高温強度の上昇により、バースト温度が大幅に上昇する結果が得られており、LOCA 時の FP 放出リスクを低減できることを示している。なお、別途実施したリング試験片を用いた LOCA 模擬試験では、1300 ℃において 24 h 水蒸気酸化後に水クエンチしても脆化しないことが確認されており、既存被覆管材では極度に脆化する条件においても健全性を維持できることが確認されている [6]。図 6 に示される腐食試験結果からは、長期間にわたって安定した腐食特性を維持（減肉厚さは 1 μm 未満）していて、耐食性に問題がないことが示されている。また、図 7 に示されるように既存被覆管材料と比較して強度が大幅に増加しており、また、これまで得られている 3.9 dpa までの照射量範囲で 1 %以上の破断伸びが確認されていることから、反応度ペナルティの解消に必要となる薄肉化が可能となる裏付けが得られている。

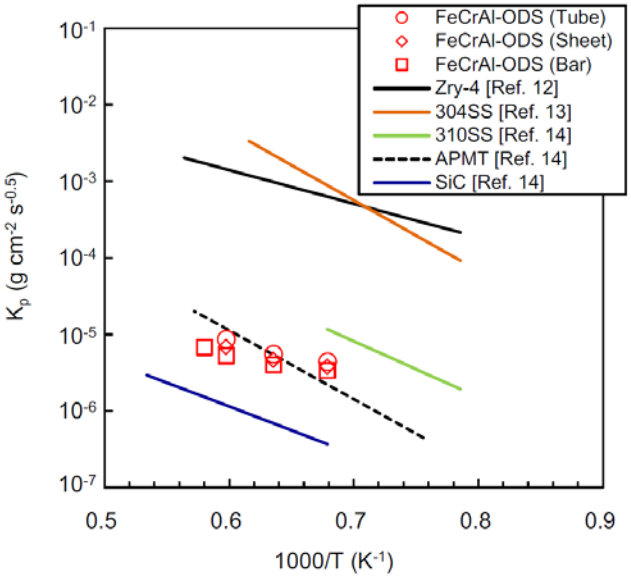


図 4　高温水蒸気酸化試験結果 [5]

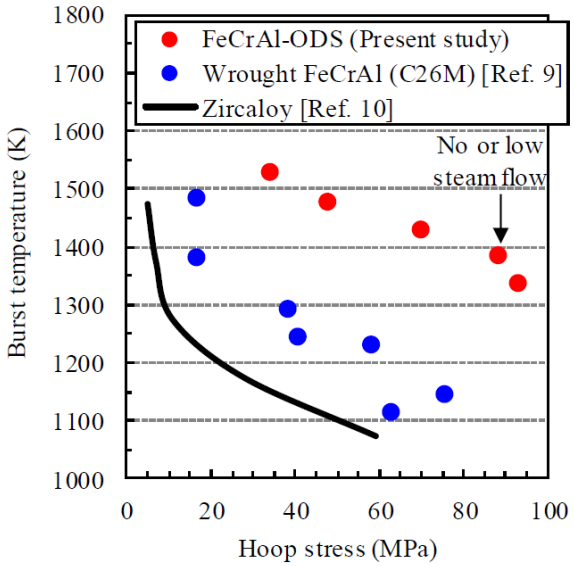


図 5　LOCA バースト試験結果 [6]

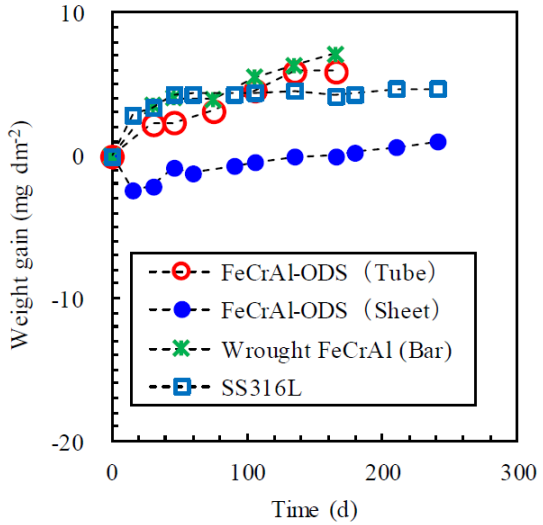


図 6　腐食試験結果 [6]
(563 K、8 ppmDO、循環式オートクレーブ)

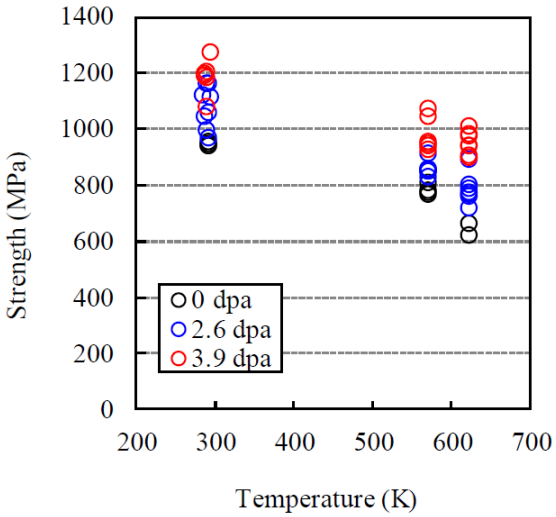


図 7　HFIR 照射材の引張試験結果 [6]
(573 K においてキャプセル内で中性子照射)

3. 今後の課題と展望

事業開始時の TRL 評価では概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあったが、2018 年度までの開発の結果、TRL 3 と工学実証段階の一歩手前まで TRL を向上させることができている。しかしながら、目標としていた TRL 4

を達成するためには、燃料設計、製造・品質管理の観点から、まずは以下の課題を克服していく必要がある。

燃料設計：プロトタイプ燃料設計に必要となるデータは揃いつつあるが、照射特性に関するデータが不足している。具体的には、燃料寿命末期までの中性子損傷（15 dpa 程度）を受けた材料の機械特性データ、照射クリープデータ、照射腐食特性データ等が挙げられる。また、物性データの取得だけでなく、燃料設計に必須となる燃料ふるまい解析コードの検証データも皆無であり、検証データも必要である。

製造・品質管理：原理的な問題はないと思われるが、現在までにフルスケール（4 m 超）の被覆管の試作経験がなく、フルスケール化に潜在的な課題が残っていることが否定できない。また、これまでの試験では実用化で必要となる欠陥検査や寸法測定等の非破壊検査を行っておらず、それら技術の適用性確認が必要である。また、燃料ペレットを装荷して端栓封入する接合技術・検査技術の検証が終わっておらず、模擬燃料棒等の試作による実証が必要な状況にある。

これら課題を踏まえ、今後は特に照射特性に関するデータ取得と製造・品質管理に関する技術向上に集中的に取組み、それら取組の総合的な検証となる試験炉における模擬燃料棒照射試験による燃料ふるまい解析コードの検証データの取得を行う予定である。また、導入の影響評価の精度を向上させるとともに、導入の効果を定量的に評価することで、ユーザーの検討に必要となる情報を提供する取組にも着手していく予定である。

謝辞　本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。また、FeCrAl-ODS 開発に共に取り組んだ JAEA、GNF-J、日立 GE ニュークリア・エナジー、北海道大学、京都大学、早稲田大学の関係者の皆さんに感謝する。

参考文献

(1) S. Ukai et al., "Development of FeCrAl-ODS steel claddings for accident tolerant fuel of light water reactors", Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017) Paper ID: 17599
(2) S. Yamashita et al., “Technical basis of accident tolerant fuel updated under a Japanese R&D project”, Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
(3) S. Takano et al., “Analytical study of the applicability of FeCrAl-ODS cladding for BWR”, Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
(4) T. Ikegawa et al., “Performance evaluation of accident tolerant fuel claddings during severe accidents of BWRs”, Proceedings of TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0131
(5) K. Sakamoto et al., "Progress on Japanese development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs", Proc. TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0011
(6) K. Sakamoto et al., "Recent progress in development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs in Japan", Proc. Top Fuel 2019, Seattle, WA, September 22-27, 2019, pp. 197 - 205

*Kan Sakamoto[1]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.

2020年春の年会

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望
Development Status of Accident Tolerant Fuel : Challenges and Prospects

BWR 用燃料開発その 2

Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)

*大脇 理夫[1]，井上 史章[1]，石橋 良[2]，近藤 貴夫[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立 GE

1. はじめに

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、SiC 複合材料を適用した BWR 用被覆管、チャンネルボックスの開発を進めている。

2. 開発状況

開発にあたり、まず国内外の最新動向調査および開発状況の整理を行い、これに基づき技術成熟度（TRL）、課題抽出マップの作成を行った上で各種技術の開発・評価を行っている。以下にこれまでの主な成果を示す。

2-1. 燃料ふるまい解析

燃料ふるまい解析では、被覆管径方向スエリングや多層化モデルに対応した”FEMAXI-7-SiC 版”を用いて通常時の燃料棒挙動解析を実施した。現行の Zry 被覆管を用いた 9×9 燃料の仕様を基準として評価を行った結果、SiC 被覆管を用いた場合、被覆管径方向のスエリングにより、ペレット被覆管ギャップ幅が拡大し、ペレット温度および被覆管応力が増加傾向となる。成立性を向上させるためにはペレット被覆管ギャップ幅の低減やプレナム体積の増加が有効である。また、設計条件や物性値に幅を持たせた条件で多数の解析を行うことにより燃料ふるまいへの影響を評価し、各入力・出力パラメータ同士の相関関係や影響度の大きさ等を確認した[1) 2) 3)]。

2-2. 材料特性評価

設計に資する機械的特性として、室温での SiC 複合材料管の軸および周方向引張強度データを取得した。

腐食特性評価では、SiC 複合材に CVD コートした材料について BWR 環境を模擬した腐食試験（288 ℃、圧力 7 MPa 以上、実機の炉心燃料領域の過酸化水素を考慮した溶存酸素濃度 8 ppm）を実施した。その結果、腐食速度は最大で減肉速度換算にして数μm／年であり、BWR 環境において減肉を考慮した構造強度の観点で適用可能であることが示唆されたが、さらなる耐食性向上が望まれる[2) 4)]。NWC-BWR 環境を模擬した高温水浸漬試験（288 ℃）による SiC の高温水腐食に及ぼす溶存酸素濃度（DO）の影響を評価した結果、DO の上昇とともに Si 溶出を伴う腐食が増加すること、これを防止する手法の一つとして Ti 系の耐食被覆が有効であることが示唆された。この耐食被覆を短管および接合部に施工できることも確認した[3) 5) 6) 7)]。

2-3. 熱水力特性評価

熱水力特性試験として 2×2 ロッドバンドルを対象として、水－空気系非加熱条件の被覆管圧損試験を実施し、摩擦係数の一般的な経験式による液相圧損と二相摩擦乗数を用いることで二相圧損を予測できることを確認した。また、SiC 材の濡れ性改善による限界液膜厚さの変化量を仮定し、最も液膜体積率が低いサブチャンネルを対象として限界出力の変化を評価した結果、濡れ性改善による限界出力の上昇は数%程度であることが推定された[3)]。

2-4. 安全性評価

過渡解析として被覆管表面での沸騰遷移が生じるような仮想的な条件で TRACT^{TM}解析を行い、同事象時における燃料棒解析を実施した。特にギャップ熱伝達の差に伴う初期における応力等の条件は異なるが、過渡時における機械的挙動は Zry 被覆管と SiC 被覆管に大きな違いがないことを確認した[8)]。

LOCA 解析として PLR 配管の大破断および小破断解析を TRACT^{TM}で実施し、”FEMAXI”で燃料棒挙動解析

を実施した。LOCA 解析においても過渡同様に、ギャップ熱伝達の差に伴う初期における応力等の条件は異なるが、Zry 被覆管と SiC 被覆管に大きな違いがないことを確認した[8]。

RIA 時における Zry 被覆管燃料と SiC 被覆管燃料の機械的挙動特性評価を実施した。その結果、RIA 時における急激なペレット熱膨張による応力増加を Zry 被覆管燃料では吸収できないが、あらかじめギャップ幅に余裕を持たせた SiC 被覆管ではペレット - 被覆管の接触が回避され、機械的強度が確保されることを確認した。

”MAAP”等の過酷事故（SA）コードを用いた感度解析を実施した結果、SiC を適用することにより、従来の Zry と比べて水素発生量が大きく低減し、減圧、注水といったアクシデントマネジメントにおける余裕が拡大する可能性が示唆された[9]。

3. 今後の課題と展望

2.項に記載した各種評価を受けた主な課題として以下が挙げられる。

- BWR 水質環境での腐食特性データの取得および耐食性を改善する製造プロセスの構築
- 照射環境での耐食性、機械特性データの取得および設計へのフィードバック
- SiC 適用の説得性向上および安全性評価の高精度化のため、SA 時にさらされる高温環境での挙動に関するデータの拡充
- 将来の規格・標準化のためのデータ整備に資する SiC 複合材料の試験方法の確立

SiC 被覆管、チャンネルボックスの軽水炉への適用に向けては照射試験データの取得が必須であり、早期の照射試験の実施が望まれる。

※ 本発表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。

4. 参考文献

1) H. Matsumiya, K. Yoshioka, S. Sakurai, K. Kakiuchi, S. Yamashita, F. Nagase, Fuel Behavior Analysis of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC-Composite Cladding, Proc. ICAPP2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 17162 (2017).

2) K, Kakiuchi, M. Akimoto, S. Suyama, M. Ukai, H. Heki, A. Kawaguchi, T. Takagi, Y. Sato, Y. Taniguchi, T. Goto, Y. Kagawa, ATF material development of SiC with Enhanced Safety LWR core, Proc. 42nd International Conference & Expo on Advanced Ceramics (ICACC 2018), Daytona Beach, Florida, USA, January 21-26, ICACC-S13-019-2018 (2018).

3) 大脇 理夫，井上 史章，佐藤 寿樹，石橋 良，近藤 貴夫，山下 真一郎，川西　智弘，深堀 智生,「安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (3) BWR 用 SiC」, 日本原子力学会 2019 年秋の年会，富山大学 2E03 (2019).

4) S. Suyama, M. Ukai, M. Akimoto, T. Nishimura, S. Tajima, Safety Evaluation of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC Cladding, Ceramics 2019, 2(4), 602-611 (2019).

5) R. Ishibashi, S. Tanabe, T. Kondo, S. Yamashita, and F. Nagase, Improving The Corrosion Resistance of Silicon Carbide for Fuel in BWR Environments by Using A Metal Coating, Proc. WRFPM 2017, Jeju Island, Korean Nuclear Society, A-177 (2017).

6) R. Ishibashi, S. Tanabe, T. Kondo, S. Yamashita, and T. Fukahori, Improvement of Corrosion Resistant Coating for Silicon-carbide Fuel Cladding in Oxygenated High Temperature Water, Proc. Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30- October 4, A-0072 (2018).

7) R. Ishibashi, M. Kida, M. Shibata, T. Kondo, S. Yamashita, and T. Fukahori, Joining Technology with Corrosion-Resistant Coating for Silicon-Carbide Fuel Cladding, Proc. Top Fuel 2019, Seattle, USA, September 22-26, 235-29441 (2019).

8) H. Sato, Y. Takeuchi, K. Kakiuchi, S. Yamashita, F. Nagase, Safety Evaluation of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC

Cladding, Proc. WRFPM 2017, Jeju Island, Korean Nuclear Society, A-238 (2017).
9) T. Ikegawa, K. Sakamoto, T. Kondo, and S. Yamashita, Performance Evaluation of Accident Tolerant Fuel Claddings during Severe Accidents of BWRs, Proc. Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30- October 4, A-0131 (2018).

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 27～30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。
また、同事業の推進にあたりご協力いただいた JAEA 関係者に感謝する。

---

* Masao Owaki[1], Fumiaki Inoue[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [2]Hitachi GE

2020年春の年会

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望
Development Status of Accident Tolerant Fuel : Challenges and Prospects

PWR 用燃料開発

Development of Accident Tolerant Fuel for PWR

*渡部 清一[1]，村上 望[2]
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業

1. はじめに

加圧水型軽水炉（PWR）では、冷却材喪失事故（LOCA）時に非常用冷却設備が何らかの要因で設計通りに作動しない場合でも、炉心溶融や水素爆発等のシビアアクシデント（SA）に進展しないように様々な安全対策が施されている。一方で、更なる安全性向上策として、原子燃料自体の温度上昇や水素発生を抑制するといった、固有の安全機能を付加した事故耐性燃料の開発が期待される。

現在、PWR 燃料被覆管材料として適用しているジルコニウム（Zr）合金は、事故時の高温条件で水蒸気と著しく反応して発熱すると共に水素を発生し、これらが炉心溶融や水素爆発の一要因となりうる。このため、事故耐性燃料にまず求められるのは、高温水蒸気との酸化反応が小さい被覆管である。

炭化ケイ素（SiC）は、融点（昇華点）が高く、高温条件で水蒸気との酸化反応が殆どなくかつ機械的強度が低下しない特性を有しており、事故耐性燃料被覆管の候補材の一つとされている。一方、SiC はセラミクスであり、Zr 合金とは全く特性が異なるため、燃料被覆管材料としての適用性を確認する必要がある。そこで、我々は SiC を PWR 燃料被覆管材料として適用するうえで重要となる、燃料・炉心設計への影響及び事故時安全性への影響を確認するべく、SiC 被覆管の試作及び各種炉外試験、並びに燃料ふるまい等の解析評価を実施した。ここでは、それらの成果を発表する。

2. 開発状況

2-1. SiC 被覆管の仕様及び試作結果 [1]

(1) 仕様

本研究で試作した SiC 被覆管は、管状に編んだ SiC ファイバーに SiC を化学蒸着させた SiC-SiC 複合材（以下、単に SiC と呼ぶ）である。SiC の機械特性は、SiC ファイバーの構造（編み方）に依存するため、本研究では編み方を変えた複数の SiC 被覆管を試作し、機械特性との相関を調べた。外径及び肉厚は、三菱製 17×17 型 PWR 燃料被覆管と同じ（外径：約 9.5mm、肉厚：約 0.6 mm）に設定した。なお、試作は米国 General Atomics 社に委託している。

(2) 試作結果

試作した SiC 被覆管及び模擬燃料棒の写真を図 1 に示す。外径及び肉厚は、概ね仕様通りの管を製造することができた。また、模擬燃料棒とは、照射試験用に試作した燃料ペレットを装填していない燃料棒であり、ヘリウムガスを加圧充填し、両端を SiC 製の端栓で密封したものである。この模擬燃料棒は、試作後にリーク試験を実施し、気密性を確認している。

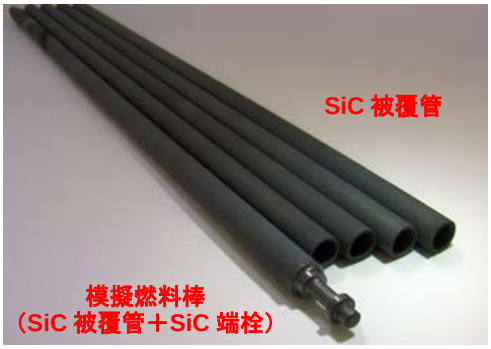


図 1　SiC 被覆管及び模擬燃料棒

2-2. 燃料・炉心設計への影響評価

(1) 炉外試験による材料特性データの取得 [2]

燃料設計への影響を評価するうえで重要な材料特性を調べるため、炉外試験を実施した。試験結果の例として、軸方向引張試験による応力－歪線図を図 2 に示す。図中の Type D, E, F は SiC ファイバーの編み方が異なるサンプルであり、軸方向強度の最適化を図った Type F が最も高強度であることを示している。この他に、熱膨張率測定、熱伝導率測定、一次冷却水質での腐食試験、周方向強度試験（EDC 試験）を実施した。

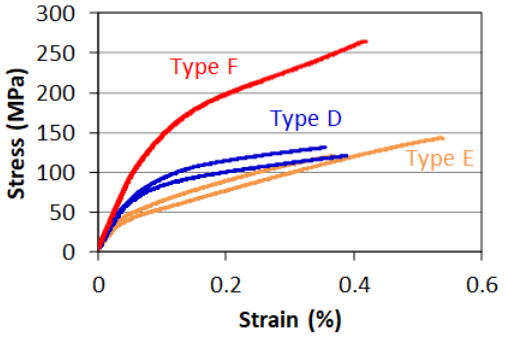


図 2　軸方向引張試験による応力－歪線図
（Type D, E, F は SiC ファイバーの構造が異なる）

(2) 燃料機械設計への影響 [3]

上述した炉外試験の結果、並びに文献で報告されている照射特性データ等に基づいて、SiC 被覆管の材料特性のモデル化を行い、解析コード（JAEA が開発した FEMAXI-ATF）により、燃料ふるまい解析を行った。

解析の結果、SiC 被覆管は照射材の熱伝導率が低いため、燃料ペレットの熱膨張が大きくなり、被覆管が破損するという結果になった。

これを解決する方策として、燃料集合体（燃料棒）の改良設計を検討した。表 1 には、改良設計の一つとして検討した、19×19 型燃料集合体の設計仕様を示す。この改良設計では、燃料集合体 1 体あたりのウラン装荷量が現行燃料と同じになるようにしている。

表 1 に示した改良設計燃料棒の、運転中の燃料被覆管に生じる応力を解析した結果を図 2 に示す。この改良設計では、燃料棒を細径化することで、燃料棒 1 本あたりの発熱量を低減したこと、並びに SiC 被覆管を薄肉化することで熱抵抗を低減したことにより、燃料ペレットの温度（熱膨張）が抑制されている。その結果、燃料ペレットと SiC 被覆管が接触しないことにより、SiC 被覆管には高い応力が発生しないという結果になっている。

表 1　本研究で検討した改良設計の一例

	現行燃料 （17×17型）	改良設計 （19×19型）
燃料棒格子配列	17行17列	19行19列
燃料集合体断面寸法	214 mm×214 mm	←
制御棒案内シンブル本数	24本	32本
燃料棒本数	264本	328本
被覆管外径	9.5 mm	8.52 mm
被覆管肉厚	0.57 mm	0.50 mm
燃料ペレット外径*	8.19 mm	7.35 mm
燃料棒平均線出力	17.9 kW/m	14.4 kW/m

*本ケースでは、中実ペレットを想定している。

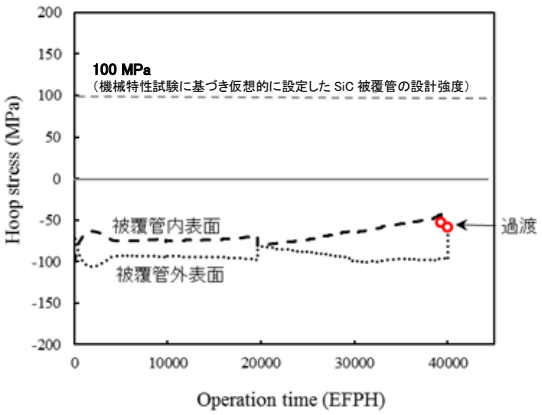


図 3　改良設計燃料棒（表 1 に示したもの）
の被覆管応力解析結果

(3) 炉心特性への影響 [3][4]

上述の改良設計の場合でも、現行燃料に比べて燃料ペレットの温度が高いため、反応度停止余裕に及ぼす影響を評価する必要がある。そこで、MHI の炉心解析コードシステム（GalaxyCosmo-S）により炉心計算を実施した。

炉心計算の結果、改良設計の場合でも、反応度停止余裕が制限値を満足しない場合があることが確認された。これを解決する方策として、制御棒の増設や、中空ペレットを導入することで、制限値を満足することが炉心計算により確認された。

2-3. 事故時安全性への影響評価

(1) LOCA 時特性 [5]

LOCA 時の特性を調べるため、SiC 被覆管に LOCA を模擬した負荷（加圧、温度上昇、高温水蒸気曝露、急冷熱衝撃）を与える LOCA 試験を実施した。

LOCA 試験の結果の一例として、1,200℃×1,000 秒保持後に急冷した SiC 被覆管及び Zr 合金被覆管の外観写真を図 4 に示す。同条件は Zr 合金の酸化量約 40% ECR に相当し、現行 LOCA 基準（ECCS 性能評価指針）の上限値 15% ECR よりも遥かに厳しい条件である。同図に示すように、SiC 被覆管は LOCA 条件下でも変形（膨れ）、破裂、酸化が生じず、急冷後の熱衝撃でも破断せず、冷却可能形状を維持することが確認された。

また、図 5 は様々な保持条件（温度・時間）の後に急冷した場合の結果（破断/非破断）を示している。同図に示すように、SiC 被覆管は、LOCA 基準の上限温度（1,200℃）を超える 1,600℃まで加熱・保持した場合でも、急冷後に破断せず、冷却可能形状を維持することが確認された。

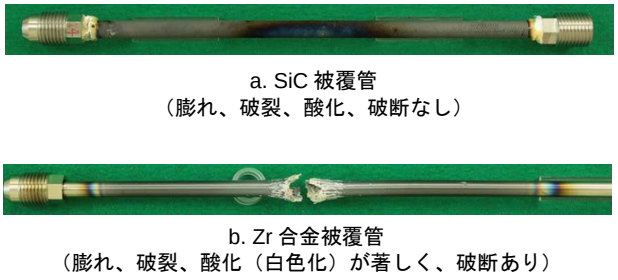


図 4　LOCA 試験後の被覆管の外観写真
（1,200℃×1,000 秒保持後に急冷）

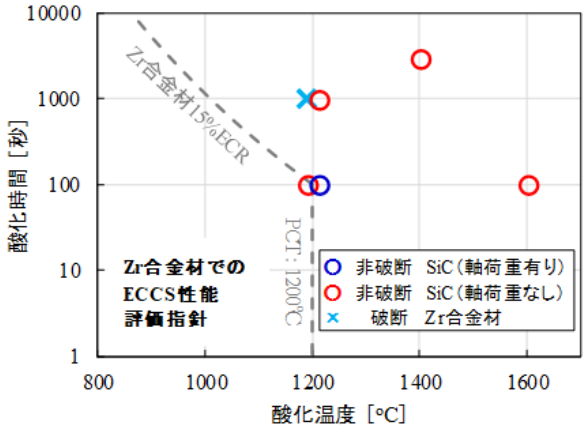


図 5　LOCA 試験結果のまとめ
（各保持条件と、急冷後の破断の有無）

(2) シビアアクシデントの抑制効果 [1]

LOCA が発生し、かつ非常用冷却設備が設計通りに機能しなかった場合の炉心温度及び水素発生量を、SiC 被覆管の場合と Zr 合金被覆管それぞれの場合について解析評価した。解析は、様々なタイプの LOCA 事象や非常用冷却設備の不具合（事故シナリオ）について実施した。

解析結果（炉心温度評価）の一例を図 6 に示す。同図は、LOCA 後に非常用冷却設備が作動しない事故のうち、比較的発生確率が高い事象の例（事故シナリオは図中に記載）である。この例では、Zr 合金被覆管は最終的に炉心溶融に至るのに対し、SiC 被覆管は炉心溶融を回避することができている。

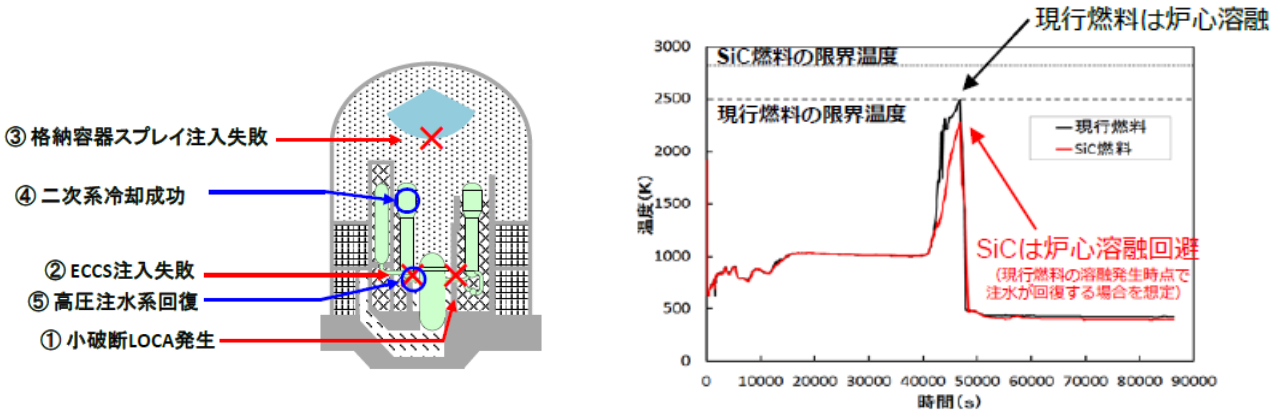


図 6　事故進展解析の一例（左：想定した事故シナリオ、右：炉心温度の推移）

3. 今後の課題と展望 [1]

本研究の成果を踏まえると、SiC 被覆管を導入した場合、LOCA 時の冷却性向上やシビアアクシデントへの移行が抑制されると期待される。一方で、SiC 被覆管は照射後の熱伝導率が低いため、被覆管の応力が厳しく、設計の改良が求められる。但し、設計改良を行うには、現時点では SiC 被覆管の材料特性及び照射特性データが大幅に不足しており、当面はデータの拡充が課題といえる。また、設計改良の方向性としては、燃料ペレット温度低減の観点から、SiC 被覆管の細径化と薄肉化が必要になると考えられるため、SiC 被覆管には更なる製造技術の高度化が求められる。

また、上記以外にも、SiC 被覆管を導入する場合に考えられる課題として、一次冷却材中へのケイ素（Si）の溶出による影響、輸送及び貯蔵時の燃料健全性、再処理への影響などが挙げられる。これらは、現時点において解決不可能な課題（showstopper）ではないと考えられるが、課題の把握と解決には時間を要すると考えられるため、適切に計画していく必要がある。

以上の通り、SiC 被覆管は有望な事故耐性を有する一方、実用化に向けては乗り越えるべき課題が多いことも明らかである。従って、当社は SiC 被覆管を長期的な開発課題と位置づけ、当面は基盤技術の整備に向けた研究開発を進めていく。

謝辞

本発表は、経済産業省資源エネルギー庁による原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた基盤技術整備）の成果である。当該事業の推進にあたり、ご協力頂いた JAEA 関係者の皆様に感謝する。

参考文献

[1] 渡部 清一、他　日本原子力学会　2019 年秋の大会　富山大学 2E04
[2] 佐藤 大樹、他　日本原子力学会　2019 年秋の大会　富山大学 2E06
[3] 山路 和也、他　日本原子力学会　2017 年秋の大会　北海道大学 2I12
[4] 村上 望、他　日本原子力学会　2018 年秋の大会　岡山大学 2D05
[5] 小宮山大輔、他　日本原子力学会　2019 年秋の大会　富山大学 2E08

---

*Seiichi Watanabe[1] and Nozomu Murakami[2]

[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co Ltd., [2]Mitsubishi Heavy Industries Ltd.,

(2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 A会場)

[1A_PL04] 総合討論

福島第一原子力発電所事故を教訓に、多くの国々において事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel:ATF)の研究開発が進められ、我が国においても、2015年度より経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業が開始されている。
本セッションは2部構成とし、第1部では、ATF開発の今後の課題と展望を主眼に、国プロ事業の成果概要をメーカー各社が講演し、開発状況と課題の共有を図る。第2部の総合討論では、第1部の講演内容に対する関係機関（資源エネルギー庁、JAEA、電力）のコメントを得て、それらを踏まえ、国内ATF開発の主要関係機関が一堂に会して議論を行い、今後のATF開発への有益な示唆が共有されることを図る。

©日本原子力学会

企画セッション | 特別講演 | 現地委員会

[1B_PL] 東北における復興へ向けた取り組み

第10回　南東北原子力シンポジウム

座長:高橋 信(東北大)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[1B_PL01] 福島イノベーション・コースト構想と地域の活性化について

*小沢 喜仁[1]（1. 福島大）

[1B_PL02] 1F廃炉・環境回復にかかる JAEAの R&D

*深堀 智生[1]（1. JAEA）

[1B_PL03] 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの活動について

*渡邉 豊[1]（1. 東北大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（1）福島イノベーション・コースト構想と地域の活性化について ～新たな価値の創造を目指して～

(1) Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development and Industrial Creation by Innovation - Aiming to create new value -

*小沢　喜仁[1]
[1]福島大学

1. はじめに

東日本大震災及び福島第一原子力発電所事故から 9 年が過ぎようとする今，地域の復興は新たな付加価値の創出による産業の活性化，地域発のイノベーションの推進が大きな鍵となっている。人口減少・流出のなかでも積極的な担い手確保や人材育成を図りながら，このような取り組みを積極的に進める必要がある。

「福島イノベーション・コースト構想」は，原発事故の被害を受けた福島県双葉 8 町村及び周辺地域を加えた 15 市町村を対象とする浜通り地域等の産業や雇用を回復するため，地域の新たな産業基盤の構築を目指すものである。廃炉を進めながら，廃炉基盤研究，環境放射能研究，ロボット開発・実証拠点や国際産学連携拠点を整備して，多様な分野を対象とするロボティックス、水素や電池をはじめとする再生可能エネルギー，高度化が期待される農林水産等の分野においてプロジェクトの具体化を進め，産業集積，人材育成や研究者の定着、住民帰還の促進と交流人口の拡大等に取り組んでいくとしている。

構想が目指す姿の先は，福島県浜通り地域のみを対象とする新たな産業の創出にとどまらない。企業や研究機関等との連携を促進するため浜通り地域における産業情報をオープン化し，市場ニーズを適切に捉えた“ニーズ・オリエンテッドな発想”で挑戦的な技術開発と企業自らの変革を促進して，未来を拓く特徴ある成果をもたらすことが期待されている。福島市や郡山市をはじめとする周辺地域ばかりでなく，我が国にとどまらず外国からも，研究機関，高等教育機関，開発ベンチャー企業や異業種企業，さらには金融・報道機関等を含めた有機的連携こそが，構想実現の原動力になると考えている。

2. ふくしまの地域的・歴史的課題について

福島に限らず地方都市は、特に東京から離れれば離れるほど様々な形で地域的・歴史的な課題を抱えており、そのような中で発生した今回の震災と原子力事故の背景と特徴として、以下の 6 つが挙げられる（福島大学名誉教授・鈴木　浩氏の分類による）。

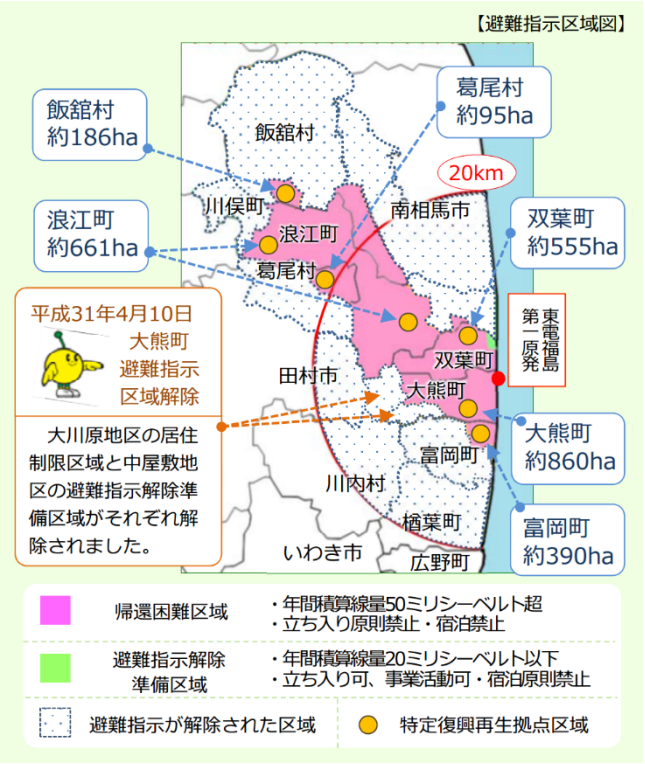
まず第 1 に、人口減少・高齢社会が先行する地域を襲った大災害であるということ。浜通り地域においては、特にそれが進んでいる状況にあった。第 2 に、地域の基幹産業である第一次産業に様々な形で壊滅的な影響を与えたということ。福島県における第一次産業は、第二次産業に比べ 10 分の 1 程度の生産額ではあるが、住民の生活に非常に密接に係わっていることから大きな影響を与えている。第 3 に、グローバル化や金融経済へシフトする中で衰退する地方都市の現状がある。その一方、第 4 として、基礎自治体のマンパワー不足がある。特に、避難が必要とされた地域においては住民がいなくなる状況になり、復興から創生に向かう主体としての基礎自治体における政策形成能力や合意形成の重要性が問われている。さらに、第 5 に、放射能汚染による広域的かつ長期的な避難が生じ、第 6 として、災害と避難の広域性・長期性・複合性という面もあり、非常に複雑になっている。

「福島」という名前をもつ地域としては、福島県、福島市、それに福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所などが挙げられる。福島県は 1 万 3,780 平方キロメートル、福島第一原子力発電所の敷地は 3.5 平方キロメートルと、これだけの面積の差がありながら、福島県は「福島」という名前のもとで様々なダメージ

を受けることとなった。特に農業に対するダメージは大きく、全ての県産米に対して年 80 億円をかけた放射能検査が行われ安全性を主張しているが、感性的に受けとめる方が多く、県産農作物の市場価格に大きな影響を与えた。理性的な理解と感性的な理解との間のギャップを考慮したコミュニケーションが必要となっている。農業も工業同様、密接なサプライチェーンマネジメントが行われている。農業の場合は、それがローカルに行われているというところが非常に重要である。食の安全性とともに、ひとつひとつの連鎖が信頼関係をもとに成り立っていることに対する影響を考える必要がある。

3. 地域への帰還に係る課題について

地震発生によって緊急的に避難し、生活・生業への支援があり、復旧・復興へ進むという流れは、レジリエンスの考えからすると当然のことである。ステージが進むことで、地域社会や地域経済という観点からも支援が必要な状況は減少していくはずではあるが、今回は原子力発電所事故が同時に起きたことで、事故の収束や除染、そして賠償問題、生活・生業の再建、健康管理という問題が発生し、長期化しているという状況にある。現在，帰還困難区域は右の図のように縮小しており，それぞれの町には居住を可能にすることを目指す「特定復興再生拠点区域」を定め（図中の黄色い丸印）取り組むことができるようになっている（参照：ふくしま復興の歩み）。



2019 年 12 月現在、約 4 万 1 千人（県内避難者約 1 万人、県外避難者約 3 万 1 千人）が避難している。「まだ 4 万人も避難している」と感じられるかもしれないが、福島県の人口は約 184 万人であり、約 180 万人が現在も福島県に住んでいる。自治体によって差はあるが、着実な復旧・復興、経済的な生活の再生も進んでいる。

一方、避難の長期化によって、様々な「コミュニティ・イン・コミュニティの問題」が発生している。当初は、避難者が所属していた基礎自治体との連接を保ちつつ避難先で社会を形成することによる問題（第 1 ステージ）があったが、自治体の帰還が進む中で、帰還住民に加え廃炉作業や支援などに係わる人々の移住・交流が増えることによる新たな問題（第 2 ステージ）が生じている。

現在、一部住民は帰還し、一部住民は帰還をあきらめるという状況にある。「早く戻りたい」という住民は男女比で見ると男性が多く、年代で見ると年配の方が多い。そして、帰還した住民は職をもたない方が多い。高齢であることも理由のひとつではあると思うが、個の気持ちに寄り添った、きめ細かい配慮が求められている。いまだに居住に制限がある地域もあるが、徐々に戻る住民が増えてきているということ、福島県ばかりでなく、この地域を支えようと国内外の多くの方々が懸命にがんばっているということを、ご理解いただければありがたい。これまで、地域の復興は、人々の熱意で一生懸命進めてきたところがあるが、一昨年頃より福島県知事はじめ「一旦立ち止まり、合理的な理解のもとでこれから先に進もう」という発言が合い言葉のように出てきている。

4. 福島大学の取組みについて

福島大学では、事故後の放射線に関する取組みをもとに、2013 年に環境放射能研究所（IER）を設立した。これまでに「河川・湖沼」、「海洋」、「生態系」、「計測・分析」、「存在形態」及び「モデリング」の 6 つのプロジェクトを立ち上げ、研究を進める一方、チェルノブイリ災害後の環境修復支援技術の確立(JST STREPS 事

業)など、諸外国における過去の核開発や原子力発電所の事故等の影響による環境放射能の正確な把握にも取組み、国内外の大学・研究機関との連携を構築してきた。平成 31 年度からの 共同利用・共同研究拠点「拠点名：放射能環境動態・影響評価ネット ワーク共同研究拠点」として文部科学省に認定され、日本における共同利用研究施設として世界的権威ある研究所を目指している。福島県に限らず、日本は非常に水が豊かな国である。水を中心とした放射性物質の遺漏や生態に与える影響、特に水系や魚類などへの影響についても精密に分析し知見を広く公表するとともに、事故を起こした原子炉からの汚染水についても、廃炉作業を加速させる新しい放射性ストロンチウム Sr-90 の迅速分析法の技術開発など、高度な研究成果と密接な連携をもとに分析し、モニタリングを行っている。

福島第一原子力発電所の廃炉は非常に大きなプロジェクトであり、福島大学はじめ日本の多くの大学や外国の大学や研究機関が、日本原子力研究開発機構(JAEA)、国際廃炉研究開発機構(IRID)、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)等との協働により廃炉基盤研究に取組んでいる。格納容器内の燃料デブリ取り出し方法の検討として、原子炉内部調査用ロボットの開発が行われており、巻取可能サンプリングアーム用低融点合金を用いた関節ロボット機構の提案などが行われている。福島県は豊かな自然をもとにした農業生産が高い県であり、人材育成の大きな課題がある。2019 年 4 月、福島大学は学生定員 100 名の食と農の安全にかかわる食農学類を発足させた。新たなニーズへの対応から地域にある知の拠点としても変革が求められている状況にあり、様々な産業の新しいフェーズにおける取組みの中への大学の参加が不可欠である。

5. 復興からイノベーションによる地方創生への課題について

「福島イノベーション・コースト構想」には、政府主導の取組みと、福島県が自治体として進める取組みの二つの取り組みの分類がある。

政府主導の取組みとしては、「廃炉基盤技術開発」「国際的産学連携ハブの創出」「ロボット研究技術共同実証拠点の創設」「アーカイブ機能の創設」「スマートエコパークの設置」がある。「廃炉基盤技術開発」については東京電力を中心に様々な機関が取組んでいるが、「国際的産学連携ハブの創出」ということも大きなテーマのひとつである。「ロボット研究技術共同実証拠点の創設」については、物流やインフラ点検、大規模災害などに対応する陸・海・空のロボット一大研究開発拠点である「福島ロボットテストフィー ルド」を南相馬市に整備し、ロボット産業の集積を図っている（左の写真は、ドローンによる設備点検の実証授業の様子を示している)。アーカイブ機能として「東日本大震災・原子力災害伝承館」（双葉町）や「復興記念公園」構想によって、「3.11 震災伝承ロード」の取り組みにも呼応しながら、今回の災害の実態や復興への取組みを教訓として伝え共有することも計画されている。スマート・エコパークの設置として、浜通りを中心とした環境・リサイクル関連産業の集積も進められている。

福島県が主体となって行う取組みには、「再生可能エネルギー開発」「イノベーションによる営農再開」「医療産業の高度化」などがある。「再生可能エネルギー開発」については、ひとつの大きなビジョンがある。福島第一および福島第二原子力発電所は、東京電力による関東に向けた発電設備であった。これ以外にも多くの発電設備が福島県にはあり、電力を供給するという使命を今後も果たすことが求められている。現在の猪苗代湖南岸の郡山布引高原風力発電所の風力発電設備 33 基に加え、阿武隈山系や浜通りなど約 200 基を超える風車の建設が予定されており、大きな産業集積が期待されている。再生可能エネルギーは天候等に影響される不安定な電源とされる欠点を補うべく、蓄電池の技術開発、貯蔵・貯留としての水素技術開発、さらに

は新たな配電網整備やスマートグリッドなど系統接続や地域における消費の検討が行われている。「イノベーションによる営農再開」については、農業は福島県の大きななりわいのひとつであり、人々のマルチビジネスとして生活にも関わる事業であり、飯舘村牛、8年ぶりの復活のニュースはこれまでの成果の実証である。

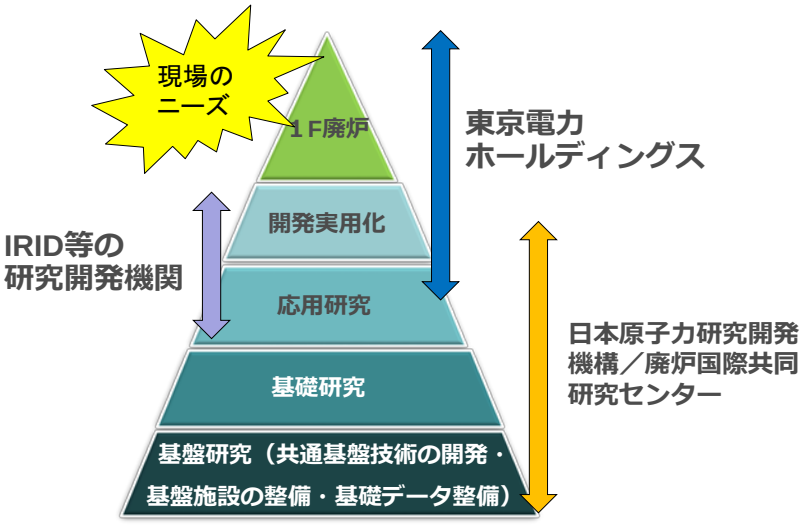
産業発展の実現に向けたビジョンとして「福島イノベーション・コースト構想を基軸とした産業発展の青写真」を復興庁・経済産業省・福島県の3者でまとめた。浜通り地域等の自立的・持続的な産業発展には、

・地元企業の経営力・技術力向上、新たな事業展開
・新たな企業・人材や研究・実証の呼び込みの両輪が重要

とされた。これを踏まえて、「あらゆるチャレンジが可能な地域」、「地域の企業が主役」、「構想を支える人材育成」の3つを施策の柱として、浜通り地域等が先導的な地域となることを目指しながら、重点分野には「医療関連」、「航空宇宙」を追加し、重点的な産業集積を進めることとなっている。

こういった非常に大きな機会をいただいておきながら、地域経済の歩みは遅い。様々な組織が支援活動を行っているが、参画しようとする地元中小企業の数はまだ多いとは言えない状況である。現在、産学連携マッチングプランナーの活動により、地域の優秀な企業を発掘いただき、少しずつ成功事例につながっている。受注型ビジネスモデルの中小企業が多いなか、医療産業の高度化に関連する事業にチャレンジする様々な中小企業が現れ、開発型に変わってきており、大きな成果と言える。

新たな地域産業の構築に向けてチャレンジしてもらう企業に対する様々な仕掛けを、官と学、そして東京電力をはじめとする協力企業やイノベーション・コースト構想の企業家協議会などでつくっている。これからは、優秀な中小企業にニーズを伝える仕組み、または連携の中に多くの企業を巻き込んでいただく仕組みを構築することが重要と考えている。



福島県には、15大学1高専に3つの職業訓練系短大という他の地域にはない「学」が集積している。地域の中で企業が育つにあたっての役割として、これらが連携して産業人材を育成するとともに、中高生を中心に将来を担う地域の子どもたちのための人材育成を強く進めていく必要がある。

6. イノベーション・コースト構想のさらなる推進に向けて―まとめ―

イノベーション・コースト構想関連予算には、インフラ整備等事業を除き、令和2年度168億円が用意されている。大きなプロジェクトの性格から、「受け身型・受注型にならざるを得ないのではないか」「浜通りが特異な場所になるのではないか」という危惧が寄せられており、地域住民の参加に基づく地域おこしや地域開発も同時に進めていく必要がある。

それぞれの企業は非常に高いシーズを持っていると思うが、現在は廃炉やロボット産業、再生可能エネルギーの新たなフェーズや分野に関するニーズが生じている。様々な情報を共有し、交流させて、それぞれの企業の開発につなげていく必要がある。企業自らがニーズオリエンテッドな発想で変革していく努力も求められるだろう。新技術導入に際しては効率ではなく、付加価値の向上の視点が重要である。受注型から付加価値を求めた開発型へ向かうための支援も、技術開発能力だけでなく、ビジネスとして成立するのかという視点も非常に大きな要件である。中小企業は現在の生業を維持・持続することに大きな努力をしているが、その枠から踏み出すためにも、プロデューサーやマッチングプランナーの関与がこの先も求められる。

浜通り地域には既に高速道路として常磐道が東京から仙台まで通っており、一部不通区間があったJR常磐線も3月14日に全通する。新幹線で郡山まで来れば、磐越道で浜通りへ繋がり、様々なアクセス方法がある。この地域にみんなで集い、ともに働き、育てるという意識で、県内外の異業種企業やベンチャー企業に

ニーズを求めて集まっていただき、金融機関にも投資の面で一歩踏み込んだ考えを示していただきたい。

各企業の連携を促進していくため、浜通り地域における産業の特徴などの情報をオープンにし、市場動向を踏まえた自己変革や自己投資に取組むきっかけを地元企業に提供することが重要である。特に技術開発を必要としている分野について、ニーズを発信していただければと思う。

メディアが取り上げる「福島」はネガティブな内容が多いが、ぜひプラス思考でとらえていただきたい。「ふくしま」は非常に大きな県であり、自然の多様性、その恵み、その産業や文化を持続させるべく、それぞれが頑張っている。自ら足を運び、自らの目で見ていただくことがとても重要だと考えている。みなさんの理解が進めば、未来志向のプロジェクトに関わる経費の使い方ができるようになる。理性的な理解と感性的な理解の間のギャップを埋めるコミュニケーションの努力をぜひお願いしたい。

復興に関する福島県民の気持ちはこれまで少々沈んでいるが、180 万人が県内で生活しており、次のステップに進みたいと願っている。浜通りの復興には、「この地域に住みたい」「地域のアイデンティティを大事にしたい」という人の存在が基本となる。こういった人々を真ん中にして、それぞれの社会がさらに大きな形で発展していく未来が、様々な困難を乗り越えた先にあってほしい。

いま、福島の花見山では満開の花が咲き誇っている。最初に咲く花は一輪かもしれないが、ひとつひとつの花が大きな彩りとなり、また実りとなるよう、心から願っている。

---

*Yoshihito Ozawa[1]

[1]Fukushima Univ.

2020年春の年会

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）

Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（2） 1F 廃炉・環境回復にかかる JAEA の R&D

(2) JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation

＊ 深堀　智生[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災発生に続く東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所(1F)事故以降、原子力機構は、災害対策基本法の指定公共機関として、放射線測定、専門家の派遣など様々な形で対応するとともに、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として、東京電力福島第一原子力発電所の事故の対処に係る研究開発を行ってきた。本講演では、事故直後の初動から組織及び拠点を整備し、取り組んできた研究・開発活動の概要を紹介し、近年の研究成果のトピックスを報告する。

2. 原子力機構の福島関連研究開発体制

原子力機構では、震災直後に福島支援本部を設置し、2014 年 4 月に福島研究開発部門として改組した。原子力機構には研究開発分野別に 6 部門があり、福島研究開発については最初に位置付け、福島における廃炉・環境回復にかかわる研究・開発を高優先度分野として実施している。

原子力機構で実施している研究開発は、大きく「1F 廃炉」と「環境回復」にかかわるものに分けられる。1F 廃炉に関する研究は、基本的に「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて 2011 年 12 月に決定、最新版は 2019 年 12 月 27 日の第 5 回改訂版）に基づいている。具体的な研究課題は、「炉内状況把握」、「デブリ取出し・性状把握」、「遠隔技術開発」及び「放射性廃棄物性状把握・処理・処分」である。環境回復に関しては、初期の除染等に係る研究開発から、「環境動態」や「環境モニタリング」に係る技術開発に移行してきた。

上記の研究開発のため、機構内の他拠点の協力の下、福島県内の廃炉国際共同研究センター（CLADS）、楢葉遠隔技術開発センター（NARREC）、大熊分析・研究センター、福島環境安全センターの 4 センター（5 拠点）を中心に研究・開発を進めている。

3. 研究成果のトピックス

CLADS では、1F の安全かつ確実な廃止措置を実施するため、国内外の英知を結集した研究開発を実施するとともに、未来を担う人材育成のため国内外の大学、研究機関、産業界等の人材が交流できるネットワークを形成している。最近のトピックスとして、事故進展シナリオ解析、遠隔操作技術開発について紹介する。

NARREC では、1F の廃止措置に必要な格納容器内部調査のためのロボット等、格納容器下部漏えい箇所の止水技術の開発・実証の場を提供している。なお、本センターは 1F の廃止措置に限らず様々な用途での利用が可能である。これについては、ロボット等の開発・実証の場の提供について報告する。

大熊分析・研究センターでは、1F の廃止措置に必要な燃料デブリや放射性廃棄物の分析や技術開発を行うための施設を整備中である。1F におけるがれき等の分析及びその技術開発のための第 1 棟は建設中で、2020 年度中に竣工の予定である。燃料デブリ分析のための第 2 棟は詳細設計中である。

福島環境安全センターでは、環境回復に向け、環境中の放射性物質の挙動（環境動態）に係る研究や空間線量率の測定（環境モニタリング・マッピング）及びその技術開発を実施している。これについては、動態研究の最近の成果及び基盤技術としてのモニタリング用検出器開発等について紹介する。

---

*Tokio Fukahori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（3）東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの活動について

(3) Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University

*渡邉　豊[1]，青木孝行[1]
[1]東北大学

1. はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 1～4 号機の廃炉に向けて、中長期ロードマップに基づき、政府を筆頭とする我が国の関連組織の総力を挙げた懸命な努力がなされている。このような中、東北大学は、「福島第一原子力発電所の廃止措置への貢献」を最重要課題の一つとして掲げ、全学を横断した災害復興新生研究機構の構成組織として 2016 年 12 月 1 日に「原子炉廃止措置基盤研究センター」を設置し、全学的な取り組みの推進を図ることで廃炉等に継続的に貢献する体制を整備した。本講演では、当センターの取り組みの概要を報告する。

2. 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの取り組み

2-1. 基盤研究

『廃止措置リスク管理技術研究部門』ならびに『放射性廃棄物処理･処分技術研究部門』を設けて、中長期的なリスク管理に資する研究に重点を置き、下記のタスクグループにより研究を実施してきている。工学研究科、情報科学研究科、金属材料研究所、多元物質科学研究所、流体科学研究所から 29 名の教員が兼務により参加している。

①鋼構造物腐食・防食
②コンクリート構造物評価
③検査技術開発
④補修技術開発
⑤遠隔技術開発
⑥デブリ性状把握・処理技術
⑦放射性廃棄物処分
⑧社会的受容性

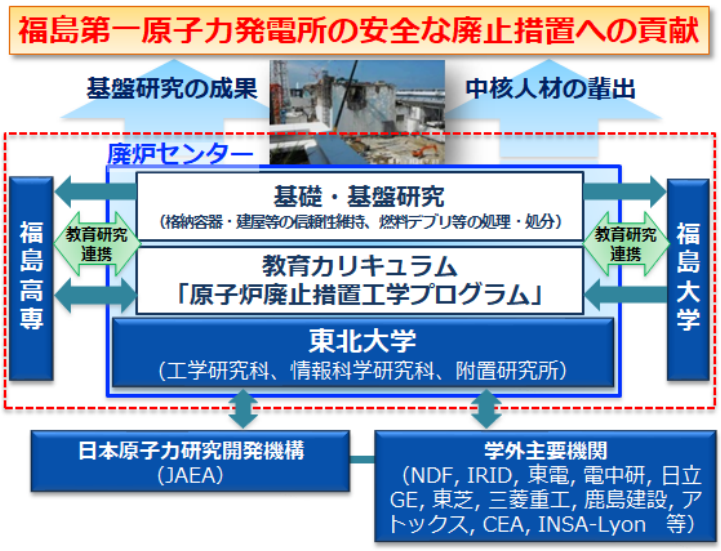


図 1　東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの取り組み

2-2. 人材育成

大学院工学研究科ならびに情報科学研究科に『原子炉廃止措置工学プログラム』を開設し、修士、博士合わせて、例年 20 名ほどのプログラム修了生を送り出している。また、全国の廃炉研究に取り組む学生の研究発表の場として中核的な会議となった「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス」の創設に貢献するなど、全国的な廃炉人材育成活動への貢献も継続的に行っている。

*Yutaka Watanabe[1] and Takayuki Aoki[1]
[1]Tohoku Univ.

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション2（「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会）

[1E_PL] 将来原子力システムのための再処理技術

座長:松田 孝志(日本原燃)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 E会場 (共通講義棟 M棟1F M-1)

[1E_PL01] 専門委員会の活動趣旨について

*鈴木 達也[1]（1. 長岡技科大）

[1E_PL02] 再処理のニーズ1

*飯塚 政利[1]（1. 電中研）

[1E_PL03] 再処理のニーズ2

*島田 隆[1]（1. MHI）

[1E_PL04] パネルセッション

©日本原子力学会

2020年春の年会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術

Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也[1], *飯塚政利[2], *島田隆[3]
[1]長岡技大, [2]電中研, [3]三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

*Tatsuya Suzuki[1], *Masatoshi Iizuka[2] and *Takashi Shimada[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]CRIEP, [3]MHI

2020年春の年会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術

Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也[1], *飯塚政利[2], *島田隆[3]
[1]長岡技大, [2]電中研, [3]三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

*Tatsuya Suzuki[1], *Masatoshi Iizuka[2] and *Takashi Shimada[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]CRIEP, [3]MHI

2020年春の年会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術

Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也[1], *飯塚政利[2], *島田隆[3]
[1]長岡技大, [2]電中研, [3]三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

*Tatsuya Suzuki[1], *Masatoshi Iizuka[2] and *Takashi Shimada[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]CRIEP, [3]MHI

(2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 E会場)

[1E_PL04] パネルセッション

将来の原子力システムは、単に今までの技術の延長線上にあるだけでなく、また、エネルギーへの利用だけではなく、様々な分野に広がっていく可能性がある。将来の原子力システムにおいても再処理は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとしての役割を果たしていかなければならない。このセッションでは、将来ありうる原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて理想を求めて議論を行うものである。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 理事会[福島特別プロジェクト共催]

[1G_PL] 原子力災害による福島農業の現状と課題

座長:中山 真一(JAEA)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[1G_PL01] 農用地における放射能汚染対策とその成果

*申 文浩[1] （1. 福島大）

[1G_PL02] 原子力災害による被害から営農再開まで

*小山 良太[1] （1. 福島大）

[1G_PL03] 震災10年以降を見据えて

*橘　清司[1] （1. 福島県庁）

[1G_PL04] 総合討論

*講演者全員[1]、*岡嶋 成晃[2]、*三倉 通孝[3] （2. 学会長、JAEA、3. 東芝ESS）

©日本原子力学会

2020年春の年会

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

（1）農用地における放射能汚染対策とその成果

(1) Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima

*申　文浩

福島大学

1. 緒言

平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震によって、福島県内の農地、堤防、排水ポンプ場や水路など約 4,300 箇所で被害を受けており、その被害額は農地・農業用施設のみでも約 2,300 億円にのぼる。さらに、東京電力福島第一原子力発電所（以下、第一原発）の事故で、放射性物質の影響が大きかった地域では、作付け制限とともに避難指示が発令された。本報では、巨大地震と原子力災害による深刻なダメージから、農用地における政府や研究機関等の放射能汚染対策や復興に係わる取組みを紹介するとともに、その成果に基づく今後の課題等を報告する。

2. 放射能汚染対策とその成果

震災から約９年が経過した令和２年 1 月時点に、避難指示区域の一部では被害調査もいまだできない状況であるが、農業水利施設等の復旧工事や、住宅、農地、森林（生活圏）等の除染作業が行われており、農地においては、平成 30 年３月時点で福島県内の国直轄除染対象地区農地（延べ面積 31,061ha）の除染が完了した。

農業用水中の放射性セシウムの水稲への移行分析や、作物への移行係数の解析など様々な研究活動が行われた。その成果に基づくカリウム施用による放射性セシウム吸収抑制対策が施された結果、基準値を超える玄米の割合は減少し、水稲の全袋検査において、年間検査対象の約 1,100 万袋の内、基準値を超える玄米は、平成 26 年産からは 2 袋が検出されたが、平成 27 年産以降は確認されていない。

平成 29 年 3 月には、居住制限区域および避難指示解除準備区域のほとんどの避難指示が解除され、住民の帰還も段階的に進められている。これはこれまでさまざまな分野の多くの技術者や研究者が福島県の復旧・復興のために活躍した結果である。

3. 結論

第一原発事故後これまでに、さまざまな研究活動や公的支援によって、短時間で復旧作業や除染作業が進み、避難指示が解除され、一部営農再開に至ったことについては評価すべきである。しかし、震災復興にはさらに継続的な取組みが必要であり、農学分野において大別して、①避難先からの帰村による営農再開や、地域コミュニティの再建、②農林業の生産物やその加工品の安全を確保、③放射能汚染をめぐる風評被害の克服、などの課題の解決が求められている。

参考文献

[1] 福島県，市町村除染地域全体（36 市町村）の除染実施状況計画数に対する除染の進捗状況（平成 30 年 3 月末時点）

[2] ふくしまの恵み安全対策協議会，放射性物質検査情報，https://fukumegu.org/ok/contentsu2/kome.summary_2.html

[3] 申文浩，新設の福島大学食農学類の実践型教育と今後の課題（2020）農業農村工学会誌 88(2)，pp.19-22

*Moono Shin

Fukushima Univ.

2020年春の年会

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

(2) 原子力災害による被害から営農再開まで一食の安全を確保するために

(2) Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety

*小山良太
福島大学

1. 緒言

事故後 9 年間、福島県産農産物に関して、米は毎年約 35 万トン、1000 万袋を全量検査し、米以外の果樹、野菜、畜産物等は毎年 2 万検体を超えるモニタリング検査を実施してきた。その結果、山菜、きのこなど野生物を除く作物では、放射性物質の基準値を超えるものはなくなり、検出限界を超えるものもほぼみられなくなった。これは農地の除染、カリウムの施肥などの吸収抑制対策、移行係数の高い作物から作付転換、過去に放射性物質の検出された農地などにおける作付自粛など、結果として総合的な対策が福島県において自主的に実施されてきた成果である。

2. 放射能汚染対策とその成果

米は水田を利用する作物であり、2011 年の事故初年度は様々な要素の影響を受け作物中の放射性物質濃度の分散が大きかったこととその要因が明らかになっていなかったため、全農地、全農家、全玄米を検査することとなった。事故当時の農業用水の影響や土壌中カリウムの欠乏がセシウムの吸収を促すことなど様々な試験研究の成果が蓄積され、作付制限、農地の除染、カリウム散布（標準施肥量）による吸収抑制策など、生産面での対策が強化された。その結果、栽培レベルで安全性を確保することが可能になった。つまり、福島県産米は「入口」の段階で安全性を担保し、流通経路にのる「出口」段階でさらに全量全袋検査を行い、安全と安心を担保するという 2 段階の仕組みとなっているのである。本来、消費者、流通業者としては米に放射性物質が混入していないという安全性の担保を求めており、それは「入口」で確実に実施されるものである。その実効性をモニタリング検査（サンプル方式）で確認するのが安全性確保の考え方である。入口における生産段階での対策が確立していなかった当時、やむなく出口において全量全袋検査を実施し、検査漏れを防ぐ対策を施してきた。

3. 結論

生産面における放射能汚染対策が実施されている現在、流通段階における全量全袋という検査方式を見直すことは理にかなっている。問題は、生産面での対策が実施されていることが多くの流通業者、消費者に周知されていないことである。周知のための期間の確保と啓発の取り組みが必要である。

参考文献

[1] 濱田武士・小山良太・早尻正宏，福島に農林漁業をとり戻す（2015），みすず書房.
[2] 小山良太福島の風評被害の現状と課題：流通対策から生産認証制度へ（2018），アトモス ,60（9），pp.533-536.

*Ryota Koyama
Fukushima Univ.

2020年春の年会

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

（3）震災１０年以降を見据えて－復興政策の課題

(3) Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster

*橘　清司

福島県庁

1. 緒言

政府は、東日本大震災からの復興なくして日本の再生はないとの基本姿勢の下、被災自治体や大学等と総力を挙げて復旧・復興に取り組んできた。地震、津波、原発事故、風評被害という未曾有の複合災害から 9 年が経った今、除染により空間放射線量が大幅に低下し帰還環境の整備を進めて避難指示の解除が段階的に進む等、復興は着実に進んでいるが、まだ道半ばの状態にあり 4 万人を超える県民が避難生活を継続しており、原子力災害被災 12 市町村 ※1住民の居住率は震災前の数%程度に留まる市町村もある。農業でも農業産出額が全県で震災前の約 90%まで回復しているが、当該 12 市町村の営農再開面積は震災前の３割弱に留まる。

昨年 12 月、政府において「復興・創生期間後の復興の基本方針」や「福島イノベーション・コースト構想 ※2を基軸とした産業発展の青写真」が策定され、2021 年から 10 年間の復興の基本的方向性が示された。

※1：田村市、南相馬市、川俣町、広野町、楢葉町、富岡町、川内村、大熊町、双葉町、浪江町、葛尾村、飯舘村

※2：複合災害によって失われた浜通り地域等の産業・雇用を回復するため、新たな産業基盤の構築を目指す国家プロジェクト。①廃炉、②ロボット、③エネルギー、④医療関連、⑤航空宇宙とともに⑥農業も重点分野の一つに位置付けられている。

2. 復興・創生期間における農業に係る取組の総括と今後の課題

原子力災害被災 12 市町村の農地については帰還困難区域を除いて除染が完了し、国・福島県・民間からなる福島相双復興官民合同チームによる事業者及び農業者への戸別訪問等を通じて、個々の事情に応じたきめ細かい支援を実施してきたが、農業者の営農再開は３割弱に留まる。構造的な担い手不足にも陥っている。

このため、これまで行ってきた農業者への支援や農地・農業用施設等の整備、農業用機械・家畜の導入、ため池等の放射性物質対策、鳥獣害対策等により引き続き営農再開を促進する。加えて、最先端の技術を活用した大規模で労働生産性の著しく高い農業経営に向け、外部参入も含めた農地の大区画化・利用集積、広域的な高付加価値産地の展開や六次産業化施設の整備の促進による営農再開の加速化を図る必要がある。

併せて、福島イノベーション・コースト構想を底上げするため、分野横断的な研究・産学官連携による新産業創出や持続的な人材育成、福島復興研究の集積・世界への発信等を推進するため、国内外の人材が結集する国主導の国際教育研究拠点の構築に向けた検討が進められており、アカデミアの参画が期待されている。

3. 結論

福島の復興・再生には中長期的な対応が必要であり、福島イノベーション・コースト構想の加速化を含め、引き続き農業者の再建を進めていく必要がある。広域自治体としては復興のステージが進むにつれて生じる新たな課題や多様なニーズを的確に把握し、政府と情報共有しながら農業者をきめ細かく支援していく。

参考文献

[1] 「復興・創生期間」後における東日本大震災からの復興の基本方針（令和元年 12 月 20 日閣議決定）

[2] 福島イノベーション・コースト構想を基軸とした産業発展の青写真（令和元年 12 月 9 日復興庁・経済産業省・福島県）

[3] 福島浜通り地域の国際教育研究拠点に関する中間とりまとめ（令和元年 11 月 28 日福島浜通り地域の国際教育研究拠点に関する有識者会議）

*Kiyoshi Tachibana

[1]Fukushima pref. gov.

(2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 G会場)

[1G_PL04] 総合討論

*講演者全員[1]、*岡嶋 成晃[2]、*三倉 通孝[3] （2. 学会長、JAEA、3. 東芝ESS）

理事会セッションは、福島第一原子力発電所事故サイト外（いわゆる、オフサイト）に今なお残る問題、特に福島県の基幹産業である農業の問題を広く学会員の皆様と共有すべく企画されました。福島大学と福島県庁からオフサイトの現場をよく知る講師陣をお招きして、放射能汚染が農地および農産物へ与えた影響とこの９年間に取られてきた対策技術・運用体制の成否を改めて振り返るとともに、事故後１０年以降を見据えた復興政策の課題を議論します。福島に関係する本学会の部会や委員会、プロジェクトの今後の活動に知見を反映してもらい、各組織が地元・福島と協同連携できるきっかけを得られることを期待します。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 新型炉部会

[1H_PL] ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況

座長:伊藤 隆哉(MFBR)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[1H_PL01] 安全性向上技術概要

*小竹 庄司[1] （1. 日本原電）

[1H_PL02] 再臨界回避技術

*神山 健司[1] （1. JAEA）

[1H_PL03] ナノ粒子分散ナトリウム技術

*荒邦章[1] （1. JAEA）

[1H_PL04] 3次元免震技術

*深沢 剛司[1] （1. MFBR）

©日本原子力学会

2020年春の年会

新型炉部会セッション

ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（1）安全性向上技術の概要

(1) Overview of safety enhancement technologies

*小竹庄司[1]，伊藤隆哉[2]
[1]日本原子力発電（株)、日本原子力学会・新型炉部会 副部会長、
[2]三菱 FBR システムズ（株)、日本原子力学会・新型炉部会 部会長、

1. はじめに

新型炉部会では、学会の行動指針である「研究開発成果の活用、地球環境の保全、人類社会の持続的発展への寄与」の観点に立ち、今後の原子力研究開発の在り方に大きな影響を及ぼす高速炉開発の方向性とその進め方について検討するために、2017 年 8 月に「高速炉戦略ロードマップ検討会（主査：東大・笠原直人教授)」を設置した。部会メンバー37 名が参加し、2019 年 3 月までの約 1 年半の間に 14 回の検討会を行った。その検討結果は、「高速炉開発に関する技術戦略」として 2019 年 8 月に公表した。この検討途中では、2018 年の原子力学会の春の年会にて報告するとともに、「高速炉開発の方向性に関する提言」をプレスリリースした。また、秋の大会の新型炉部会・企画セッションで検討状況を報告するとともに、国の「高速炉戦略ロードマップ」が公表される前の 2018 年 12 月 1 日に同検討会のエグゼクティブサマリーを新型炉部会の HP に公開した。

同検討会では、①エネルギー安全保障に対する地政学的認識、②ステークホルダーとの合意形成、③蓄積された技術レベルの維持・発展、④建設間隔の経済性への影響、⑤イノベーション及び人材の確保、⑥国際協力による効率的な開発と市場性の確保等の視点から、今後の開発方向性とその進め方について検討した。その結論として以下の認識で合意した。

“我が国は、現時点で高速炉の実証炉設計及び建設が可能なレベルの技術を保有している。これらが散逸する前に、次期炉の開発に着手し、蓄積した高速炉技術を設計、建設、運転という一連のプロセスで総合的に高めていくことが、これまで育成した人材と技術継承、研究開発に投資した資金を有効に活用する観点から重要である。また、高速炉の安全設計基準類の整備では、東京電力・福島第一原子力発電所事故(1 F 事故)の教訓反映も含め、我が国が世界で主導的な役割を担ってきた。同時に、受動的安全機能や炉心損傷時の再臨界回避方策等の研究開発も進展し、GIF (第 4 世代炉国際フォーラム)で策定された SDC/SDG(安全設計クライテリア/同ガイドライン)を実現する安全技術の開発も世界に先行してきている。これらの安全技術を早期に実証し、国際標準として世界に貢献していくことが我が国の責務であり、高速炉の市場優位性を確保することにも繋げていくことが期待できる。そこでは、高速炉の実用化に求められる経済性が見通せるよう、設計の簡素化と機器コンパクト化等による物量削減と、製造・建設技術を高度化していくことも重要である。更に、「もんじゅ」でやり残した、高速炉の運転経験、保守補修経験を蓄積し、建設コストだけでなく、基幹電源としての発電コストに関する見通しも立てられることが重要である。この検討から、我が国に蓄積された技術知見を有効に活用し、安全技術の世界展開と高速炉の実用化を見通すための経済性実証を行うための最も合理的な方法として、安全標準炉(Safety Standard Demonstration Reactor)の建設を目指した開発を提案した。その開発に当たっては、高速炉サイクルの実用化には長期間を要することから、エネルギー安全保障を確保する国の政策が不可欠である。併せて、この政策の下、適切なタイミングで国民及び立地自治体や規制側等のステークホルダーへ、開発計画と進捗状況を丁寧に説明し、合意形成に努めていくことが必要である。”

本稿では、この安全標準炉が具備すべき安全要件を実現するための主要技術について、その開発の現状と今後の展望を紹介する。

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

軽水炉を中心とした原子炉安全性の議論は、1979 年 3 月のスリーマイル島事故以降、工学的安全設備による安全確保だけでなく、システムの多重故障や操作員の誤操作等を考慮しても、炉心損傷に至ることを防止できる自然な物理現象を活用した受動的安全性の導入に重点が置かれるようになった。

1980 年代に米国で設計された小型モジュール型金属燃料高速炉(PRISM)は、ナトリウム冷却炉が低圧、熱伝導性の高い金属燃料を採用した高温システムの特長を活用して、異常時に炉心が熱膨張して中性子漏えいを促進し、自然に反応度が低下して炉心冷却材が沸騰せずに炉停止状態に至る「受動的炉停止」と、その後の崩壊熱を原子炉容器の自然通風冷却によって安定に除去できる概念が提案された[(1)]。米国 NRC との予備審査においては、金属燃料炉心の ATWS(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)時の炉心熱膨張による反応度挙動の不確かさが指摘され、実証試験による検証も困難であることから、受動的炉停止能力に対しては承認されなかったが、これを契機に、当時、欧州の統合型高速炉(EFR)[(2)]や電力主導で設計研究が進んでいた実証炉設計(DFBR)[(3)]でも、受動的安全設備の導入が加速された。

欧州では、酸化物燃料大型炉心であったため、炉心熱膨張による中性子漏えいによる負の反応度効果が少なく、かつ、受動的炉停止時に炉心燃料の温度低下による正のドップラ効果を与えるため、より大きい負の反応度を投入できる機構が検討された。具体的には、制御棒上部構造の熱膨張を促進させ、ATWS 時の炉心冷却材の温度上昇に応じて、制御棒が相対的に挿入され、高温停止できる制御棒構造が、英、独、仏のそれぞれの研究機関から提案された。欧州での比較検討の結果、独 FZK 提案の、ATHENA(制御棒上部にナトリウムを充填し、その熱膨張によってベローズ構造の熱伸長により制御棒を挿入させる方法)が採用された。欧州では耐震設計が厳しくないことから、炉心燃料集合体は炉心槽で拘束せず、全ての炉心燃料集合体を炉心支持構造に差し込む構造(フリー･スタンディング)が採用されていた。ATWS 時には、炉心燃料の熱膨張により、各集合体が様々な方向に傾斜する可能性があるため、ナトリウムを充填した容器内のナトリウムの熱膨張力を用いて、ベローズ構造の熱伸長により制御棒を押し込むことが求められた。押し込み力を確保するために、容器内のナトリウム量は多くなり、冷却材温度の上昇に追随する時間を要する事となる。このため、ATWS で事象推移の早い ULOF(冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象)では、主循環ポンプの流量半減時間を通常の 10 秒前後から 50～60 秒まで増大させる必要があった。

一方、我が国の実証炉計画の中では、米国で発明されたキュリー点方式の制御棒切り離し機構(自己作動型炉停止機構 : SASS)の開発が進められ、その有効性確認の試験と解析が行われていた。我が国の厳しい耐震設計条件で、炉心燃料集合体などの炉心構成要素の変形を考慮して制御棒挿入性を確保するためには、炉心構成要素の外周部に炉心漕を設けて炉心構成要素を拘束する設計が、既に「常陽」「もんじゅ」では採用されている。これにより、制御棒集合体（制御棒案内管）と制御棒駆動機構（上部案内管）との相対変位を抑制し、地震時の確実な制御棒挿入性を担保できることから、制御棒を短時間で確実に切り離し、自重落下して炉停止状態にできる SASS が開発された。

日欧の高速炉研究開発協力の中で、ATHENA と SASS の機能試験が行われ、ATWS の全ての事象に対して高い信頼度で受動的炉停止が期待できる SASS の優位性が確認された。但し、欧州では耐震設計要求が厳しくないことから、拘束炉心構造との組み合わせが必要な SASS よりも、自立炉心に ATHENA を組みわせ、主循環ポンプの流量半減時間を拡大するフライホイールの大型化等の設備対策の方が、経済的にメリットがあるとの見解により、彼らの受動的炉停止機構の概念は変わらなかった。

我が国の SASS の開発は、その後も継続され、「常陽」での SASS 構成材料の照射試験に加え、常陽の炉心サイズに合わせた SASS を製作し、これを常陽に装荷して、2 サイクル(100～120 日)運転を行った。これにより、通常運転時には、炉心流量等の変動により誤落下しなかったことを確認するとともに、停止中に SASS の保持電流を計測し、切り離し時の電流値に変化が無い事の確認等、供用期間中に SASS 保持力の機能確認ができることなどを検証した。

その後、高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化研究開発(FaCT)で検討された JSFR 設計にも、SASS は採用され、150 万 kWe 級の大型炉心でも、ATWS に対して炉心損傷を防止できる評価結果が得られており[(4)]、こ

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

冷却材ナトリウムは常圧での沸点が約 880℃と高いため、ナトリウム冷却高速炉は低圧で高温のシステムとすることが可能である。このことから、①高圧系システムに特徴的な配管破断等による冷却材喪失事故を冷却材バウンダリ構成の工夫（高所配管引き回し、ガードベッセルや外管等の設置）によって防止でき、緊急炉心冷却材注入設備等を必要としない、②高温であるため、大気を最終ヒートシンクとした崩壊熱除去を可能とできる等の特長がある。また、除熱時の炉心出入口温度差を大きく採ることができるため、冷却材の密度差を利用した自然循環によって炉心崩壊熱を除去することが可能となる。このことは、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」等での試験及び解析によって示されている[(5)]。

1980 年代に検討された電力実証炉では、原子炉容器のホットプールに熱交換器を浸漬させた崩壊熱除去系 DRACS が採用された。この設計は、想定事故時に原子炉容器のホットプールを直接冷却するために、ホットレグの温度上昇を抑制でき、プラント全体の温度上昇を抑制できる長所がある反面、ホットプールが早期に低温になり、1 次系自然循環流路の上昇流を冷却するため、1 次系（炉心）流量が低下し、安定した自然循環冷却ができないことが懸念された。この現象は、当時同じ崩壊熱除去系を採用していた EFR でも話題となり、様々な研究が行われた。この中で、DRACS 出口の低温冷却材が、炉心槽外周部の相対的に温度の低い領域のラッパ管ギャップ部に流れ込み、中央部の高温燃料集合体をラッパ管外面から冷却し、ホットプールに流出するインタラッパフローを形成し、原子炉容器内で循環することが分かった[(6)]。その結果、試験[(7)]と解析によって、DRACS においても自然循環で安定に崩壊熱除去できる可能性が示された。また、ループ型炉の設計を進展させた FaCT においては、1 次系冷却系機器の高低差の確保と炉心圧損の低減により、設計基準事象で想定される事故事象に対して、全て自然循環で冷却できる可能性が試験と解析によって示されている[(8)(9)]。

現在、日仏の高速炉協力を通じて、これまでの解析技術の高度化によって、1 次冷却系での高低差を確保するのに制約のあるタンク型炉でも、自然循環によって崩壊熱除去ができる見通しが得られつつある。

このように、炉停止後の自然循環による受動的炉心冷却機能についても、これまでの知見によって、次期炉で十分に採用できる技術レベルに達している。

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

設計基準事象として想定される異常な過渡変化や想定事故に対して、その異常を早期に検知して原子炉スクラムさせ、炉心の崩壊熱を早期に除去する強制循環機能によって、高速炉の安全性は十分に確保できる。これに加え、上記「受動的炉停止」と「受動的な炉心冷却」機能を具備した設計とすることで、炉心損傷に至る可能性は工学的に、その発生頻度は無視できる程小さくなる。しかし、高速炉の安全設計では、その開発当初から、軽水炉のように炉心反応度構成が最大とした設計ではないことを考慮し、大規模な炉心損傷時に即発臨界超過によるエネルギー発生への対応が研究されてきた。

これは「常陽」「もんじゅ」でも同様であり、仮想的な炉心崩壊事故時に即発臨界に至ることを想定し、その機械的及び熱的影響を、原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める設計対策が講じられている。

電力実証炉計画では、当時の安全研究の進展により、ATWS から炉心損傷に至る初期の炉心冷却材沸騰による正のボイド反応度効果によって、即発臨界を超過しないことは、炉心のボイド反応度を制限することなどで回避できることが分かった[(10)]。これらは米国 TREAT 等の炉内・炉外試験研究、仏国の CABRI 炉内試験の結果と、当時開発された炉心損傷事故解析コードによって検証され、EFR でもこれに対応した設計に変更された[(11)]。当時の理解では、炉心損傷初期は、破損した燃料の分散によって一時的に未臨界状態となるが、その後、炉心内の燃料が大規模に溶融し、これらが集中化することで再臨界から即発臨界を超過する可能性を否定することが困難であった。このため、電力実証炉計画でも先行炉と同様に、仮想的な溶融燃料が集中化することを保守的に想定し、炉心内で発生した機械的エネルギーの影響評価が行われた。同時に、機械的エネルギー発生後の膨張過程でエネルギー損失が発生し、原子炉容器への機械的負荷が低減される現象の定量化などが行われた。[(12)]

この方法は、先行炉の許認可実績と当時の最新の科学的知見を集めたもので、保守的な想定と考えられていたが、発生する機械エネルギーに対する不確かさには議論が残ることも指摘されていた。この頃、将来の高速炉実用化を見据えると、仮想的な炉心損傷時においても、再臨界から即発臨界超過に至ることを想定すると、不確かさの議論から逃れられず、将来の社会的受容性の観点から、再臨界問題を解決すべきとの意見もあった。これを受け、国内だけでなく海外の炉心損傷やFBR炉心設計の専門家を集めて、炉心損傷時の再臨界回避方策について広範に議論された。その結果、燃料集合体内部に溶融燃料を排出するための内部ダクトを設置する方策が提案された。その有効性を確認する試験研究が、カザフスタン共和国の国立原子力研究センターの協力を得て開始され、溶融燃料流出に関わる主要な知見・データを取得した[13]。

現在、炉心損傷後に、集合体内で発生した溶融燃料が、集合体壁を溶融させ、隣接集合体内の溶融燃料と合体して溶融領域が拡大する前に、内部ダクトから、炉心を未臨界にするに十分な量の燃料が炉心外へ排出されることが期待できる状況にある。しかし、現状の対策のみでは、残された損傷炉心の安定冷却を維持できず、損傷炉心物質の再配置が進行する可能性がある。このため、再配置過程において未臨界状態を維持できる方策と原子炉容器内に再配置された損傷炉心物質を冷却保持できる方策を講じ、その有効性を試験等によって確認する必要がある。このような炉心損傷時の再臨界回避方策を具体化し、将来の実用炉の炉心において、仮想的な炉心損傷時にも再臨界から即発臨界超過に至らないこと、さらには、損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却保持できることを示す炉心損傷事故の進展シナリオを明確にすることが重要である。

本セッションでは、まず、この再臨界回避方策の検討状況と今後の展望について報告する。

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

ナトリウムは炉心特性や除熱特性に優れるとともに、構造材料との共存性にも優れた冷却材である。しかし、冷却系配管等の破損によるナトリウム漏えいによる火災影響や、蒸気発生器の伝熱管破損によって、ナトリウム-水反応が発生すると激しい化学反応により蒸気発生器伝熱管の多数本破損に至る可能性がある。これらの事象は、運転状態である500℃付近で発生すると、定期検査中等の200℃前後の温度条件に比べて激しい反応となる。

JAEAでは、これまで培ってきたナトリウム技術と、先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制する革新的なアイデアを創出し、三菱重工（含む三菱FBRシステムズ）や大学と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズム等の解明、反応抑制効果の検証、実機への適用性評価を進めてきた。

本セッションでは、ナノ粒子分散ナトリウム技術、ナノ粒子ナトリウムの反応度抑制効果として、ナトリウム漏えい燃焼火災への効果と蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果を紹介するとともに、ナノ粒子ナトリウムの冷却材としての適用性評価、同流体の製造技術等について現状と今後の展望について報告する。

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

高温・低圧システムである高速炉は、原子炉容器等のバウンダリはできるだけ薄肉化し、大きな熱応力の発生を抑えることが重要であるが、これは耐震設計対応による厚肉化と矛盾する方向となる。

将来の高速炉大型化を考慮して、1980年代の電力実証炉計画では2次元免震を開発し、それを導入する計画であった[14]。これを踏まえ、2005年から開始されたFaCT計画でも75万kWe級の実証炉と150万kWe級の実用炉でも2次元免震の採用を前提に設計が進められた[15]。しかし、1F事故後の新規制基準では、自然災害、特に想定すべき設計地震動が増大している。我が国が今後開発していく設計概念の候補には、従来検討を進めてきたループ型炉だけでなく、日仏協力を通じたタンク型炉も対象となっている。タンク型は、原子炉容器内に中間熱交換器や主循環ポンプ等の1次冷却系を内包するコンパクトな設計であるが、その結果、原子炉容器径も増大する。60万kWe級では、ループ型は12m程度であるが、タンク型炉では16m程度となる。将来的に高速炉の大型化（～100万kWe級）を指向していくには、3次元免震を導入し、地震に対する設計裕度を拡大していくことが重要となる。

本セッションでは、既に一般建築で実用化された積層ゴムを用いた 2 次元免震システムと、既に他産業で使用されている皿ばねやダンパーを組み合わせた「高速炉用 3 次元免震システム」の設計コンセプト、同システムを構成する技術開発の状況、3 次元免震の性能、プラント設計成立性と今後の展望について報告する。

参考文献：

(1) “Draft Pre-application Safety Evaluation Report for Power Reactor Inherent Safe Module Liquid Metal Reactor”, NUREG-1368,（1989）

(2) “Safety design of EFR and risk minimization”, Broadley, D.; Lauret, P.; Vossebrecker, H.; Penet, F.; Heusener, G.; Wheeler, R.C., Int. Conf. on fast reactors and related fuel cycles, Kyoto(Japan), 28 Oct. -1 Nov., 1991

(3) “Selection study of self actuated shutdown system for a large scale FBR”, Hoshi, T., Harada, K., Endo, H. and Ikarimoto, I., Proceedings 3rd international conference on Nuclear Engineering, ICONE-3 (1995)

(4) “Development of passive shutdown system for SFR”, Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., Kotake, S., Takamatsu, M., Aoyama, T., Ikarimoto, I., Kato, J., Shimakawa, Y. and Harada, K., Nuclear Technology, Vol.170, (2010)

(5) “Plant wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with MK-II irradiation core”, Yamaguchi A, Hasegawa T, Proc. NURETH-4; Karlsruhe (F.R. Germany); 1989.

(6) “Study on natural circulation evaluation method for a large FBR”, Watanabe O, Kotake S, et al., Proc. NURETH-6; Kyoto (Japan); 1997.

(7) “Natural circulation water tests for Top-entry Loop Type LMFBR”, Koga T, Takeda H, et al., Proc. NURETH-8; Grenoble (France); 1993

(8) “Reduced scale water test of natural circulation for decay heat removal in loop-type sodium-cooled fast reactor”, Murakami T, Eguchi Y, et al., Nuclear Engineering and Design 2015; 288:220–231.

(9) “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, Watanabe O, Eguchi Y, Kamide H, et al., Journal of Nuclear Science and Technology 2015;52-9:1102–1121.

(10) “A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR”, H. Niwa et al, Progress in Nuclear Energy, vol. 32, No. 3/4, pp.621-629, (1998).

(11) “Core safety optimization of the European Fast Reactor EFR”, U. Wehmann, et. al., IAEA specialist meeting, passive and active safety features of LMFBRs, OEC/PNC, (1991)

(12) “Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor”, T. Nakamura, et. al., Nuclear Engineering and Design 227 (2004) 97–123

(13) “The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project”, K. Konishi, et al., Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2165–2174.

(14) “The present status of DFBR development in Japan”、T. Inagaki, et al., Progress in Nuclear Energy, Volume 32, Issues 3-4, pp. 281-288, 1998

(15) “Seismic Isolation Design for JSFR”, S. Okamura, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, Issue 4, pp. 688-692, 2011

---

* Shoji Kotake[1] and Takaya Ito[2]

[1]The Japan Atomic Power Company, The Atomic Energy Society of Japan, Vice-Chair of Advanced Reactor Division

[2]Mitsubishi FBR Systems, Inc. The Atomic Energy Society of Japan, Chair of Advanced Reactor Division

2020年春の年会

新型炉部会セッション

ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（2）再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

*神山 健司[1]，久保 重信[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉は、中性子の減速を要しない臨界体系であるが故に、炉心が健全状態において最大反応度体系にない。ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）においては、炉心中心領域における冷却材沸騰、損傷燃料の集中化が正反応度投入につながり得る特性を有している。このことに起因して、SFR 開発の初期段階から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）を想定した安全評価が行われてきている。この安全評価については、前稿(1)において述べられているように、保守的な想定により発生する機械的エネルギー対して格納系の機能が維持されることを示すこれまでの手法に代わり、機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものを排除する再臨界回避が検討されている。本稿では、再臨界回避技術に関する研究開発の状況と今後の展望を紹介する。

2. 再臨界回避技術

再臨界回避技術とは、正の反応度挿入に駆動された機械的エネルギーの発生を回避するための設計、および、CDA 事象進展解析を通じてその有効性を評価する技術を指す。そのため、この技術開発は、事象推移評価に必要な機能を有する解析コードの開発、事象推移評価上の主要現象の試験的な解明とその成果の解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせて行うものとなり、評価の結果、新たな課題が生じれば解析コードの改良・高度化、試験研究および設計に反映するという反復サイクルとなる。

CDA の原子炉容器内の事象推移の解析は通例、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに支配的な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。代表的な起因事象である炉心流量喪失時炉停止機能喪失（ULOF：Unprotected Loss Of Flow）が生じた時の事象推移を図 1 に示す。

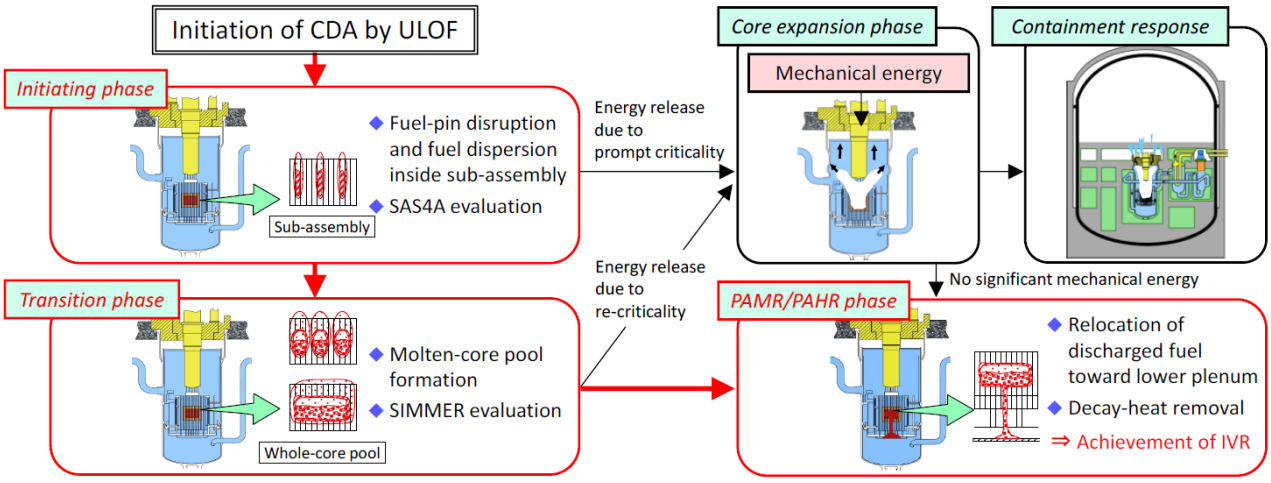


図 1　CDA の事象推移（出典：文献[1]）

事象推移は、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、および、再配置／冷却過程で定義される。再臨界回避のための設計は、各過程での支配現象の特色を踏まえたものとなる。本稿では出力 150 万 kWe 級のループ型炉（JSFR）[2]を評価対象プラントとした検討結果について紹介する。

2.1. 起因過程

起因過程とは、定常運転状態において炉心の冷却材流量が喪失し、さらに原子炉緊急停止に失敗した結果、発熱と冷却とのバランスが大きく崩れ、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が発生し、出力／流量比の大きい燃料集合体から順次炉心損傷が進んでいく CDA の初期の過程である。

この過程では、主に冷却材の沸騰に伴って正の反応度が挿入されて即発臨界を超過することで機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。これを回避するため、炉心のボイド反応度等を制限する設計を採用する。

この設計の有効性は、起因過程解析のために開発された SAS4A コードに米仏の炉内・炉外試験研究の成果を反映し[3]、JSFR に適用した解析を行うことで確認された[4], [5]。すなわち、ボイド反応度による正の反応度効果が過大になる前に燃料分散による負の反応度効果が生じることで即発臨界超過が回避される。

2.2. 遷移過程

起因過程において即発臨界を超えないものの、炉心燃料の大半は炉心部に留まるため、核的に活性な状態を保ちつつ燃料の溶融が進行する。起因過程では、集合体ラッパ管により溶融炉心物質の運動は軸方向に制限されたのに対して、遷移過程では炉心溶融領域の結合と拡大により径方向を含む大規模な物質移動が可能となり、この移動によって反応度変動が起こる。

遷移過程においては、冷却材ナトリウムは炉心燃料領域からほぼ排除されているため、反応度変動は溶融燃料の運動により支配される特色を有しており、特に、溶融燃料が径方向に揺動すると大きな正の反応度が挿入される可能性がある。これを回避するため、図２に示される内部に燃料流出用のダクト（内部ダクト）を設置する燃料集合体（FAIDUS: Fuel Assembly with Inner-Duct Structure）を導入する設計とし、溶融燃料の径方向揺動を制限するとともに、溶融燃料の炉心外への排出を促進して核的活性度を低減させる[6]。

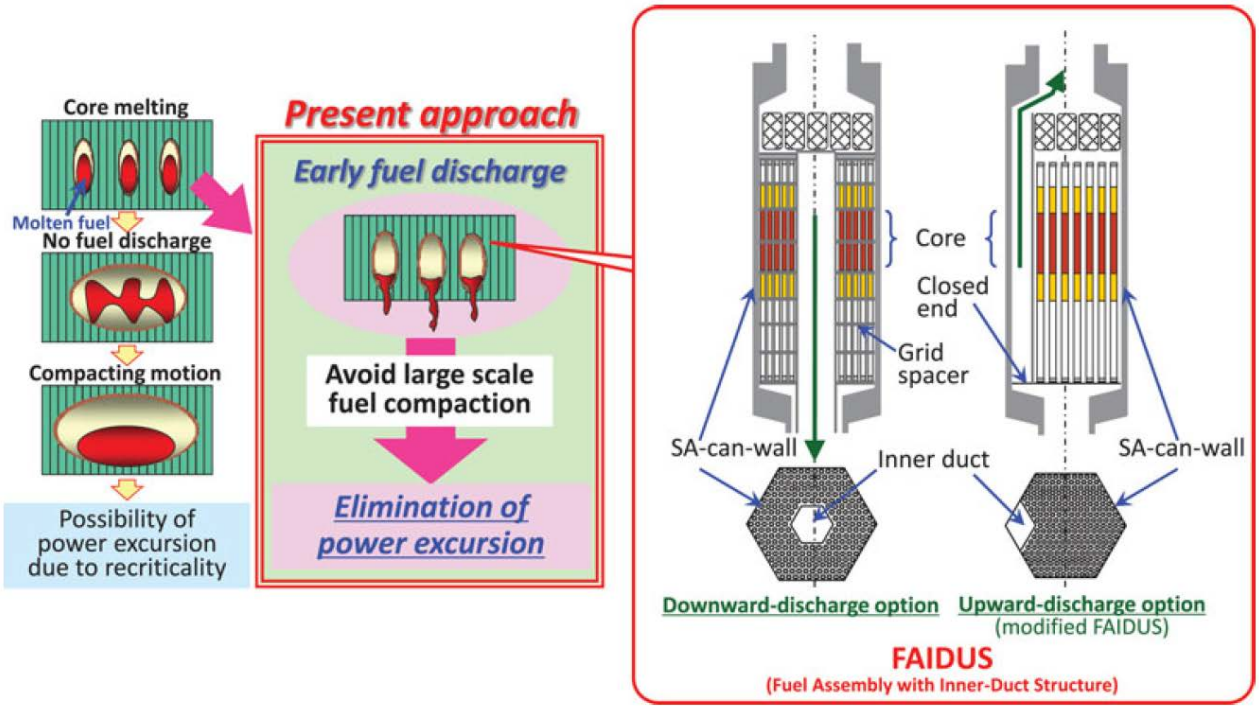


図２　内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）による溶融燃料排出の促進（出典：文献[5]）

この設計の有効性を評価するため、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力で実施されてきた EAGLE 計画に代表される燃料流出を対象とした炉内・炉外試験[7]を通じて試験的知見を蓄積するとともに、それを遷移過程解析のために開発された SIMMER-III コード[8]に反映した。SIMMER-III コードを JSFR に適

用した解析によって FAIDUS における溶融燃料流出の有効性が確認された。すなわち、燃料溶融後速やかに内部ダクト壁面が破損し、燃料流出によって炉心反応度が低下することで再臨界が回避される[5]。なお、FAIDUS の導入により炉心溶融の早期段階で燃料が流出するため、この過程を「早期流出過程」と定義して従来の遷移過程と区別する。

2.3. 再配置過程

早期流出過程において、出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に溶融燃料が流出して炉心が未臨界になり、出力が急速に低下することで炉心燃料の溶融進展が停止する。そのため、溶融して炉心外へ流出する燃料量は、炉心の全装荷量の一部となる。早期流出過程にて溶融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出することから、炉心領域に残留する燃料は主に未溶融の固体燃料となる。再配置過程では、炉心残留燃料の崩壊熱による発熱と炉心に再流入するナトリウムによる冷却のバランスに依存して、除熱不足となる領域で徐々に燃料および構造材が溶融して損傷炉心物質の再配置が進行する。この過程においては、幾つかの正反応度投入要因が考えられる。例えば、早期流出過程における燃料流出により炉心部の圧力が低下するため、燃料集合体上端部に分散していた燃料が炉心上部構造と共に落下して炉心反応度が増加し得る。

再配置過程においては、幾つかの正の反応度要因が重畳すると未臨界状態を維持できない可能性を有しており、これを回避するために溶融した燃料の流出を促進する制御棒案内管を導入し、溶融した炉心残留燃料を順次炉心外に排出し、炉心の核的活性度を低減させる設計とする。

この設計の有効性を評価するため、2 次元コードである SIMMER-III を 3 次元コードに拡張した SIMMER-IV を JSFR に適用した解析により、燃料溶融に伴って制御棒案内管が順次破損して燃料が流出して炉心反応度が低下することが確認された[9]。なお、SIMMER-III/IV コードの検証に用いられた試験的知見は内部ダクトを対象としているため、制御棒案内管のように内部構造を有する流路を通じた燃料流出挙動についての試験的知見を取得し、SIMMER-III/IV の検証に反映する等により上述の結論の妥当性を確認する必要がある。

再配置過程以降は、溶融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動する点にも留意が必要である。炉心損傷事故の影響を緩和するためには、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することが有効であり、再臨界回避と共に原子炉容器への熱的影響の回避が必要となる。特に、再配置過程以降は後者の重要度が相対的に高くなる。再配置された損傷炉心物質を冷却・保持するため、原子炉容器底部にコアキャッチャーを設置する設計とする。また、制御棒案内管から下部プレナムへ流出する過程において、コアキャッチャーが溶融炉心物質により損傷しない設計とする。

下部プレナム領域はサブクール度の高いナトリウムで満たされており、これまでの試験研究を通じて、溶融炉心物質は同領域に流出すると直ちにナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷されることが把握され、ナトリウム中への流入条件に対する微粒化発生までの距離を評価することが可能となっている[10]。JSFR の下部プレナム深さは、溶融炉心物質の微粒化距離に対して十分に確保できることから、流出した溶融炉心物質がコアキャッチャーに衝突する可能性は低いと考えられる。今後、事象進展解析を通じて溶融炉心物質の再配置挙動を評価し、原子炉容器への熱的影響が回避されることを確認する必要がある。

2.4. 冷却過程

再配置過程では、炉心領域に残留した燃料が順次溶融して主に制御棒案内管を通じて流出し、炉心領域の発熱と冷却がバランスするまで流出が続く。原子炉容器下部へ流出した炉心物質はナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷され、粒子状の固化物（デブリ）となって下部プレナム中を沈降しコアキャッチャー上に堆積する。冷却過程では、原子炉容器内のナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により崩壊熱を発する損傷炉心物質の冷却が生じる。

コアキャッチャー上のデブリの堆積厚みが増加すると、堆積層中心部が冷却され難くなり再溶融に至る、あるいは、臨界厚みに達して出力が上昇し再溶融に至り、溶融燃料の運動により反応度が支配され得る。通例、冷却限界厚みは臨界厚みよりも小さいため、冷却過程においては、デブリ冷却性の確保により未臨界状態の維持が可能となる。よって、デブリを冷却限界厚さ以下に保持するコアキャッチャーを導入し、再配置された燃料を安定に冷却できる設計とする。JSFR の場合、多段構造コアキャッチャーへのデブリ配置が前提になるが、炉心装荷量の全量がコアキャッチャー上に堆積したとしてもこれを保持・冷却することが可能で

ある[5]。

ULOF を起因とした事故では、炉心領域のみがボイド化しているため、再配置過程において制御棒案内管を通じた溶融炉心物質の流出が生じた後は、ナトリウムが制御棒案内管を通じて炉心領域へ再流入し、炉心部に残留する燃料が効果的に冷却され得る。再配置過程の早期の段階で炉心残留燃料の除熱が可能であることが示されれば、溶融して原子炉容器下部へ移動する燃料量が減じられる。コアキャッチャーへの堆積挙動に対する不確かさ低減につながり、冷却性評価の信頼度を向上させることができるため、炉心残留燃料の冷却性に関する試験研究を進めている。また、再配置過程での燃料移動挙動は冷却性評価の初期条件を与えるため、損傷炉心の再配置挙動を連続的に評価できる手法整備が必要となる。

3. おわりに

SFR において、代表的な起因事象である ULOF から炉心損傷・崩壊に至った場合、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することは有効かつ効果的な事故影響の緩和方策である。一方、SFR の炉心特性からは、正の反応度挿入に駆動された出力逸走によって機械的エネルギーが発生し、これが原子炉容器の健全性に影響する。そのため、正の反応度挿入を緩和、あるいは排除する設計対応を講じ、その効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認する再臨界回避技術の開発を進めてきた。

CDA の前半過程にあたる起因過程および遷移過程に対しては、これまでの解析コードの開発と試験的知見の蓄積により、再臨界回避技術はほぼ確立したと考えられる。今後は、再配置過程以降の事象推移評価が主要な課題となり、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持するためには、未臨界状態の維持に加えて、崩壊熱にて発熱を継続する損傷燃料の熱的影響の格納も重要となる。CDA においては、高いサブクール状態のナトリウムが原子炉容器を満たし、かつ、崩壊熱除去系への熱輸送経路が損なわれることなく炉心溶融が進行するため、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持することが十分に可能である。しかしながら、再臨界回避技術と同様に、講じられた設計対応の効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認するためには、試験的な知見の取得および評価手法整備が必要な課題があるため、今後も継続的に研究開発を進めていく必要がある。

参考文献

[1] 鈴木 徹、他、日本機械学会論文集、Vol.83, No.848, 2017.
[2] Kotake S, et al., Nucl Technol. 2010;170:133–147.
[3] Kawada K, et al., Proc. of ICONE 22, ICONE22-30679; 2014 Jul 7–14; Prague, Czech Republic.
[4] Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4):556–566.
[5] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493–513.
[6] Endo H, et al., Progress Nucl Energy. 2002;40(3-4):577–586.
[7] Kamiyama K, et al., J Nucl Sci Technol. 2014; 51(9): 1114–1124.
[8] Tobita Y, et al., Nucl Technol. 2006;153(3):245–255.
[9] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2015;52(11):1448–1459.
[10] Matsuba K, et al., J Nucl Sci Technol. 2016;53(5):707–712.

*Kenji Kamiyama[1] and Shigenobu Kubo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（3）ナノ粒子分散ナトリウム技術

(3) Nanoparticle suspension sodium technology

*1荒　邦章

[1]原子力機構

1. 緒言

ナトリウムは冷却材としての優れた伝熱特性を持っているが、その一方で空気（酸素）や水に触れると激しく反応するという弱点（高い化学的活性度）がある。現在は、これらナトリウムの弱点に対して「急激な化学反応が起こる」ことを前提にして、予め対策設備を付けたり機器の設計を工夫して安全なプラントを実現している。このような状況を考えると、新しい技術によってナトリウムの弱点を克服できれば、懸念されるナトリウムの漏えい火災や水との反応などに対して、より安全なシステムを作り上げることが可能となる。そこで、報告者らはこれまでに培ってきた液体金属技術と先進的なナノテクノロジを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制するという革新的なアイデアを創出（特許技術）した。以降、原子力機構と三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）は大学等と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズムの解明をはじめとして、反応抑制効果の実証ならびに実炉への適用性評価を進めてきた。

2. ナノ粒子分散ナトリウム技術

(1)ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体という）技術の概念は、アルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属ナノ粒子(遷移金属が候補)を組合せることによって、ナノ粒子表層において有意な電荷移行(反応熱量低減、粒子間凝集抑制)および原子間結合力(蒸気圧低下による反応速度緩和)が生じることを利用する [(1)]。ナトリウム原子とナノ粒子金属原子との原子間相互作用に関わる理論推定および検証実験により、原子間結合に基づく反応速度緩和や反応熱量低減等の抑制効果を確認するとともに反応抑制やナノ粒子の安定分散への寄与が明らかになっている [(2),(3)]。

(2)その特徴は、ナノ粒子を微細化することによりナトリウム原子と接する面積を拡大し同時に分散量を制限できるので反応抑制効果と伝熱流動性を両立しうることにある [(1)]。これまでの研究から推定分散量 1～2vol%(粒子径 10～30nm)程度の条件にて適用の見通しが得られている。

3. ナノ流体の反応抑制効果（ナトリウムの化学的活性度抑制効果）の評価

高速炉のナトリウムに起因する事故事象を対象にナノ流体の適用効果の評価を行ってきた。事故影響の抑制効果の把握を目的として、実炉の現象を模擬した小規模な試験およびその知見を基にした実炉の予測評価を行った。また、1F 事故以降は安全強化要求に応える観点から、従来の設計基準事故を超えるような厳しい事象を想定した条件における抑制効果を評価した。

3-1. ナトリウム漏えい燃焼火災への抑制効果 [(4),(5)]

(1)配管等の冷却材バウンダリからのナトリウム漏えいを想定し、事象を模擬した試験を実施して抑制効果を把握している。漏えいナトリウムの燃焼温度の低減、燃焼プールの床面（鋼製ライナー）温度の低減、発生エアロゾル量の低減など事象推移毎に顕著な抑制効果が確認されている。加えてナノ粒子分散の副次的な効果として、ナトリウムの弱点とされるアルカリに固有の溶融塩型腐食に対する著しい抑制効果（ライナーの貫通破損排除)、燃焼反応が途中で停止する自己終息効果（燃焼の早期停止）等がそのメカニズムとともに明らかになっている。また、ライナーが貫通破損に至った場合を想定したナトリウム - コンクリート反応の試験・評価を行っており、コンクリートの加熱源となるナトリウムの燃焼温度低減によってコンクリートからの放出水量が抑制され且つ放出された水との反応により発生する水素量は顕著に抑制されることが確認されている。また、事故発生後の対応においても、ナトリウム自身の活性度が抑制されていることから、

燃焼火災の消火が比較的容易になり、復旧時には再着火の懸念が大幅に減少することが確認されている。

(2) また、安全強化への対応の観点から、従来の設計基準を超える厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価を進めた。ナトリウム温度をより高温（～650 ℃）にした条件等で試験を行いナノ流体の抑制効果が持続することが確認されている。上記(1)を含めて試験結果の例を図１に示す。特筆すべきは、ナトリウムが高温になると蒸気圧変化に起因してその影響（燃焼温度）が大幅に拡大（上昇）するが、ナノ流体は沸点に至るまで反応抑制を生み出す原子間相互作用が安定に機能するため厳しい事故条件になるほど抑制効果が顕著に現れる。また、大規模漏えいを想定すると燃焼反応の自己終息効果により燃焼が早期に停止するので、漏えい規模によらず影響（被害）は限定されることが確認されている。

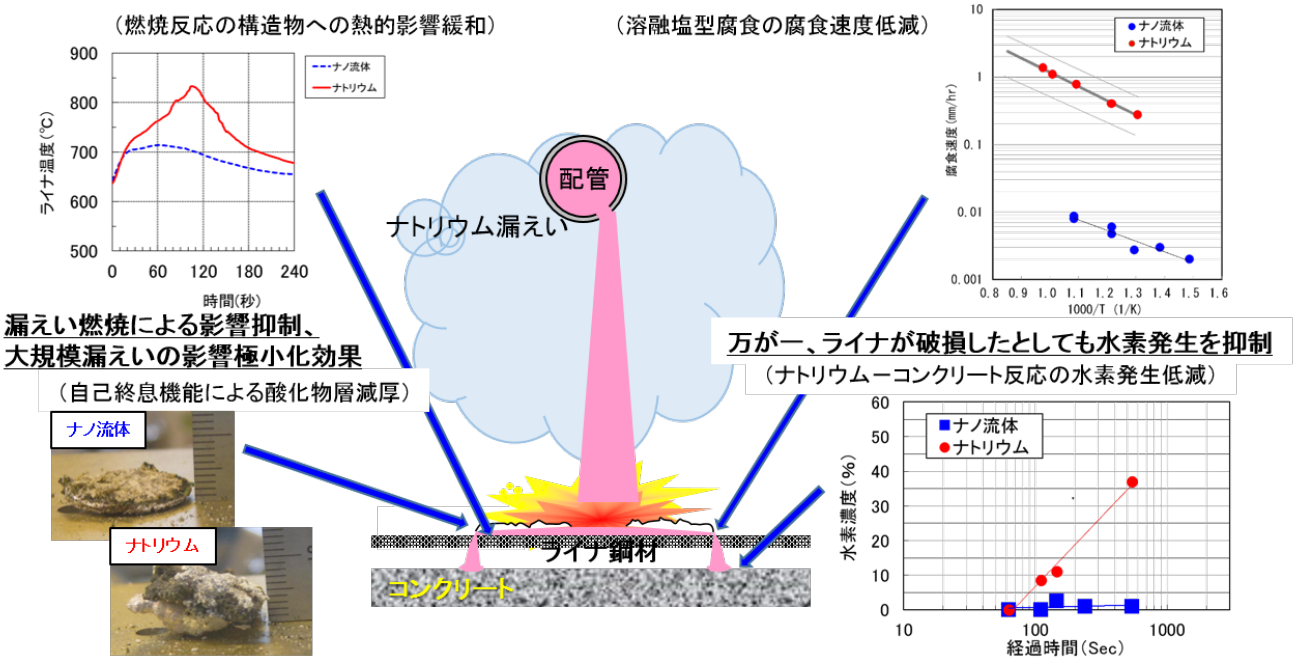


図 1. ナトリウム漏えい火災事故時のナノ流体の適用効果（反応抑制）の実験結果例

3-2. 蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果 (6), (7)

(1) 蒸気発生器(SG)伝熱管破損事故を対象にナノ流体の反応抑制効果を把握するため、ナノ流体の物性測定や実炉の反応様相を模擬した小規模な試験による反応ジェットの温度低減効果の把握とともに、それらの知見を反映したナノ流体適用による実炉ナトリウム - 水反応の影響の予測（反応ジェット温度解析、伝熱管の破損伝播解析）を行った。結果の例を図 2 に示す。これらよりナノ流体の反応最高温度が大幅に低減され高温ラプチャーやウェステージによる破損伝播および損傷範囲を大幅に抑制可能であるとの見通しが得られている。

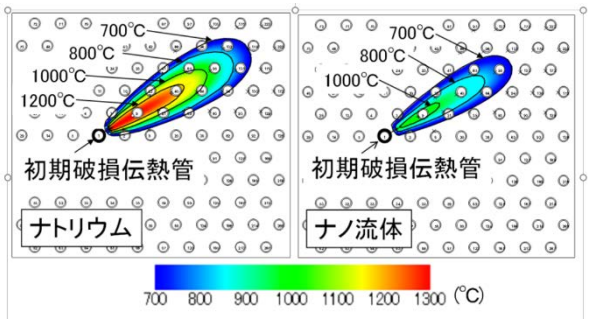


図 2. SG 伝熱管破損時のナトリウム - 水反応におけるナノ流体の適用効果（温度低下）の予測例

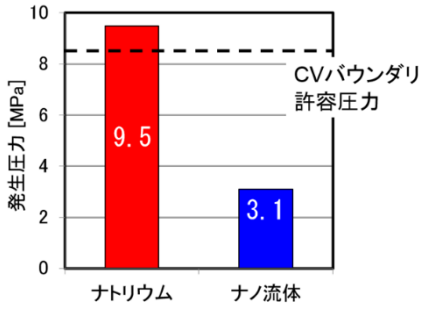


図 3. 伝熱管破損時に水ブロー機能喪失を重ねた厳しい想定におけるナノ流体の適用効果（発生圧力）の予測例

(2)また、安全強化に向けて、より厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価の観点から、従来の設計基準の想定を超える事象として伝熱管破損時の影響拡大防止策となる水ブロー弁の多重故障（水ブロー機能完全喪失）を想定した予測評価を行った。その結果、水ブロー機能の完全喪失時にも、ナノ流体の適用により破損伝播の進展速度とその規模を大幅に低減でき、発生圧力も大幅に抑制されることから（図 3)、懸念される IHX の 1 次/2 次バウンダリの健全性および格納機能を維持できる見通しが得られている。なお、破損伝播が発生する時刻が大幅に遅延し、水リークが長時間継続することとなるが、十分な時間的余裕が見込まれ、事故終息のためのアクシデントマネージメント策としてブロー弁の手動開操作が可能となる見通しが得られた。

4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価

ナノ流体の適用で想定すべき懸念事項を、実炉の設計、運転、保守・補修に至る広範な視点から抽出し、基礎物性・特性の測定、反応試験、諸特性（分散したナノ粒子の安定性、伝熱流動性への影響、計測機器等への影響、補修や事故後の復旧等への影響）などについて主として基礎的試験を実施して課題の把握を試みた（図４)。その結果、ナノ流体成立性を阻害するような要因は認められなかったが、開発の段階毎の継続的な評価が必要との観点から、今後、規模を拡大した工学的実証試験を行って評価、検証を行うことを計画している。

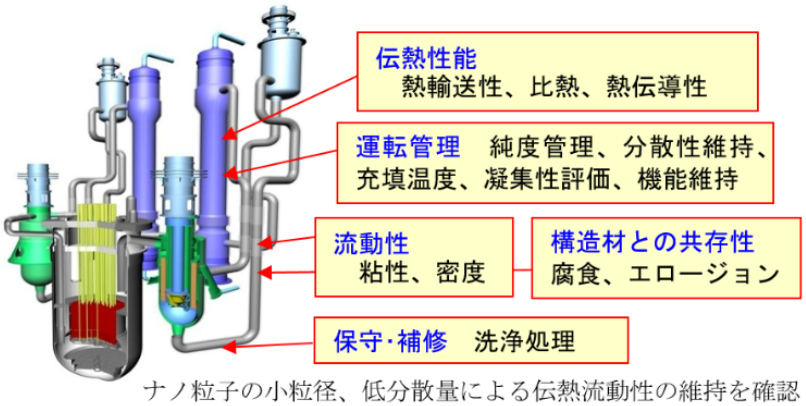


図 4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価（適用性確認実施項目）

5. ナノ流体製造技術の開発 [8]

ナノ流体は新たに創出された技術であり、適合しうる製造技術は存在せず独自に開発を進めた。先ず、反応抑制メカニズムの基となる原子間相互作用に適合するナノ粒子条件の理論検討および基礎実験等を経て、その要件（粒子径 10nm 級、表層無酸化、均一化）を把握した。一般に、ナノ粒子製造法は液相法と気相法に大別されるが、無酸化要件の観点から気相法（蒸発金属の急冷によるナノ粒子生成手法）を開発に取り組んだ。現在までに前述要件を満たす粒子製造技術（原料蒸発法、粒子径制御手法およびその取扱に関わる基本技術とその装置設計に必要な知見）を取得して要件を達成（最小径 4.7nm まで制御可を実証）するとともに実用化に備えた知見の整備・蓄積を図っている。これと並行して製造したナノ粒子のナトリウム中への分散技術開発を進め、ナノ流体の試作を可能とし物性測定や反応抑制効果評価用のナノ流体試料を試作、供試している。一方、ナノ粒子製造と分散技術の関係は、粒子微細化に伴って凝集力が著しく増大するため、粒子の製造技術の進展の段階毎にその進化に適合する分散技術の開発を行って実用化に備えている。

6. 結言

ナトリウム自身の化学的活性度を抑制制御しうる技術として、ナトリウム中のナノ粒子表層で生じる原子間相互作用に着眼した新たな技術開発に取り組み、基礎基盤知見の整備ともに高速炉への適用性評価を進めてきた。その結果、発案当時に想定した抑制効果（反応速度緩和、反応熱量低減）に加えて、反応の自己終息効果やアルカリ固有の特殊な反応（溶融塩型腐食）の回避効果などの機能を有することもわかってきた。これらの効果は液相状態において（沸点まで）安定に作用するので、今後要求が増大する安全強化に対して、厳しい事故条件で懸念される事故影響の拡大に対して、より効果的対策として応用されることを期待する。ナノ流体はナトリウムの潜在的危険性（化学的活性度）を低減する技術あり、事故影響の抑制、早期の復旧など求められる実用化要件に有効なポテンシャルを有している。今後、実用化に向けてナノ流体技術の成立に必要な基盤技術開発（製造技術高度化、基礎知見拡充）を進めるとともに工学規模による実証試験を実施し、反応抑制効果の検証および冷却材として適用性の確認などを行う必要がある。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、

日本原子力研究開発機構が実施した平成 17 ～28 年度のナノ粒子分散ナトリウムに関わる研究成果が含まれる。

参考文献

[1] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1165-1170 (2010).
[2] Jun-ichi SAITO et al., Journal of Nanoparticle Research, vol.14, p.1298 (2012).
[3] Toshio Itami et al., Metals, vo.5, pp.1212-1240 (2015).
[4] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1171-1181 (2010).
[5] Masahiro NISHIMURA et al., JNST, vol.49, No.1, pp.71-77 (2012).
[6] Hironori Kanda, et al., Proceedings of ICAPP 2015, France, paper15248
[7] 神田大徳,他,日本原子力学会 2017 春の年会, 2G15
[8] 福永浩一,他,日本化学学会九州支部 平成 29 年度第 1 回講演会, 長崎大学

* Kuniaki Ara[1]
[1]JAEA

2020年春の年会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（4）3 次元免震技術

(4) Three-dimensional seismic isolation technology

*深沢剛司[1]
[1]三菱 FBR システムズ

1. はじめに

日本は言わずと知れた地震国である。内閣府によれば、日本は世界の 0.25%の国土面積に比して、マグニチュード 6 以上の地震回数が約 2 割とされている[1]。この数字からもわかるように、日本での地震への備えは不可欠であるといえよう。地震への備えとして、日本では 1980 年代初頭から免震技術の研究が本格化している[2]。1995 年の兵庫県南部地震によって、免震技術を適用した建築物の観測記録から、その有効性が実証されている[3]。その後、社会インフラを中心に免震技術の普及が進み、今日では一つの構造様式として定着している。

第四世代炉の候補の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）は、熱効率を向上させるため軽水炉と比べて、その運転時の温度は高温となる。そのため、高速炉の機器設計では熱応力の低減の観点から、薄肉構造が指向されている。一方、機器に作用する地震荷重を考えた場合、厚肉構造が好ましい。よって、高速炉の機器設計では、熱荷重と地震荷重の相反する荷重条件に対して調和を図ることが課題となる。これを解決する一つの方策として、免震技術（積層ゴム系免震装置）を導入することで、機器に作用する水平方向の地震力を低減させる検討が 1980 年代半ばから行われている[4][5]。また、水平に加えて上下方向の地震力の低減を目的とした 3 次元免震システムの研究が 2000 年から行われている。この研究では原子炉建屋を空気ばねで支持し、これによって励起されるロッキング動を油圧機構で抑制するシステムが提案され、その有効性が試験及び解析により確認されている[6]。

これらの知見を活用しながら、高橋らは、空気ばね、ロッキング抑制機能付オイルダンパ及び積層ゴムから構成される一般建築向けの 3 次元免震システムを世界で初めて実用化させている[7]。このシステムを導入した地上 3 階 RC 建物の東北地方太平洋沖地震時（2011 年）の観測記録によって、その免震効果が明らかとなっている[8]。国外でも 3 次元免震システムの開発が進められている。Ying Zhou らは、複数枚の皿ばねを用いた上下免震の概念を提示している[9]。また Wenguang Liu らは複数の積層ゴムを用いた 3 次元免震システムを提案し、その有用性を試験及び解析を通じて明らかにしている[10]。このように、国外でも免震システムの高性能化とその実現に向けた開発が進められている。その高性能化の背景には、構造物の安全性の向上を目的として、設計で想定する地震動レベルの増大が挙げられる。

新潟県中越地震（2007 年）や東北地方太平洋沖地震（2011 年）では既設の原子力プラントにて大きな加速度レベルの地震動が観測されている。これを踏まえて、高速炉の設計検討で用いている基準地震動も増大している。これによって、水平のみならず上下方向の地震力の低減も過去に増して重要になっている。また、既設の原子力プラント以外でも大きな加速度レベルの地震動が観測されている。従来、上下地震動は水平地震動に比べて小さいとされてきたが、1995 年以降に国内に整備された地震観測網によって、上下地震動がそれよりも大きくなるケースが観測されている。その代表例として、岩手・宮城内陸地震（2008 年）では、上下方向に重力加速度（G）のおよそ 4 倍の加速度が観測されている[11]。今後の耐震設計では、過去に増して厳しい地震条件下で、如何に構造物の安全性を確保・向上させていくかが課題となる。

本稿では、地震に対する安全性の向上を目的として、2017 年から検討を進めている高速炉向けの 3 次元免震システムの開発の取り組みについて紹介する。

2. 3 次元免震システムの概要

2-1. 3 次元免震システムの設計コンセプト

3 次元免震システムの開発コンセプトは、①水平・上下方向の地震応答低減、②コンパクトな配置性、③高い信頼性の実現である。

①地震応答低減については、ロッキング抑制装置等の付帯設備を設けることなく、上下方向の地震応答低減効果を実現させることをコンセプトとしている。また、水平方向についても従来の水平免震システムと同程度の地震応答低減効果の確保を目標としている。図 1 に上下方向の固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響を理論解で求めたものを示す。一般に、上下方向の剛性を低下（低振動数）させることで、上下方向の地震力を低減させることができる。一方、この剛性の低下によって、ロッキング動が励起され、水平方向の固有周期が増大してしまう。これを回避し、水平・上下方向の地震応答低減効果を確保するために、本システムでは上下方向の固有振動数を 3 Hz と設定している。

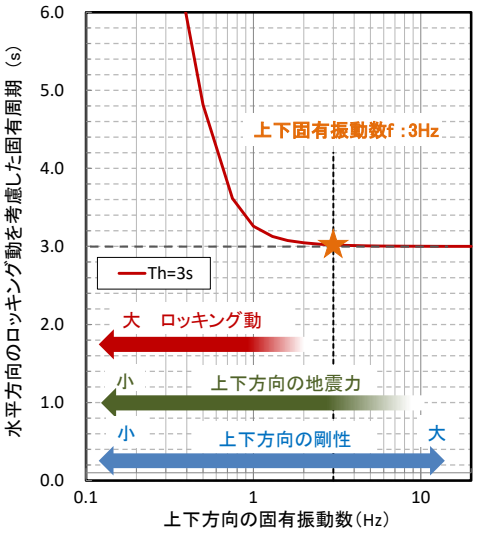


図 1　上下固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響

②配置性については、水平免震システム（積層ゴム系免震装置）と同等の配置性を確保する。これを実現するためには、一般的な水平免震装置と同程度の支持荷重性能を確保し、これを具現化するためのスペースは水平免震装置が取り付けられる図 2 のペデスタル（■）と同等のサイズにしなくてはならない。すなわち、配置性の設計目標は支持性能を確保したうえで、ペデスタル部に入替が可能な 3 次元免震システムを実現させることである。

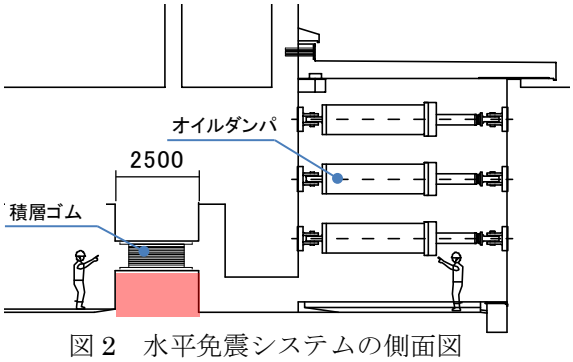


図 2　水平免震システムの側面図

③信頼性については、付帯設備を設けることなくシンプルな構造を指向し、機械要素技術や免震・制振技術で培われた知見・製造技術を活用することで、安定した力学特性（荷重－変位関係）を実現させることにある。また、そのばらつきを抑制することで、システムとしての品質を確保する。

2-2. 3 次元免震システムの構成

著者らが提案する 3 次元免震システムは、積層ゴム、皿ばねユニット及び上下オイルダンパで構成されている（図 3）。皿ばねユニット（皿ばねを並列・直列で組合せたもの）とオイルダンパは平面上に各 4 基配置している。水平方向の復元力と減衰力は各々積層ゴムと水平オイルダンパにより、上下方向は皿ばねユニットと上下オイルダンパで与えられる。本システムは、積層ゴムで生じるせん断力を水平支持構造に負担させることで、このせん断力が上下オイルダンパや皿ばねユニットに直接作用することを回避している。これによって、水平方向と上下方向の免震機能は独立したものとなる。これを実現させるため、水平支持構造には、積層ゴムで生じたせん断力を受けながら、上下方向の応答変位に追従して稼動可能なしゅう動材が設けられている。

上記設計コンセプトを具現化するために、本システムの水平方向と上下方向の固有周期は 10,000 kN の支持荷重に対して、各々3.4 秒と 0.33 秒（上下固有振動数 3 Hz）となるように積層ゴムと皿ばねユニットの支持機能と復元機能が設計されている（この支持荷重は本システムに導入する積層ゴム（直径 1600 mm）の圧縮面圧に換算すると 5 MPa に相当）。そして、これを実現させるためのスペースは水平免震装置が取り付けられるペデスタルのサイズと同規模となり、そのスペースは限定的なものとなる。このスペースで支持機能と復元機能を実現させるためには、規格基準から逸脱した皿ばねや上下オイルダンパが必要となる。次章では本システムの基幹要素となる皿ばねユニットと上下オイルダンパの開発状況について説明する。

図 3　3 次元免震システムの構成及び各要素の主要な機能

3. 3 次元免震システムの上下免震要素

3-1. 皿ばねユニット

設計コンセプトの実現にあたり、皿ばねユニットに係わる開発課題は、①コンパクトなスペースで支持機能と復元機能の両立、②ばらつきの抑制、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築となる。支持機能と復元機能の両立については、10,000kN の支持荷重に対して、上下方向の固有振動数が 3 Hz となるばね定数を確保しなくてはならない。また、これを実現させるための平面寸法はおよそ 2.5 m×2.5 m と非常に限られている。そこで、著者らは現行の規格基準を大きく逸脱する大型の皿ばねを複数枚用いて、これらを並列・直列に組み合わせた皿ばねユニットを開発した。本システムに用いる皿ばねの直径は 700 mm で、その板厚は 34 mm である。この皿ばねを代表的な皿ばねの規格基準(ISO 19690-1、JIS B2706-2013、DIN 2093)の呼び径と板厚－直径関係で比較したものが図 4 となる。本皿ばね（★）は直径、板厚とも規格基準を大きく逸脱しており、その形状を 1/2 縮尺（★）としても代表的な規格基準の呼び径を上回る。上記の支持機能と復元機能を両立させるため、この大型の皿ばねを 3 並列に積み重ね、これをさらに 6 直列に積層させることで、支持荷重に対して必要な上下方向の固有振動数と地震時の応答変位に追従可能なストロークが確保される。したがって、本皿ばねユニットの設計成立性を見通すためには、大型の皿ばねの製作性、力学特性（荷重－変位関係）の検証が不可欠となる。さらに、原子力施設への導入にあたっては品質を管理するうえで、力学特性のばらつきを把握し、それを抑制することが必須となる。そこで、大型皿ばねの力学特性とそのばらつきを検証した試験について紹介する。

本皿ばねの製作性及び設計式の適用性を検証するため、実大サイズのばねを用いた載荷試験を実施している。本システムに導入している皿ばねは安定した地震応答低減効果が得られるように、その荷重－変位関係は一般的な皿ばねと比較して線形特性を指向した設計となっている。図 5 に実大皿ばねの荷重－変位関係を試験値と設計値で比較したものを示す。本皿ばねは規格基準を大きく逸脱した形状となるが、その荷重－変位関係は設計で指向したとおりの線形特性となり、この特性は設計式とよく対応することが確認されている。さらに、荷重－変位関係のばらつきを確認するため、72 枚の 1/2 縮尺の皿ばねを用いた載荷試験を実施している。図 6 に試験値と設計値で正規化したものを示す。製作された皿ばねと設計値との誤差率は 95%信頼区間でおよそ±5%となることが確認された。このように、規格基準を逸脱する皿ばね形状であっても、設計通りの荷重－変位関係が実現可能な皿ばねを製作できる見通しが得られている。

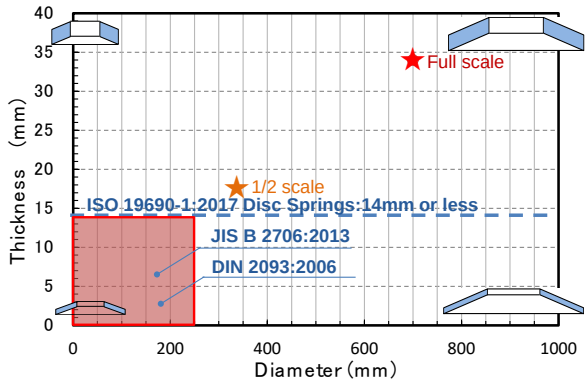


図 4 現行の規格基準の呼び径と本皿ばねの比較

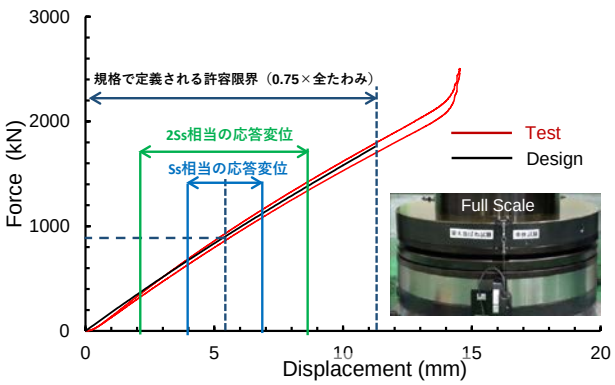


図 5 実大皿ばねの荷重－変位関係と設計値の比較

しかし、ここでも課題に直面する。それは本システムに導入する皿ばねに限ったことではないが、製作される皿ばねは程度の差こそあれ、荷重－変位関係にばらつきが生じる。そして、これが皿ばねユニット間のばらつきに影響を及ぼすこととなる。加えて、本システム 1 基あたりの皿ばねの利用枚数は 72 枚（1 ユニット当たり 18 枚）と多い。ばらつきを抑制するために感度解析を試みた場合、この解析で考慮すべき組み合わせ数は膨大となることから、これによって適切な組み合わせを求めることはできない。そこで、著者らは、AI の一種であるメタヒューリスティックアルゴリズムを活用した最適組み合わせ手法を構築した。この手法は、単体で生じる荷重のばらつきを組み合わせによって吸収することで、各ユニット間のばらつきの抑制が可能となる。その結果、図 7 のように計 4 ユニットの荷重－変位関係を高い精度で整合させることができる。また、皿ばねユニットの荷重－変位関係は鋼材の弾塑性挙動で確認される履歴ループと異なったものとなるが、新たに開発した微分方程式による履歴ループモデルを用いることで、地震応答解析で必要となる皿ばねユニットの荷重－変位関係（図 7）を高精度に再現できることに成功している。

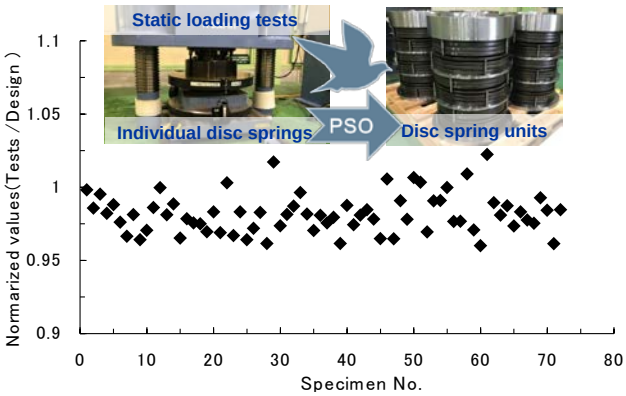


図 6　試験値と設計値の比較（1/2 縮尺）

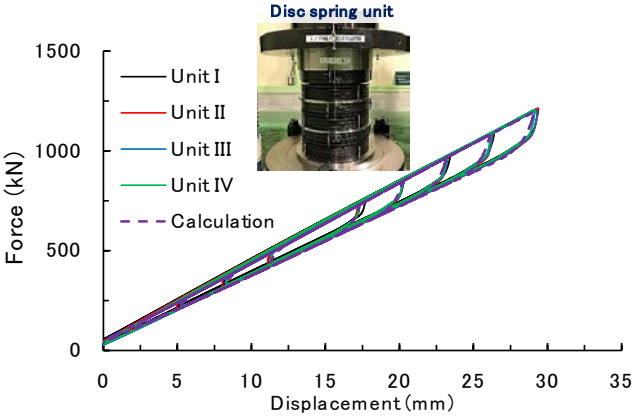


図 7　計 4 ユニットの荷重－変位関係（1/2 縮尺）

3-2 上下オイルダンパ

設計コンセプトを実現させるうえでの上下オイルダンパの開発課題は、①コンパクト化、②高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築である。コンパクト化については、設計コンセプトの配置性を実現させるためには、既製品のオイルダンパと比較して、取り付け長を 300 mm 以上短縮させる必要がある。加えて、一般に油圧系は振動数の増加に伴い、減衰係数が二次曲線的な低下を示す。上下方向の地震応答は、水平方向のそれと比べて低振幅かつ高振動数となる。そのため、高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現は、油圧系にとって不利な条件となる。これらの問題を解決するため、コンパクトで、かつ高振動数領域でも減衰係数の低下が回避可能なオイルダンパを開発した（図 8）。その一基あたりの最大減衰力は 2000 kN で、減衰特性（荷重－速度関係）はリニア型とバイリニア型となっている。

開発した上下オイルダンパの減衰力特性を検証するため、実大サイズの試験体を製作し、加振試験を実施している。試験では、より実現象に近い荷重条件で減衰力を検証するため、地震応答解析で得られた応答変位を試験機への入力信号とする擬似地震波加振を行っている。その結果が図 9 である。上下オイルダンパは低振幅かつ高振動数下の非定常な入力に対して、高い減衰力を確保できることが確認されている。また、その減衰力は新たに開発した Double Dashpot Model によって、入力波形や入力振動数によらず、高い精度で減衰力を再現することが可能となっている。

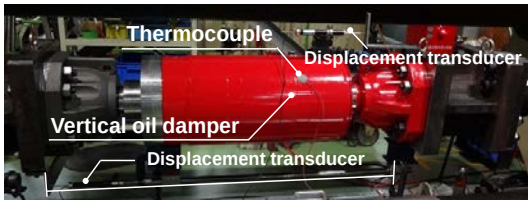


図 8　上下オイルダンパ

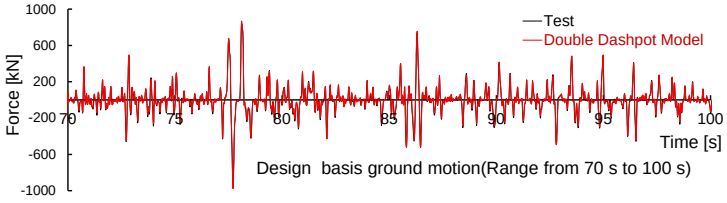


図 9　擬似地震波加振による試験と解析結果比較

4. 免震性能

本免震システムの地震応答低減効果を確認するため、各要素試験で同定した解析モデルを用いて地震応答解析を実施している。入力には本システムのロバスト性を検証するため、高速炉の基準地震動の加速度レベルを 2 倍にしたものを用いている。その水平と上下方向の最大加速度は各々16 m/s^2、10.67m/s^{2}である。その結果を応答曲線として、水平免震システム（本システムから上下免震機能を取り除いたもの）の応答と併記して図 10 に示している。本免震システムは幅広い固有周期領域で上下地震応答低減効果が得られている。また、高速炉の機器の耐震成立性上クリティカルとなる原子炉容器の応答については、それが有する固有周期近傍（0.10 秒）の応答加速度は水平免震（厚肉積層ゴム）と比較して、およそ 1/2 となっている。この地震応答低減効果によって、60 万 kWe 級タンク型炉の原子炉容器(直径：16 m)の耐震性が向上するだけでなく、100 万 kWe を上回る大型の原子炉容器（19 m）の成立性も見通せるものとなっている [12]。

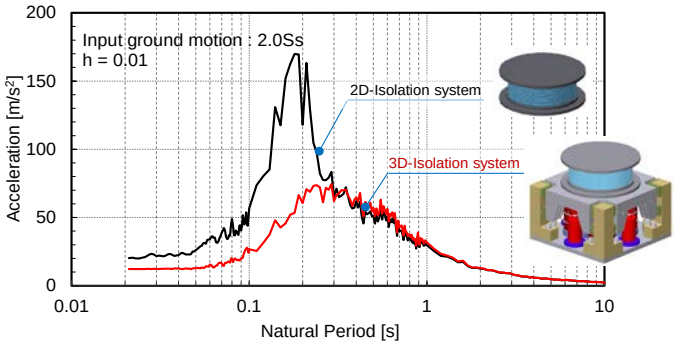


図 10　3 次元免震と水平免震の上下地震応答比較

5. まとめ

本稿では 2017 年から検討を進めているロッキング抑制装置を導入することなく、水平・上下方向の地震応答の低減が可能な 3 次元免震システムの設計コンセプトを概説した。このシステムは機械要素や一般建築で多用されている皿ばねやオイルダンパ等の設計・製造方法を活用したものである。これによって地震応答低減のみならず、それらの安定した力学特性の実現と製作が期待できる。本システムに限ったことではないが、免震システムは建屋の支持機能と地震応答低減機能を担っている。そのため、免震システムの設計裕度がプラントに及ぼす影響は大きい。今後は、本システム特有の破損モードを摘出しながら、設計裕度の考え方を整備していく計画である。

冒頭でも述べたように、耐震設計で要求される地震動レベルは増大傾向にあり、過去に増して厳しい地震条件に対して構造物の安全性を向上させていくことが課題となる。しかし、地震動レベルの増大とともに免震技術も新たなシステムが開発されることによって進化してきた。そして、本システムが将来の地震に対して安全性向上の一助となるように、その実現に向けて努めていきたい。

謝辞

本稿の内容は、経済産業省からの受託研究である「平成 29 年度・平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施された成果である。

参考文献

[1] 内閣府，日本の災害対策, 2015 年
[2] 藤田，他 2 名，積層ゴムによる重量機器の免震支持，日本機械学会論文集，50 巻，454 号，pp. 933-942，1984
[3] Design Recommendations for Seismically Isolated Buildings，Architectural Institute of Japan，2016
[4] 高橋，他 4 名，FBR プラントへの免震構造適用性に関する研究 ：その 1 鉛ゴム支承の実験，日本建築学会学術講演梗概集 B，構造 I, pp. 983-984，1986
[5] T.Inagaki, et al., The present status of DFBR development in Japan, Progress in Nuclear Energy, Vol.32, Issues3–4, pp.281-288, 1998
[6] M.Morishita, et al., Development of three-dimensional seismic isolation systems for fast reactor application, Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, Vol. 4, No. 3, 2004
[7] O. Takahashi, et al., Construction of civil building using three dimensional seismic isolation system, World Conference on Earthquake Engineering, 2008
[8] 富澤，他 5 名，3 次元免震システムを適用した建築物の地震観測記録に関する考察，日本建築学会構造系論文集，第 77 巻，第 679 号, pp.1393-1402，2012
[9] Ying Zhou, et al., Analytical and numerical investigation of quasi-zero stiffness vertical isolation system, ASCE, Vol. 145, Issue 6, 2019
[10] Wenguang Liu, et al., Static test and seismic dynamic response of an innovative 3D seismic isolation system, ASCE, Vol. 144, Issue 12, 2018
[11] 青井，他 4 名，2008 年岩手・宮城内陸地震の地震動の特徴，防災科学技術研究所，主要災害調査 第 43 号，2010
[12] M.Uchita, et al., Seismic evaluation for a large-sized reactor vessel targeting SFRs in Japan, ICAPP 2018, pp.380 - 386, 2018

* Tsuyoshi　Fukasawa[1]
[1]Mitsubishi FBR Systems.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

[1I_PL] 福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況

座長:西山 潤(東工大)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 I会場 (共通講義棟 M棟2F M-23)

[1I_PL01] 福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

*溝上 伸也[1] （1. 東京電力HD）

[1I_PL02] 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

*中野 誠[1] （1. IRID, MHI）

[1I_PL03] 臨界安全の観点から見た課題

*外池 幸太郎[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年春の年会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（1）福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

(1) Features of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Accident and Information on Fuel Debris Obtained from Decommissioning Works

*溝上 伸也[1]
[1]東京電力

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分に発生した東北地方太平洋沖地震とそれにより発生した津波により、定格出力運転中であった東京電力福島第一原子力発電所の 1～3 号機は冷却機能を喪失し、シビアアクシデントに至った。各号機の事故進展はそれぞれ異なるものの、いずれも、スクラムに成功し核分裂反応は停止させることができた。しかしながら、そののち、津波による影響で直流・交流電源喪失が発生し、最終的に冷却機能を喪失し、崩壊熱を冷やしきれなくなり、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。電源喪失は、計測系の機能喪失も伴ったため事故時の情報が限られており、正確な事故進展挙動は現時点でも未解明の事項が残っている。しかしながら、東京電力が廃炉作業の一環として進めている調査は格納容器の内部まで進んできており、事故炉の状況について情報が蓄積されてきている。本報告では、東京電力福島第一原子力発電所の 1～3 号機の事故進展を概観し、炉物理に関するトピックも含め、廃炉時に取り出される燃料デブリについて最新の情報をもとに説明する。

2. 各号機の事故進展

2-1. 1 号機

1 号機は地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を IC を用いて冷却していたところ、地震から約 50 分後に発電所敷地に到達した津波により、直流・交流電源を喪失したため、一時的に弁を閉じて停止させていた IC による冷却を再開することができず、「冷やす」ことができなくなった。そのため、原子炉内の水が蒸発により失われ、燃料が露出して過熱するとともに、水―ジルコニウム反応による化学反応熱ともあいまって燃料が高温化し、3 月 11 日の夜には炉心損傷・炉心溶融するに至った。直流電源を喪失し計測機器も機能喪失していたため、原子炉挙動を知るための圧力・水位等の情報が十分に得られていないが、原子炉圧力は高圧のまま炉心損傷・炉心溶融に至り、炉内が高温になったことに起因する原子炉圧力容器からの気相漏えいが発生し、原子炉圧力が低下するとともに格納容器圧力も増加したものと推定している。

2-2. 2 号機

2 号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を RCIC を用いて冷却していたが、津波による電源喪失の直前の 15 時 39 分に RCIC を再起動させていたため、電源喪失後も「冷やす」機能が約 70 時間維持された。しかしながら、3 月 14 日の午前中には RCIC は原子炉に注水できない状況になり、原子炉内の水が蒸発により失われていくこととなった。ただし、2 号機の場合には燃料が露出する前に原子炉を減圧することができたため、原子炉圧力が低い状態で燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。なお、2 号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ 3 月 14 日夜から 3 月 15 日未明にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から 1km の距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

2-3. 3 号機

3 号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を RCIC を用いて冷却していたが、津波による電源喪失は交流のみであり、直流電源は津波の被害を受けなかった。そのためその後は RCIC および HPCI を制御しながら冷却を継続することができた。しかしながら 3 月 12 日の夜には直流電源が枯渇し、HPCI の制御ができない

状況となったことから、原子炉に水を注入できない状況になり、「冷やす」機能を喪失した。直流電源の枯渇後しばらくは水位を測定できない状況になっていたが、水位計測を再開できた 3 月 13 日未明には水位はすでに低下しており、この時間帯に燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定している。なお、3 号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ 3 月 13 日早朝から朝にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から 1km の距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

3. 各号機の燃料デブリに関する情報

3-1. 1 号機

1 号機は 2020 年 2 月現在において、燃料デブリが存在していると推定されている格納容器ペデスタル内の内部調査を実施することができていない。また、ペデスタル外の調査結果においては、図 1 に示す通り、砂状の物質が約 20cm~1m 程度積もっていることが確認されているが、その組成等についての情報は得られていない。

3-2. 2 号機

2 号機は格納容器ペデスタル内の調査が最も進んだプラントであり、格納容器ペデスタル内の各部について映像情報が取得されており、ペデスタル床部には溶融物が固化したような堆積物や燃料集合体の上部タイプレートが形状を保ったまま落下しているのが見つかっている。また、2019 年 2 月には堆積物の可動性確認試験を実施し、堆積物が固い固形物であること、図 2 のように小石状、塊状の堆積物は容易に摘み上げることができることが確認されている。堆積物は 40~70cm 程度の高さでペデスタル床面全体に拡がっており、原子炉に注水された水が雨のように降り注いでいる状況であるが、堆積物自体は冠水していない。

3-3. 3 号機

3 号機は格納容器内の水位が他プラントと比較して高いため、水中ロボットをペデスタル内で遊泳させることにより状況を確認している。3 号機は 2 号機と比較して損傷状況が大きく、RPV 内構造物である制御棒案内管が複数ペデスタル内に落下していることが確認されている。また、堆積高さも 2m 以上となっており、運転時に炉心に装荷される約 100t のウラン量から推定される体積に比較して、より多くの空間が堆積物により占められている。堆積物は完全に冠水しており、2015 年の調査では気相部の温度は液相部よりも低いことがわかっていることから、熱源はペデスタル内堆積物である可能性が高い。

図 1　1 号機格納容器床の堆積物

図 2　2 号機ペデスタル内堆積物可動性調査

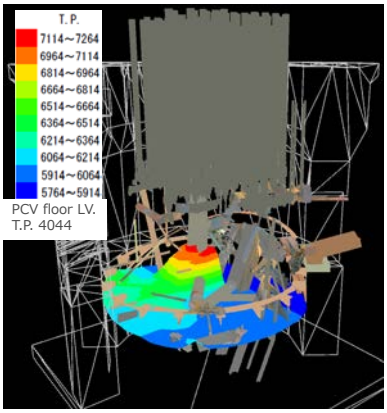


図 3　3 号機ペデスタル内堆積物

*Shinya Mizokami[1]

[1] Tokyo Electric Power Company, Incorporated.

2020年春の年会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（2）燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

(2) Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*中野 誠[1,2]、林　大和[1,3]、森本　裕一[1,4]
[1] IRID、[2]三菱重工、[3]東芝 エネルギーシステムズ、[4]日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F) 1-3 号炉において、燃料デブリは各種測定から未臨界状態にあると考えられるが、IRID では、今後の燃料デブリ取り出し時にも確実に未臨界状態を維持するための臨界管理方法の検討及び必要な技術開発を進めている。本稿では、その状況及び今後検討すべき課題を紹介する。

2. デブリ取り出し時臨界管理に向けた技術開発

2-1. 未臨界状態の維持　1F 1-3 号機の場所ごとの状況推定に基づいて、今後の状態変化に伴う臨界発生シナリオを検討し、リスクが高いと考えられるシナリオごとに臨界管理方法を検討している。図 1 にデブリ取り出し(加工)時の管理の考え方を示す。まず、未臨界状態の維持のため、下記の手段を検討している。

①デブリ加工制約：　1 回の加工で過度の反応度添加が生じないような加工サイズの評価(臨界評価)

②中性子吸収材の適用による未臨界維持。状況に応じて中性子吸収材の使用を想定し、冷却材にホウ酸を添加する場合の必要濃度、使用時の影響、必要な設備の成立性を検討。また、代替技術として、取り出し対象のデブリ周辺に塗布する非溶解性中性子吸収材を考え、候補材の選定、塗布方法の検討、使用時の影響評価を進めている。

2-2. 臨界近接監視(臨界防止)　臨界近接が生じた場合でも、臨界に至る前に作業を停止させる手段として、未臨界度測定と組み合わせた中性子源増倍法による臨界近接監視方法を検討している。未臨界度測定には、炉雑音法(ファインマン-α法)の適用を考え、必要な中性子検出器の仕様を検討するとともに、京都大学臨界集合体（KUCA）において、燃料デブリ模擬体系での未臨界度測定の成立性、測定の不確定さの評価を実施している。

2-3. 臨界終息・影響緩和　上記の対策で臨界を防止するが、万一の臨界の兆候が生じた場合、早期に検知し終息させることで作業員及び外部への影響を緩和する。臨界兆候検知には、2-2 の中性子検出器による監視とともに、PCV 内ガスサプリングシステムの FP ガスモニタを用いる。現状の監視対象である Xe に加え、検知時間短縮のため短半減期核種である Kr の監視を可能とする高度化モニタの開発を行っている。臨界兆候が検知されれば高濃度ホウ酸水の注入による終息を図るが、代表的な臨界シナリオについて挙動評価を行い、事象終息までの作業員・外部の一般公衆への影響(被ばく量)が十分低いことを確認している。

3. 今後の課題

現状の課題は大きく下記のものがあり、今後、取り出し工法の検討の詳細化を踏まえて、技術開発を継続していく。

①段階的取り出し規模拡大への対応

段階的に取り出し規模を拡大していく方針を踏まえ、各段階での状態・制約条件を考慮した管理方法の検討、各段階で得られる情報を反映した管理方法の合理化を検討する。

②各種技術の成立性確認：

デブリ体系での未臨界度測定の成立性確認など、各技術の成立性の確認を継続する。また、臨界管理に必要な機器や取り出し手順への要求と、取り出し設備や現場の制約との整合性を確認し、取り出し作業手順へ組み込んでいく。

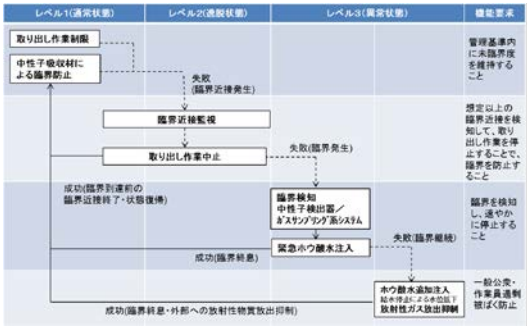


図 1　デブリ取り出し時臨界管理の考え方

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Makoto Nakano[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Yuichi Morimoto[1,4]
[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning　[2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.
[3] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation　[4] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2020年春の年会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（3）臨界安全の観点から見た課題

(3) Important Issues in terms of Criticality Safety

*外池 幸太郎[1]

[1] JAEA

1. 要旨

燃料デブリの組成分布は乱雑と考えられ、この乱雑さが臨界安全評価に与える影響を把握することが肝要である。その影響は、例えば、増倍率の不確かさとして表現できるかもしれない。その上で、不確かさを考慮した臨界安全管理が必要である。

2. 臨界安全管理

2-1. 従来からの方法

従来の臨界安全管理では、対象の核燃料物質の組成は常に把握されていることが前提であり、これに応じて質量や形状等が管理される。これらの量の管理は不確かさを伴うが、様々な核燃料物質（例えば異なる ^{235}U 濃縮度や工程条件のバリエーション）を扱う要求の幅広さが大きな影響を与えることが多い。このため、多くの場合、要求される幅の中で最も増倍率を高くする、核燃料物質組成（例えば ^{235}U 濃縮度の最大値）や最適減速条件（例えば水分量）を想定して、確実に臨界を防止できる質量や形状の制限を課す。このようにして、組成、減速、質量、形状等のプロセス量に対する核的制限値を明確に決定できる。

2-2. 組成が不確かな場合の課題

燃料デブリの組成は不確かである。このような場合、プロセス量に対する核的制限値の設定に工夫が必要となろう。1) 単純な方法は、従来の方法に倣って、あり得る最も保守的な条件を採ることである。^{235}U 濃縮度の最大値、最適減速条件となる水分量等に基づき、中性子毒物濃度や形状の制限値を設ける方法である。しかしながら、他の条件に照らして制限値が現実的でなくなる可能性がある。一方で、2) 組成の平均値等に基づき制限値を設け、組成の不確かさやバラツキの増倍率に対する感度を評価し、その結果に応じて臨界監視を設ける方法も考えられる。

2-3. 監視の位置付けとリスク評価の必要性

臨界事象を検知する監視は既に臨界警報装置として実績があるが、臨界への近接を検知・警報する装置の実用は技術開発課題である。監視を行う場合、どちらのタイプか明確にして性能要件を決める必要がある。

臨界事象のリスクの有無と受容可能性の評価も重要である。十分な遮蔽により線量影響がない、迅速な終息措置が可能等の理由によりリスクが受容可能であれば、臨界監視とあいまって、上記 2) の臨界安全管理方針が最適となる可能性もある。

3. 燃料デブリ取出によるリスク低減

廃炉の技術的な意義は、放射性物質閉じ込めに係るリスク低減と考えられる。燃料デブリ取出しも同様だが、核分裂性物質を含むことが本セッションの本質的な課題である。つまり、臨界安全管理に係るリスク低減も考えなければならない。目標設定の一例として、不確かな状況を確かな状況にすること、が考えられる。確かな状況とは、例えば、様々な組成の燃料デブリに対して管理の要・不要が弁別できていること、及び、管理が必要なものについて監視のような動的な管理に依らないことである。このような観点で、燃料デブリ取出準備や取出時の管理に併せて、取出後の保管に関しても考え方の整理を始めるべきであろう。

---

*Kotaro Tonoike[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[1K_PL] SMR等革新炉の安全と安全規制について

今後の取組

座長:関村 直人(東大)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 K会場 (共通講義棟 S棟2F S-21)

[1K_PL01] 原子力イノベーションの追求

*舟木 健太郎[1] （1. 経産省）

[1K_PL02] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について（事例紹介：NuScale）

*吉田 英爾[1] （1. 日揮）

[1K_PL03] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について（事例紹介：BWRX-300）

*松浦 正義[1] （1. 日立GE）

[1K_PL04] 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

*鈴木 清照[1] （1. 三菱総研）

©日本原子力学会

2020年春の年会

安全部会企画セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について―今後の取組―
Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – Future Initiatives –

(1) 原子力イノベーションの追求
(1) Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]
[1]経済産業省

2018年7月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とともに、「社会的信頼の回復に向け、人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、バックエンド問題の解決に向けた技術開発を進めていく」とされている。これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019年4月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。

本講演では、政府機関における取組みを紹介することにより、安全規制への対応を含め、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

経済産業省は、2019年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を実施し、民間の活力を活かした革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に着手したところである。また、文部科学省、日本原子力研究開発機構と連携し、日本原子力研究開発機構が保有する試験研究施設の供用や、新型炉開発等を通じて蓄積したデータ、知見・経験の共有を通じ、民間の取組を活性化することを目指している。さらに、人材育成や規制との対話に向けた取組みを有機的に連携させることにより、原子力イノベーションの促進を図ることを企図している。

軽水冷却型小型炉を含め革新炉の開発に関する事業成立性に関する調査を進めるにあたっては、i)技術の成熟度、ii)実用化された際の市場性、iii)開発体制の構築、iv）実用化する際の規制対応といった４つの観点を重視しており、次年度以降、支援の重点化を図る観点から適宜絞り込みを行い、技術の熟度やスケジュール等に応じて技術開発計画の具体化・実施を支援することとしている、

その際、規制対応のあり方を検討していくにあたっては、米国において新型炉や先進技術を開発する個別事業者や事業者団体の主導により安全設計の方針や考え方を策定・提示して規制当局との対話を進めてきている取組みや、高温ガス炉やナトリウム冷却高速炉などの新型炉開発において日本原子力研究開発機構が主導して安全要件を策定し、日本原子力学会を通じて有識者のレビュー・助言を得つつ、国際的に提案している先例が重要な参考となる。

---

*Kentaro Funaki [1]
[1]Ministry of Economy, Trade and Industry

2020年春の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – future Initiatives –

（２）海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

（事例紹介：NuScale）

(2) Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*吉田　英爾[1]，小池　大介[2]，Paul Boyadjan[3]

[1]日揮株式会社，[2]株式会社　IHI，NuScale Power, LLC[3]

1. NuScale power plant

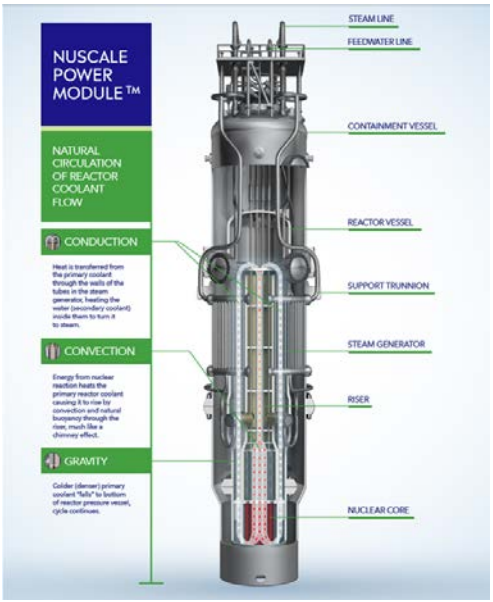
1-1. NuScale power plant current status

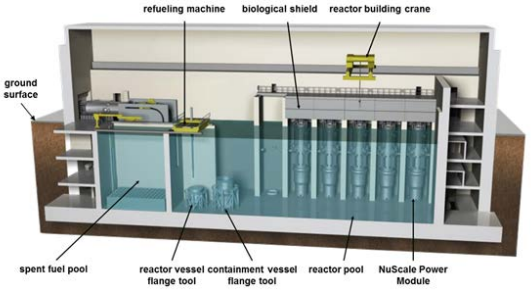
Drawing on 60 years' experience with commercial application of PWR technology, the NuScale SMR is an evolutionary simple and innovative advancement. NuScale SMR design incorporates unique features that reduce complexity, improve safety and resilience, enhance operability, and reduce costs.

To date, licensing of the NuScale design within the U.S. has progressed to completion of Phase 4 of NRC review in Dec. 2019. NuScale is on track to meet the significant milestone of NRC design certification in January 2021.

1-2. NuScale general description

The NPM (NuScale Power Module) is the fundamental building block of NuScale SMR plant. It consists of a reactor core housed with other primary system components in an integral reactor pressure vessel (RPV) surrounded by a steel containment vessel, all of which is partially immersed in a large pool of water that also serves as the ultimate heat sink. As many as 12 NPMs can be co-located in the same pool for scalability. The major NuScale SMR design features and nominal parameters are provided in Figure 1.





Plant Parameter or Feature	Value
NuScale gross electrical output (MWe)	720
NPM gross electrical output (MWe)	60
NPM core thermal output (MWt)	200
Number of fuel assemblies in NPM	37
Fuel assembly lattice	17x17
Effective fuel length (m)	2.00
Average linear heat rate (kW/m)	10.25
Number of control rod assemblies in NPM	16
Design life (years)	60

Figure 1 : Major NuScale power plant design features

*Hideji Yoshida[1] and Daisuke Koike[2]

[1]JGC JAPAN Corporation, [2]IHI Corporation

2. Safety features

The NuScale design is the safest advanced light-water reactor. No other design has demonstrated the fully passive and fail-safe core cooling, assured ultimate heat sink cooling, and unlimited cool-down without operator action, electrical power, or water re-supply. The reactor building is a seismically robust (Seismic Category I) structure capable of withstanding natural and man-made events.

Table 1 : NuScale Defense-in-Depth approach

Defense-in-Depth Level	Conventional LWR	NuScale
1 – Prevent abnormal operation and failures	• ~20 safety-related systems • Historical set of design basis events • Active safety systems that require electrical power • Core damage frequency (CDF) ~$1x10^{-5}$	• Only 8 safety-related systems required for safe operation • Reduction in design basis events due to simplified design • Passive safety systems* • CDF < $1x10^{-7}$*
2 – Control of abnormal operation and detection of failures	• Multiple active systems required to protect critical assets	• Simple, passive systems to protect assets*
3 – Control of accidents within the design basis	• Several design basis events lead to core damage	• No design basis events lead to core damage*
4 – Control of severe accident conditions	• Numerous active systems and operator actions requiring power.	• Passive systems requiring no power or operator action.
5 – Mitigation of consequences of significant radiological releases	• Large early releases • Emergency planning zone = 10 mi	• Small delayed releases* • Emergency planning zone << 10 mi*

*IAEA DiD improvement recommendation (INSAG-12, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants)

2-1. NuScale Defense-in-Depth approach

NuScale's Defense-in-Depth approach is compared to a conventional LWR in Table 1, organized by International Atomic Energy Agency (IAEA) defense-in-depth levels.

2-2. Maximizing Simplicity

The use of innovative and simplifying features in NuScale design has a positive cascading effect on plant safety. Fundamental to NuScale's focus on simplicity is the incorporation of all major reactor coolant systems inside the reactor pressure vessel.

The innovative design of the NuScale ECCS requires no AC or DC electrical power to cope with design basis events. All valves are automatically aligned in their safe positions upon loss of power. By simplifying the reactor design and associated engineered safety features, it is easier to build in safety system diversity, redundancy, and independence. As a result, the plant's response to design basis and beyond design basis accidents (BDBA) is also simpler. The simplified response enables levels of automation not achievable in more complex designs.

Individual NPMs are designed to be independent from each other to the greatest extent possible to simplify and standardize NPM safety and auxiliary systems. NPM independence, from a safety perspective, ensures that upsets in one NPM do not propagate to others.

Table 2 provides a comparison of safety systems and components required to protect the reactor core for the NuScale Power Plant versus a typical PWR plant.

Table 2 : Safety systems and components required to protect the NuScale core in the US

Safety System or Component	Typical PWR	NuScale	Safety System or Component	Typical PWR	NuScale
Reactor Pressure Vessel	✓	✓	Condensate Storage Tank	✓	
Containment Vessel	✓	✓	Auxiliary Feedwater System	✓	
Reactor Coolant System	✓	✓	Emergency Service Water System	✓	
Decay Heat Removal System	✓	✓	Hydrogen Recombiner or Ignition System	✓	
Emergency Core Cooling System	✓	✓	Containment Spray System	✓	
Control Rod Drive System	✓	✓	Reactor Coolant Pumps	✓	
Containment Isolation System	✓	✓	Safety-Related Electrical Distribution System	✓	
Ultimate Heat Sink	✓	✓	Alternative Off-Site Power	✓	
Residual Heat Removal System	✓		Safety-Related Emergency Diesel Generators	✓	
Safety Injection System	✓		Safety-Related Class 1E Battery System	✓	
Refueling Water Storage Tank	✓		ATWS Mitigation System	✓	

2-3. Design basis accident

The NuScale SMR has its origins in the principle that advanced reactors can be made safer – safer to operate, safer for the public, and safer during and after accidents. From the elimination of primary coolant pumps to NuScale innovative passive emergency cooling system, NuScale design maximizes simplicity while providing defense-in-depth through redundancy, diversity, and independence of safety systems. NuScale risk-informed performance-based (RIPB) design leverages risk information in early design stages, simultaneously improving safety and reducing cost.

NuScale SMR design enhances plant safety through its deliberate design choices that eliminate or reduce the likelihood of potential accident initiators. As summarized in Table 3, six of eight traditional design basis accidents applicable to existing PWRs are eliminated or have reduced risks for NuScale NPMs.

Table 3 : Design basis accidents for NuScale

Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	Reduced consequences from lower fuel failure fraction
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	Eliminated with natural circulation of primary coolant
Spectrum of control rod ejections	No change
Steam generator tube rupture	Reduced likelihood from tubes in compression (shell-side primary flow)
Large break LOCA	Eliminated by use of integral primary system configuration
Small break LOCA	Reduced consequences from no fuel heatup
Design basis fuel handling accidents	Reduced source term from half-height fuel assemblies and 15.2 m of water above spent fuel assemblies

2-4. DHRS and ECCS

The NPM are submerged in the reactor pool, which is part of the UHS. Passive heat removal to the UHS using DHRS and ECCS maintains core cooling without pool inventory makeup or operator action (Figure 2).

The decay heat removal system (DHRS) is used when the main steam isolation valves (MSIVs) and feedwater isolation valves (FWIVs) are closed. Once a DHRS passive condenser is in service, a closed natural circulation loop is established transferring core decay heat and sensible heat to the UHS. Emergency core cooling system (ECCS) valves open to establish natural circulation flow of reactor coolant between the reactor pressure vessel and the CNV. The CNV is immersed in the UHS, and transfers heat passively to the UHS.

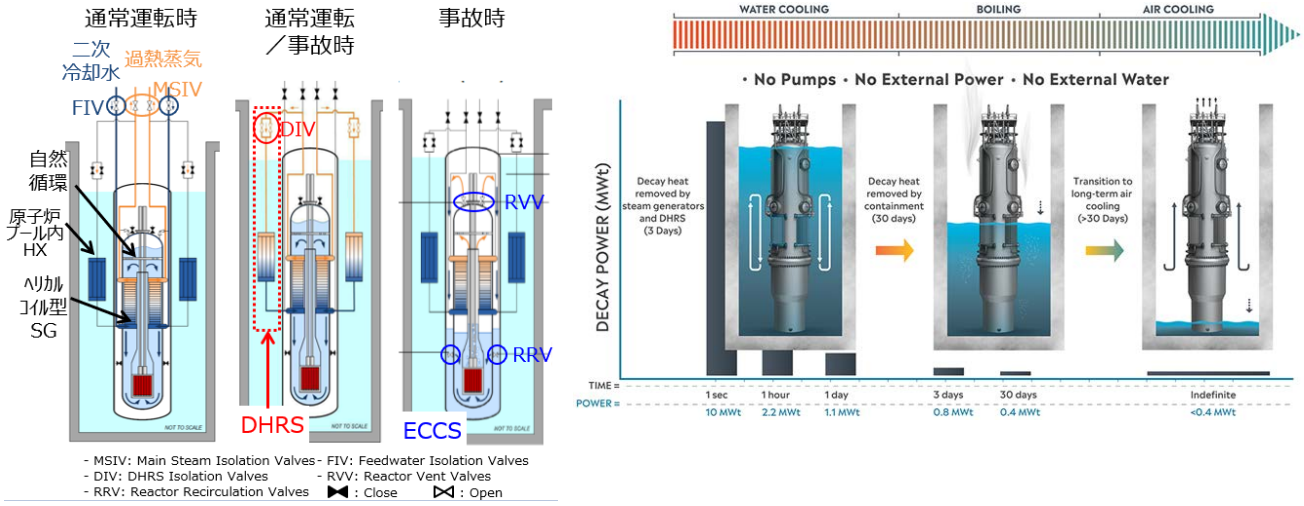


Figure 2 : DHRS and ECCS for NuScale

2-5. EPZ reduction

The NuScale-specific severe accident and source term analyses provide the technical basis for simplifying emergency planning and reducing the size of the NuScale plant emergency planning zone (EPZ) compared to traditional PWRs. Emergency planning is a fundamental part of NuScale defense-in-depth strategy with levels of defense that include accident prevention, accident mitigation, and protective actions. Based on this methodology and criteria as well as source term and radiological dose calculations, NuScale calculates that the EPZ can be reduced from the current 10-mile radius of most U.S. nuclear plants to the site boundary as shown in Figure 3. Reducing the EPZ size to the site boundary is only possible due to the incredible safety offered by NuScale design, which results in substantial reduction of societal risks to the public.

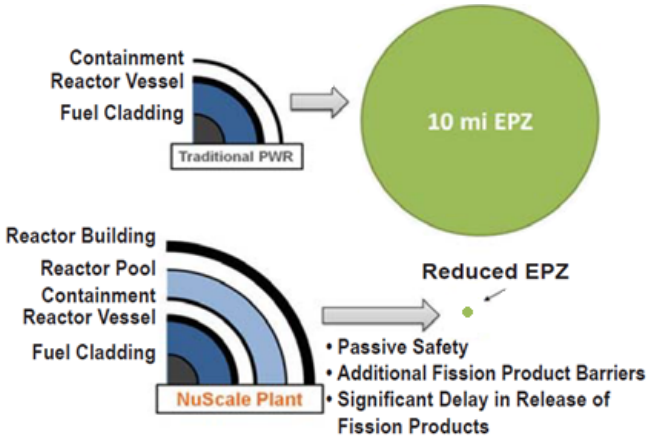


Figure 3 : NuScale EPZ

3. Regulatory Perspective

The NRC regulations include a process by which applicants can propose an alternative to existing requirements, known as exemptions. This process ensures that the alternative approach protects public health and safety. NuScale includes some exemption requests in its design certification application. These exemption requests are necessary to properly address the passive safety approach inherent in NuScale design. The design certification application provides the justification for the safety of each alternative sought by NuScale. The following seventeen (17) exemptions in Table 4 has been applied and approved by NRC.

Table 4 : List of exemptions in the US

No.	Regulation or Regulatory Guide	Description
1	10 CFR 50, Appendix A, GDC 17 & 18	Electric Power Systems
2	10 CFR 50, Appendix A, GDC 19	Control Systems
3	10 CFR 50, Appendix A, GDC 27	Combined Reactivity Control Systems
4	10 CFR 50, Appendix A, GDC 33	Reactor Coolant Makeup
5	10 CFR 50, Appendix A, GDC 40	Testing of Containment Heat Removal System
6	10 CFR 50, Appendix A, GDC 52	Containment Leakage Rate Testing
7	10 CFR 50, Appendix A, GDC 55, 56, &57	Containment Isolation
8	10 CFR 50.34(f)(2)(viii)	Post-Accident Sampling
9	10 CFR 50.34(f)(2)(xx)	Power Supplies for Pressurizer Relief Valves, Block
10	10 CFR 50.34(f)(2)(xiii)	Pressurizer Heater Power Supplies
11	10 CFR 50.34(f)(2)(xiv)(E)	Containment Evacuation System Isolation
12	10 CFR 50.46a and 10 CFR 50.34(f)(2)(vi)	Reactor Coolant System Venting
13	10 CFR 50.44	Combustible Gas Control
14	10 CFR 50.46	Fuel Rod Cladding Material
15	10 CFR 50, Appendix K	Emergency Core Cooling System Evaluation Model
16	10 CFR 50.54(m)	Control Room Staffing
17	10 CFR 50.62(c)(1)	Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram

4. Summary

This paper introduced the features and passive safety of NuScale SMR, and the initiatives of regulatory and applicant in safety review for design certification of NuScale SMR in the United States.

The current Japanese new safety regulations are intended for restarting existing NPPs and are not intended for application to innovative reactors such as NuScale SMR. In addition, it is hardly reasonable to mechanically apply various SA measures newly introduced in the new safety regulations to innovative reactors such as SMR. If they do it, it is expected that the inherent benefits for the innovative reactors will be significantly impaired. In other words, new safety requirements and safety standards different from existing light water reactors should be considered and established for innovative reactors such as SMR. It should be understood that the US approach, that the applicant proposes alternatives to existing regulatory requirements that do not match the SMR and discusses with regulatory body, also illustrates one approach to such an attempt.

In other words, when considering safety requirements and safety standards suitable for an innovative reactor, the US approach is helpful, but need not be limited to it, and should be approached from a broader perspective and viewpoint. It is necessary to aim for the establishment of safety requirements and safety standards that higher safety can be achieved more rationally. Toward such a large goal, we would like to propose that gathering wisdom from industry, government and academia, a serious discussion on “What should be the safety requirements and safety standards for innovative reactors such as SMR?” should be started aggressively and quickly, first of all. We would also like to request sincerely that a new regulatory framework be applied to innovative reactors such as SMR are created based on the results of such discussions, and conclude this presentation.

2020年春の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について―今後の取組―
Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure - Future Initiatives -

（3）海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

（事例紹介：BWRX-300）

(3) The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*松浦 正義[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

安定電源でかつ CO2 は発生させない原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには，資本費を低減するとともに，ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し，資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており，日立 GE ニュークリア・エナジー （株）（日立 GE）は，米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し，高度な安全性を維持した上で経済性を向上した次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. プラント基本概念

BWRX-300 の主要仕様を表 1 に，概念図を図 1 に示す。BWRX-300 は電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は，原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送る，シンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では，さらなる簡素化を追求し，原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め，原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を採用した。この結果，安全性を高めつつ非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに，原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化し，出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は，機器点数削減による信頼性の向上や廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。原子炉系のほとんどの機器に実績のある技術を採用することで，開発リスク及び許認可リスクを最小化し，早期の市場投入を狙う。主要な開発項目は原子炉一次冷却材圧力バウンダリの高信頼化技術である。

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2250/kW

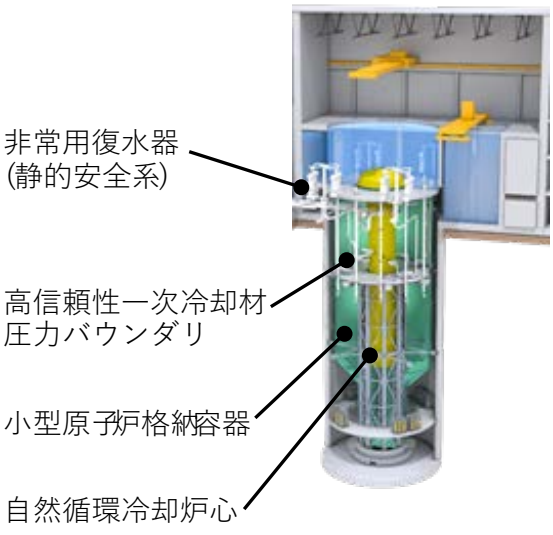


図 1　BWRX-300 の概念図

2-2. 安全設計の特徴

BWRX-300 の安全設計においては，IAEA の深層防護設計の考え方 (Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016) に基づいて，各 DL（Defense Level）毎に必要な系統・機器を設置している。各 DL の対応は図 2 及び以下に示す通りであり，選定した機器・システムの有効性は図 3 に示す包括的な安全評価 Framework に沿って評価される。

DL 1：異常発生の防止（反応度制御，燃料冷却，長期除熱等の主要な FSF（Fundamental Safey Functions））
DL 2：発生した異常の進展防止 （常用系 Safety Class 2/3 システム・機器）
DL 3：DL 2/4 と独立した Safety Class 1 システムによる設計基準事故の緩和・収束（非常用復水器（ICS, Isolation Condenser System）による原子炉冷却と除熱）
DL 4a：炉心損傷の防止（DL 3 とは独立した ICS 作動系の設置）
DL 4b：炉心損傷の緩和（静的格納容器冷却系（PCCS）の設置等）

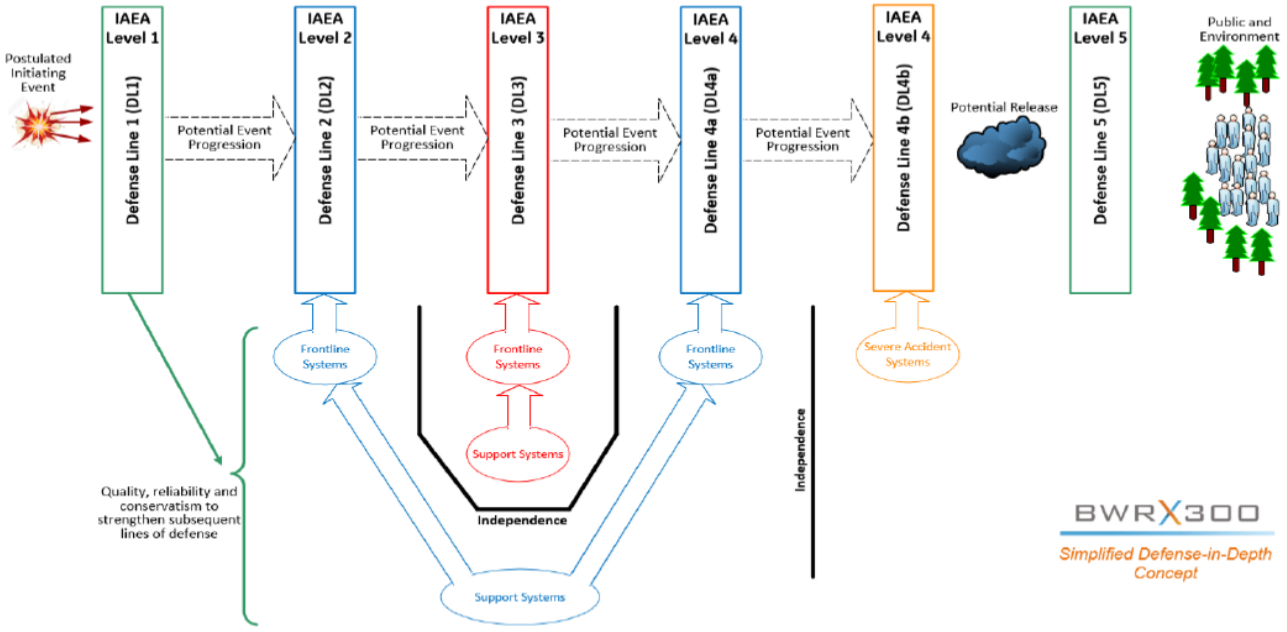


図 2　IAEA Safety Levels への対応

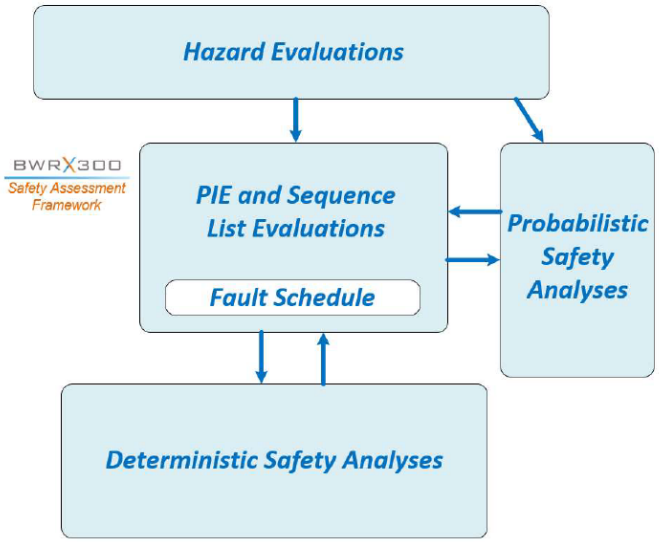


図 3　安全評価の枠組み

DL 3/4 を構成する ICS（Isolation Condenser System）は ESBWR（Economic Simplified BWR）でも採用されている。米国規制局の設計認証（Design Certification）で認可済みの，動的な機器を必要としない静的な安全系システムで，1 系統当り 33MW の除熱量を持つ。BWRX-300 では，これを 3 系統 設置することで，通常の過渡変化や ATWS（Anticipated Trasient without SCRAM: スクラム失敗事象）時の原子炉圧力上昇を抑制している。また，DL 3 としての起動制御系・弁・駆動電源と，DL 4 としての起動制御系・弁・駆動電源を独立して設置することで，万が一 DL 3 の設備として事象を緩和できなかった場合でも，DL 4 として作動することで炉心冷却と原子炉の過圧防護を可能としている。ICS を介して崩壊熱が伝達される ICS プールは，事象発生後 7 日間，水補給が不要である。

PCCS は，格納容器に蓄積した崩壊熱を，格納容器内に設置したヒートパイプを通じて格納容器上部の水プールに放出する設備であり，ICS と同じく動的な機器を必要としない静的なシステムである。

今後，安全性や社会的受容性の観点での新たなメリットも検討する予定である。一例として，出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ，静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして，EPZ（Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域）縮小についても検討する計画である。

2-3. 今後の予定

今後，2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査，実証試験，サイト選定を進め，2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また並行して，国内，欧米諸国のプロジェクトに参画し，BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

---

* Masayoshi Matsuura[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2020年春の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ー今後の取組ー

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure - Future Initiatives -

（4）小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

(4) Regulatory Trends on SMRs in other countries

*鈴木 清照[1]

[1]三菱総合研究所

1. はじめに

近年、原子力導入国を中心に、小型モジュール炉（Small Modular Reactor。以下、「SMR」という。）を含む先進炉の開発が加速しており、現状 50 以上の SMR が開発中であるとされている。SMR はその名の通り、核分裂を起こす炉心やタービンに蒸気を送るシステムなどを、小型の発電モジュールに一体で納めたものであり、1 モジュールあたりの電気出力は 5 万 kW、モジュールの高さは 20～30 メートル程度のものが多い。その開発目的は、開発国や企業によっても様々であるが、太陽光や風などの強さに左右される再生可能エネルギーの出力変動に対する調整電源や、電力供給網が未発達の地域の電源として、分散配置する使い方が念頭に置かれているだけなく、海水脱塩や、産業熱利用等のアプリケーションの他、既存の石炭火力発電の置き換え等の用途も検討されている。

このような SMR については、従来炉にはない多くの特徴を有しており、主に大型軽水炉を想定した現行規制の枠組みをそのままでは適用できない、もしくは適用することが効率的でない場合もあり、各国の規制機関では SMR 等の先進炉に関する安全規制についての議論が活発に行われている。

本稿では、先進炉の中でも特に SMR を取り上げ、その特徴を概観するとともに、SMR に関する諸外国における規制動向を整理し、将来の我が国における先進炉等に関する安全評価や安全規制に関する共通課題の抽出、その課題解決等に関して、示唆を与えることを目的とする。

2. 小型モジュール炉の概要

2-1. 小型モジュール炉の特徴

SMR の代表的な特徴として、一般的に以下が挙げられる。

- 電気出力 300MW 以下
- 電力需要に応じて、モジュール数で出力を変更可能
- モジュールは工場で製造し、設置サイトまでトラックで輸送可能
- 現地で組み上げることで、工期の短縮、初期コストの抑制が可能
- 出力が小さく、冷却機能喪失時に、自然冷却による炉心冷却が可能

開発が進められている SMR としては、既存の軽水炉技術を活用した軽水炉タイプの他、高温ガス冷却炉、液体金属高速炉、溶融塩炉等様々であり、上記の一般的な特徴の他、炉型に応じた固有の特徴を有している。

また、特に SMR の安全規制に関する特徴としては、以下が挙げられる。

- 施設の大きさ：小さな炉心出力（小さな崩壊熱、高い安定性等）、小さなプラント設置面積、等
- 新しい技術の採用：受動的冷却系（自然循環冷却、重力駆動）、一体設計、特有の燃料設計、等
- モジュール設計：シンプルな設計、隣接モジュールによる影響、複数モジュールの同時監視、等
- 輸送・設置：地下・洋上・水中等の様々な設置場所、モジュールの輸送・燃料交換、等

2-2. 小型モジュール炉の開発状況

SMR は、世界的には、特に原子力導入国を中心に、脱炭素に向けたエネルギー供給手法の打ち手として注目されており、米国、カナダ、英国、ロシア、中国等を中心に開発競争が加速しているとともに、中東や東南アジア等では導入検討が行われている。ロシア、中国では国が主導して開発を進めており、ロシアでは海上浮揚式の SMR が電力供給を開始し、中国では高温ガス炉タイプの SMR 実証炉の建設が進められている。一方で、強力な政府の支援等を背景に、産業界を中心に開発が進められているのが、米国、カナダ、英国等であり、特に米国においては、NuScale Power 社が SMR として初の設計認証（DC）申請を米原子力規制委員会（NRC）に提出し、その承認が 2020 年 9 月に見込まれているなど、開発競争では一歩リードしている。

3. 小型モジュール炉の規制・許認可について

3-1. 小型モジュール炉の規制に関する国際的な動き

各国で開発が進められている SMR であるが、従来炉にはない特徴を有していることもあり、その安全規制や、許認可対応においては、国際的にも様々に議論がなされている。国際原子力機関（IAEA）においては、開発国の規制当局を中心に、各国の SMR 規制に関する知見と経験を共有することを目的に、2015 年に SMR Regulator's Forum を結成し、Pilot Project を立ち上げ、SMR の規制上の課題の特定・理解に努めている。また、2018 年には、元 NRC 委員長の Meserve 氏が、IAEA の天野事務局長（当時）に対してレターを送付し、SMR 等の先進炉の規制のあり方を提言するなど、SMR 等の新しい技術に関する安全規制について、積極的な議論がなされている。これらの議論において、基本的には従来の規制枠組みを大きく変更することは不要であるとする一方で、従来炉より安全性が高いとされる SMR の特徴を踏まえた合理的な規制を望む声が見られている。

3-2. 諸外国における小型モジュール炉の許認可状況

本項では、SMR の許認可活動が積極的に進められており、適切な情報公開等がなされている、米国とカナダを対象に、現状の SMR に関する許認可状況を概観する。

米国においては、上述したように、NuScale Power 社が 2016 年 12 月に DC 申請を行っており、2020 年 9 月頃の承認が見込まれている。また、テネシー渓谷開発公社（TVA）により、クリンチリバーサイトを想定した早期サイト許可（ESP）申請が 2016 年 5 月に申請されており、2019 年 12 月に発行が承認されている。その他、複数の開発ベンダーが、規制当局と申請前の許認可活動を進めており、規制当局と開発事業者、もしくは将来の運転事業者とのコミュニケーションを図りながら、許認可活動を進めている。

カナダについても同様であり、ベンダー設計認証（VDR）と呼ばれる取り組みを中心に、Terrestrial Energy 社等の複数の開発企業が規制当局との対話を進めており、正式な許認可活動の前に許認可上の大きなリスクの有無等について認識を合わせたうえで、対応が進められている。

4. 小型モジュール炉の安全規制について

以下では、特に米国における SMR の安全規制に関して、規制枠組みの構築プロセスを整理する他、SMR の安全規制におけるトピックを 3 つ取り上げ、概観する。

4-1. SMR における規制枠組みの議論プロセス

米国においては、2008 年頃、産業界から先進炉に関する許認可申請提出の意向が示されたことを受け、2010 年頃に、NRC により、早期に解決すべき規制課題が整理された。以降、例えば、SMR における緊急時計画区域（EPZ：Emergency Planning Zone）の設定に関しては、2013 年には産業界を代表して NEI が White Paper を作成し、規制当局とのやり取りを経て、2017 年には NRC が規制基盤案を策定しており、2020 年には規則案が発行される見通しである。このように、産業界の開発の動きと連動する形で、規制枠組みの整備が進められており、産業界の動きから大きく遅れることなく、規制枠組みの構築が行われていることがわかる。

4-2. SMR の安全規制事例

4-2-1. EPZ の縮小

TVA により提出された ESP において、半径 10 マイルの EPZ を必要とする現行の NRC 規則の適用免除を申請しており、この上で、(a)サイト境界内、(b)半径 2 マイル、の 2 ケースの EPZ を提案している。これは、現行の EPZ の設定に関する考え方を踏襲しつつ、PRA を適用した手法により、SMR の特徴に基づく EPZ の縮小の妥当性を説明した結果であり、NRC としても、このアプローチは有効としている。現状は、このアプローチを規則に取り込むための議論を継続している。

4-2-2. 安全系の電源の取り扱い

NuScale Power 社が、DC 申請とは別に、2017 年に提出した Topical Report において、同社が開発している SMR においては、安全系に相当する電源（Class 1E 電源）が不要としており、これが NRC に承認された。これは、電源に依存する安全系設備を有していないのであれば、Class 1E 電源も不要との NuScale Power 社の主張が認められたものであり、SMR の安全性、設計のシンプルさを示す一つの事例といえる。

4-2-3. ソースタームの評価手法

SMR のソースタームに関する議論については、すでに DC を申請している NuScale Power 社等と規制当局との対話を通じて議論が継続されている。基本的には、ソースタームの評価に関して、現行の規制基準の変更は不要との方向性で議論されており、現行の規制基準の考え方を踏襲することとなる。ただし、現行の規制基準を採用すると過度に保守的な評価となるため、SMR の有する特徴である、低出力や、閉じ込め性能、限定的な放出経路等を考慮する Mechanistic Source Term を適用することで、より適切に評価を行う方向で議論が進められている。

5. まとめ

本稿では、SMR の開発が世界で進められている状況を整理するとともに、特に従来炉とは異なる特徴を有する SMR に関する許認可対応状況や、その中で議論されている安全規制に関する特徴的な事例について概観した。特に、米国における SMR の安全規制については、産業界からの許認可申請の意向表明を契機とし、規制当局と産業界でコミュニケーションを図りながらルールの策定に取り組み、既存の規制要求の変更は不要とする方向性で議論を継続している。このような議論の中で、SMR の安全性の高さ等の特徴を踏まえ、最新の知見やツールも活用した新たな手法を模索しつつ、産業界と規制当局が一体となり、双方にとって合理的な規制枠組みを目指していることを示した。

*Kiyoteru Suzuki[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[1L_PL] 核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

座長:中島 徳嘉(核融合研)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 L会場 (共通講義棟 S棟2F S-22)

[1L_PL01] 原型炉開発の概要と炉設計の課題

*坂本 宜照[1] （1. QST）

[1L_PL02] 炉内機器設計に向けた研究開発と課題

*谷川 博康[1] （1. QST）

[1L_PL03] 遠隔保守の概念と開発課題

*菊地 浩一[1] （1. MHI）

[1L_PL04] トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

*岩井 保則[1] （1. QST）

[1L_PL05] 総合討論

©日本原子力学会

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（1）原型炉開発の概要と炉設計の課題

(1) Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*坂本　宜照[1]、原型炉設計合同特別チーム
[1]量子科学技術研究開発研究機構

1. はじめに

原型炉研究開発ロードマップが文部科学省科学技術・学術審議会核融合科学技術委員会により策定され、夢のエネルギー源である核融合原型炉の実現に向けた機運が高まっている。本格的な核融合燃焼プラズマ実現を目指す ITER の建設が着実に進展するとともに、次段階として発電実証を目指す原型炉の技術基盤構築に向けた産学官の体制が整備された。本講演では、日本の原型炉開発の概要と核融合科学技術委員会の要請により設置されたオールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームが実施中の原型炉の概念設計の現状と課題について述べる。

2. 原型炉研究開発ロードマップ

日本の原型炉の研究開発は段階的アプローチで進められ､現在は ITER を中核装置とする第三段階にある。原型炉研究開発ロードマップでは、ITER でのエネルギー増倍率 10 程度以上のプラズマ長時間燃焼の達成が想定される 2035 年頃に原型炉を中核装置とする第四段階への移行判断を行う。それまでに、BA 活動の一部である JT-60SA による研究開発、核融合中性子源建設による照射試験、原型炉概念設計・工学設計、実規模技術開発、ブランケット開発等を並行して進め、2020 年頃に第 1 回中間 C&R 及び 2025 年頃から数年以内に第 2 回中間 C&R を実施し、達成目標の進捗状況を確認する。

3. 原型炉概念設計の現状

2015 年 6 月に発足した原型炉設計合同特別チーム（2020 年 2 月現在、総勢 102 名）により検討を進めている原型炉は、核融合出力 1.5GW、主半径 8.5m のトカマク型磁場閉じ込め装置である（図 1）。21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目指すため、ITER 技術基盤や JT-60SA プラズマ物理基盤に基づいた設計検討を進めている。これまでの検討により炉本体、発電系、ホットセル、周辺設備等の原型炉プラント全体像を明確にし（図 2）、核融合科学技術委員会の提示した原型炉の目標（数十万キロワット電気出力、実用に供し得る稼働率、燃料の自己充足性）を満足する原型炉概念の基本設計を完了した。

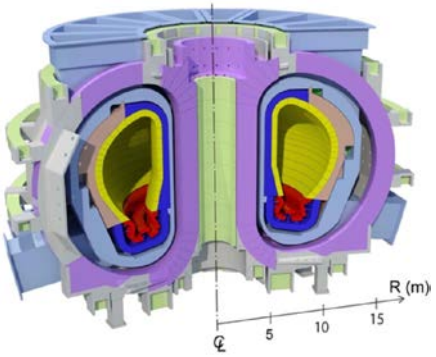


図 1　核融合原型炉の炉本体

図 2　核融合原型炉プラントの全体像

4. 炉設計に係わる課題

原型炉概念の基本設計の実現性を高めるため、加速が必要な炉設計課題として高強度低温鋼開発、DT 混合ペレット製造技術、MeV 級定常 NBI 高効率化、トリチウムインベントリー評価、第一壁保護リミター設計、炉内構造物の設計技術、炉心プラズマ設計等が整理された。

*Yoshiteru Sakamoto and the Joint Special Design Team for fusion DEMO
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（2）炉内機器設計に向けた研究開発と課題

(2) R&D of in-vessel component design and its technical issues

*谷川　博康
量子科学技術研究開発機構

1. 概要

代表的な核融合炉内機器として増殖ブランケット、ダイバータ、およびリミターが挙げられる。磁場閉じ込め DT 核融合炉においてはいずれの機器も、強磁場下においてプラズマからの熱輻射、粒子束流入、および核融合中性子照射を受ける複合極限環境下で使用されることになる。よって、その機能および健全性を想定機器寿命の間保証するためには様々な技術課題を解決する必要がある。本発表では、特に増殖ブランケット開発の現状と課題について報告する。

2. 増殖ブランケットの研究開発

2-1. 研究開発の現状

増殖ブランケットに求められる機能は、中性子遮蔽、燃料（トリチウム：T）増殖、およびエネルギー取り出しの３機能である。日本の増殖ブランケットは、水冷却・セラミック増殖材方式を主案として検討が進められ、トリチウム増殖比（TBR）を 1.05 以上保証することは DT 核融合炉においては必須の要求であることから、熱輸送と TBR を成立させることを第一義に設計検討がすすめられてきた。さらに内圧・熱応力負荷に耐え、且つ事故時の耐圧性を有する構造として円筒型およびハニカムリブ筐体型の２案が検討されている。これらの設計の基盤技術として、構造材料（低放射化フェライト鋼）、機能材料（$Be_{12}V$、$LiTiO_3$ /Li_2ZrO_3ペブル）の開発・評価がすすんでいる。

2-2. 原型炉にむけた技術課題

原型炉にむけた増殖ブランケット開発における最大の課題は、未体験の極限環境下における圧力容器の構造健全性と TBR 確保を両立させなければならない点にある。すなわち、不確定要素が多い場合に耐熱耐圧性能を確保するには厚肉構造にすることで構造強度を大きめにとることが解になりえるが、TBR 確保にはブランケット構造は合理的な範囲で限りなく薄肉構造にすることが要求される。一方、プラズマ対向面側（第一壁側）は核融合中性子の重照射を受けることから、構造材の機械特性劣化が不可避である。加えて、構造材の照射後特性は、はじき出し損傷による特性劣化に加えて核融合中性子照射特有の効果（核変換生成 He, H の影響）が顕著になる条件があると予想されているが、その定量的評価は核融合中性子源による照射実験をまたなければならない。このような制限の下、最大 10T の強磁場下で強磁性体であるフェライト鋼を構造材として使うがゆえに発生するマックスウェル力、ディスラプション時に発生するローレンツ力も考慮した上で一定の寿命の間構造健全性を確保できることを、炉内に 1000 機強配置されるブランケットモジュールに対して保証することが出来て、初めて稼働率の見通しを得ることができる。

この増殖ブランケットの実環境試験として ITER Test Blanket Module（TBM）試験が行われる計画であるが、原型炉環境と比べると照射量も小さく、電磁力も相対的に弱い位置で試験されるため、原型炉条件での構造健全性に確証を得るには依然として不確定性が残る。

これらの多くの不確定性を考慮するには、決定論的設計法によるアプローチでは限界があることから、確率論的アプローチが不可欠であると考えられる。

*Hiroyasu Tanigawa
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（3）遠隔保守の概念と開発課題

(3) Concept of remote maintenance and R&D issues

*菊地 浩一[1]
[1]三菱重工

1. 概要

核融合原型炉における遠隔保守の概念は、炉の稼働率のみならず、ブランケットセグメントの支持方法、配管構造、導体シェル構造などの炉構造に大きく影響するため、これらと整合を取りつつ開発していく必要がある。本件では、核融合原型炉の遠隔保守の概念と開発課題についての現状を報告する。

2. 遠隔保守の概念

2-1. ブランケット遠隔保守の概念

ブランケットは上部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を踏まえ 1 セクター当たり内側 2 分割、外側 3 分割としている。保守時には、上部ポート上方に収納フレーム、昇降機構、エンドエフェクタ等の遠隔保守用装置を設置して交換作業を実施する。交換手順は、冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（外側センター部～外側サイド部～内側の順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 1 に示す。

2-2. ダイバータ遠隔保守の概念

ダイバータは下部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を考え 1 セクター当たり 3 分割としている。保守時には、下部ポートに遠隔操作となる保守セル、ラジアルムーバ、牽引車等を設置して、交換作業を実施する。交換手順は冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（センター～サイドの順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 2 に示す。

2-3. 遠隔保守に要する時間と稼働率

上記の遠隔保守概念に基づき、遠隔保守に要する時間を評価した。その結果、ブランケットについては約 60 日／ポート、ダイバータについては約 30 日／ポートとなった。交換頻度をブランケットは 3 年、ダイバータは 1 年、キャスク 2 台での並行作業を想定すると、稼働率は 52%と試算される。

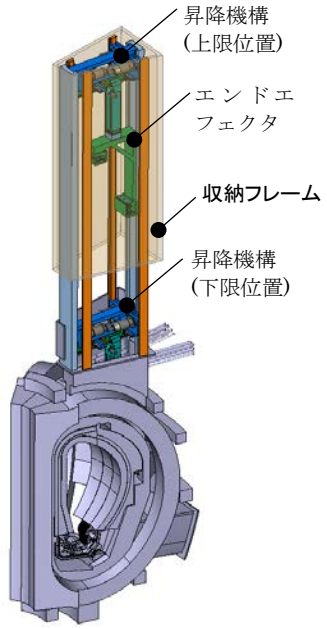


図 1　ブランケット遠隔保守機器の概念

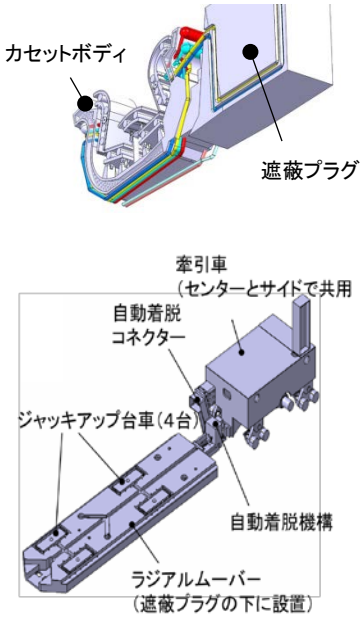


図 2　ダイバータ（センター）遠隔保守機器の概念

2-4. 開発課題

上記検討から遠隔保守を実現するに当たり必要と考えられる開発課題を整理した。

*Kouichi Kikuchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

2020年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

(4) Concept of fuel cycle system and R&D issues

*岩井　保則
量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合原型炉（核融合出力約 1.5GW）では、燃料はガスパフ、ペレット注入、中性粒子ビーム入射加熱(NBI)により注入することを想定している。炉内における燃料の燃焼率はおよそ 1.7%と評価されており、未燃焼ガスのリサイクル利用を目的に施設内で閉じた重水素-トリチウムの燃料サイクルを原型炉施設内に設けることが必要となる。現在、南フランスで建設が進む ITER においても同様の燃料サイクルが設けられるが、原型炉の燃料サイクルは原型炉の運転上の特徴を踏まえてシステムの設計思想が ITER の燃料システムと異なることに留意を要する。原型炉の運転は定常性が増すことが想定され、実験要素の高い ITER によるプラズマ実験の要求に基づく燃料供給に関する高いフレキシビリティ要求は原型炉では緩和される。対して、ブランケットトリチウム増殖の本格化に対する対応が原型炉においては必要となることが ITER 燃料サイクルと比べた大きな違いとなる。安全規制要求を踏まえて異常発生時を含めてトリチウムを施設内に閉じ込めることが安全上の重要課題となるため、原型炉施設内でトリチウムについては施設内で閉じた循環を構築する必要が生じる。原型炉におけるトリチウム安全性を考慮し、燃料サイクルの設計段階においてトリチウムインベントリーは低減を図る必要がある。燃料サイクルにおけるトリチウムインベントリーはその大半がトリチウムの製氷化を要するペレット注入系と深冷蒸留法を適用する水素同位体分離系に存在することが見込まれる。特に後者のトリチウムインベントリーの低減には水素同位体分離要求の緩和を要する。不純物のみを取り除き、水素同位体分離系で D と T を分離することなく、D-T 混合燃料を再度注入する「ダイレクトリサイクル」と呼ばれる方法は水素同位体分離要求の緩和に有効であるが、D-T 混合燃料内に混入する軽水素がプラズマの許容限度を超過する場合は完全な「ダイレクトリサイクル」は成立せず、軽水素の除去を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。またブランケットで生産されたトリチウムの迅速な回収を目的にブランケットトリチウム回収ライン内に軽水素を添加することが提起されている。軽水素で希釈されたトリチウムはトリチウムの回収を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。原型炉の特徴であるブランケットトリチウム増殖の本格化に対しては水素同位体分離系による新たな同位体分離要求が加わることで、燃料システム全体のトリチウムインベントリーの低減には限界が予想される。また不純物である軽水素を環境に放出する場合における同伴トリチウム放出の抑制が通常運転時のトリチウムの環境放出の主因となることを踏まえ、燃料システムとしてトリチウムの環境放出を抑制する技術的対策を講じることも合わせて必要となる。

2.　燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

・燃料成分である重水素・トリチウムの貯蔵。
・トリチウムの崩壊により生じるヘリウム 3 の除去。
・重水素、トリチウムおよび混合燃料の供給。
・トリチウムインベントリーの測定および評価。
・トリチウム処理システムへのプラズマ排ガスの移送。
・プラズマ排ガスの処理。（プラズマ対向機器からのトリチウム回収中に生じるトリチウムガス流の処理。不

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)
・施設内で発生するトリチウム水の処理とトリチウムの回収。
・ブランケットで生成されたトリチウムの回収と燃料純度への精製。
・通常時、メンテナンス実施時、異常発生時の雰囲気中トリチウムの除去と環境へ放出するガスの浄化。
燃料サイクルの設計はトリチウムシステムの機能要件、燃料サイクルの複雑さ、およびトリチウム除去の安全上の重要度を考慮すると、原型炉の設計および建設における主要タスクの1つにあげられる。ITERにおけるトリチウム関連の許認可の経験は、ITERの実験炉としての特殊性があるものの原型炉以降の核融合施設の参考となるものであるとの考えに基づき、日本がトリチウム関連の許認可と密接に関連するトリチウム除去系の調達をITER機構と共同で担うことで経験を蓄積している。

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成
原型炉の燃料サイクルの機器構成を図1に示す。燃料ループは、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ(不純物処理・同位体分離・貯蔵系・水処理系)とブランケットトリチウム回収ループに大別される。
1) プラズマ排ガス処理系(TEP: Tokamak Exhaust Processing System):クライオポンプにて回収されたオフガス、計測機器から生じるガス、第一壁のコンディショニングにより生じるガスなどは、パラジウム拡散器と反応器を組み合わせたTEPにて処理する。TEPにおいては、先ず水素同位体の選択的透過性を有するパラジウム拡散器を用いて、水素同位体と水素同位体を含まない不純物に分ける。不純物の化学構造においては炭化水素ガスのように分子内に水素を含むものがあるため、それらは化学処理により水素同位体ガスと水素同位体を含まない化学構造のガスに反応器も用いて分解し、水素同位体ガスは水素同位体分離系に送り、水素同位体を含まないガスは後述のADSを経由させて環境に放出する。
2) 水素同位体分離系(ISS: Isotope Separation System):不純物ガスである軽水素を除去し、重水素とトリチウムを燃料純度にまで濃縮する。水素同位体を連続的に効率よく分離する必要性から深冷蒸留法の適用を想定している。深冷蒸留法では水素同位体を液化するため、水素同位体インベントリー、特にトリチウムインベントリーが大きくなる欠点がある。またNBI用の純Dの製造に原理的な困難度があることに留意が必要である。
3) 貯蔵・供給系 (SDS:Tritium Storage and Delivery System):重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。
4) トリチウム除去系 (ADS:Atmosphere Detritiation System):トリチウムを雰囲気ガスから取り除く目的で設置する。トリチウムを触媒酸化する反応器と生成したトリチウム水蒸気を回収する装置を組み合わせる。閉じ込め障壁毎に、真空容器のメンテナンス時に固相から回収されるトリチウムの除去などは通常時トリチウム除去システム(Normal Detritiation System;N-DS)、その他グローブボックストリチウム除去システム(Glove Box Detritiation System;GB-DS)や異常時トリチウム除去システム(Standby Detritiation System;SB-DS)などが設けられる。
5) トリチウム水処理系 (WDS:Water Detritiation System):施設で生じるトリチウム水のうち高濃度のトリチウム水を高度濃縮した後、トリチウムガスに変換しISSへ送る役割を担う。WDSには液相化学交換塔と電解槽を組み合させたシステムの適用が想定される。原型炉におけるトリチウム水の処理要求流量が多い場合は上記システムの上流に水蒸留塔を組み合わせるなどの措置が必要となる。

燃料サイクルは上記の複数のプロセスコンポーネントで構成され、原型炉自体が多様な運転モードを有するため、インターフェースの構成管理と制御の複雑さが燃料サイクル構築上の課題となる。施設内ガスの環境放出における検討課題としては、ADSを経由しない燃料サイクルからの軽水素放出に同伴するトリチウムの抑制がある。システム設計上、不純物としての軽水素の挙動が重要と認識しており、このための知見の集約が求められる。軽水素放出に同伴するトリチウムの抑制に対する一案はISSとWDSの一体運用であり、ISS

内で最も大きな塔である H 濃縮塔の負荷を低減しつつ、WDS で放出する軽水素中のトリチウムを確実に抑制することが期待できる。

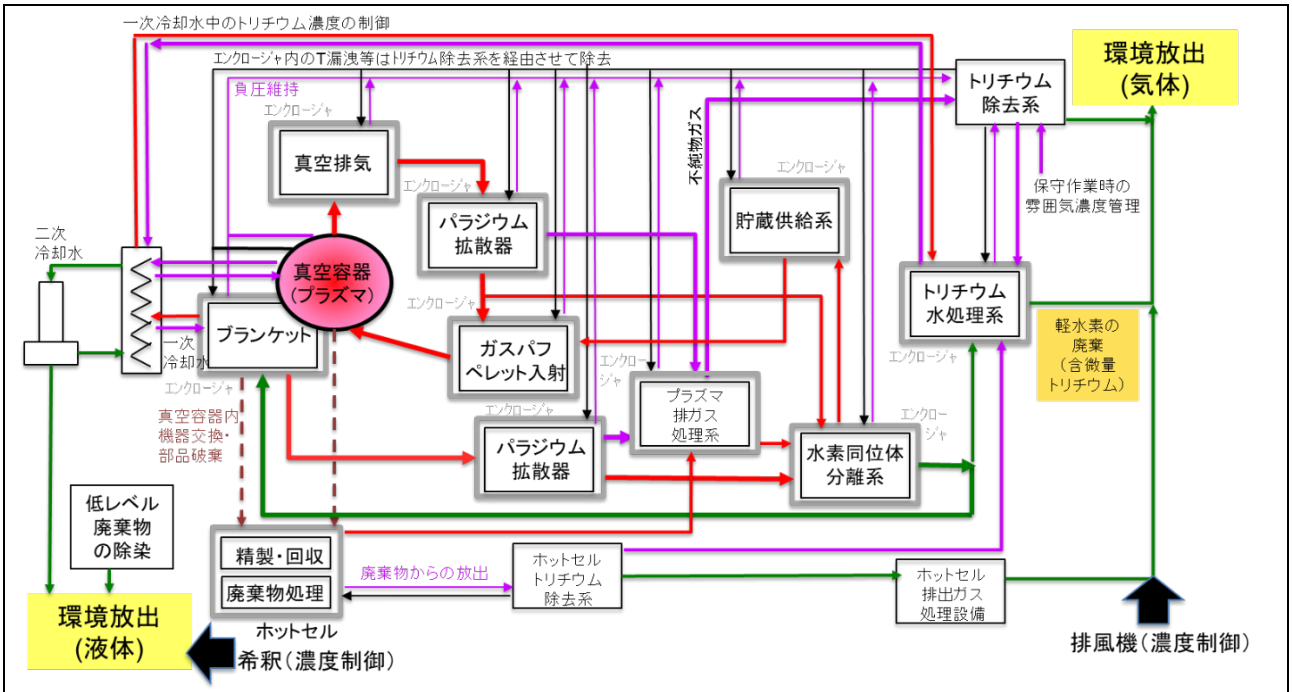


図 1 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成とトリチウムの環境への放出経路

4. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた主要な課題として以下があげられる。

4.1 トリチウム水処理システム

日本においては核融合向けではトリチウム関連主要システムの中で唯一実証されていない機器であり、また平常時のトリチウムの環境への放出のメインパスとなるプロセスである。環境へのトリチウム放出の抑制目標の実現可能性を図るためにも実証が必要である。トリチウムを燃料として使用する核融合の社会的受容性の確保にトリチウム水の適切な処理ができることを実証することは大きな意味を持つと思われる。現在の評価ではブランケットから冷却水に透過するトリチウムが約 3g/日に上り、冷却水の管理目標濃度を 1.0TBq/L として WDS で処理を要する一次冷却水処理量は 93.8kg/h と評価されている。ITER WDS の処理量は ADS 排水処理などを含めて全体で 60kg/h であり、原型炉では ADS 排水処理と冷却水処理で原型炉 WDS の必要処理量は ITER WDS の 3 倍規模となる。経済性の視点からの燃料サイクルシステムの実現可能性を確保するためには原型炉における冷却水処理要求の低減を指向する必要がある。冷却水へのトリチウムの透過抑制に関する技術開発は大学を中心に実験室レベルでは進んでおり、ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証段階に研究を進める必要がある。また、高濃度トリチウム水の安全取扱技術の確立に向けたはシステムの耐放射線性の検証やトリチウム水による腐食評価の妥当性の検証もあわせて要する。

4.2 燃料の炉への入射および炉からの排ガスの排気

D/T 混合ペレット連続製造技術についてはペレット加速技術に則した製造技術の検証を要する。D/T 混合ペレットの製造に関しては国内外において知見は限られており、最も技術開発が遅れている分野である。必然的に大量トリチウムを用いた試験が必要であるため、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を構想する際において、施設の必要トリチウム量を決める試験計画となる。炉心からプラズマ排ガスを排気するポンプについては耐振性に対する要求と原型炉におけるポンプ設置想定位置の磁場の強弱がポンプ方式を選択する主要素と考える。

4.3 原型炉を見据えた初期装荷トリチウムの購入ルートの確保とトリチウム輸送経験の蓄積

また、原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開拓を要する。世界的に核融合原型炉が計画される中、世界的にトリチウムの利用可能量は限られる。初期装荷トリチウムの確保のためにも、トリチウム購入ルートの再開拓し、先ずは次期トリチウム大量取扱い施設に向けた大量トリチウム輸送経験を蓄積しておくことは極めて重要であると考える。

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題はトリチウムを用いないと実証できない項目がほとんどである。しかし、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設は国内には存在していない。平常時のトリチウムの環境への放出量評価検討においても、環境においてトリチウムを検出限界以下に常に制御するのは達成不可能である。よって核融合原型炉の燃料サイクルシステムの化学工学的検討とともに環境影響や生体影響、生活・農水産業への影響評価研究の持続的な発展を促すことが、原型炉の安全性・社会的受容性確保の必要条件となる。トリチウムの取り扱いに関する安全性・社会的受容性を理解いただくには ITER の経験の輸入のみでは不十分であり、原型炉に向けた R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を整備し、大量トリチウムの取扱いに対する安全実証に基づいた信頼を勝ち得ていくことが不可欠である。

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

(2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 L会場)

[1L_PL05] 総合討論

核融合の原型炉研究開発ロードマップが2018年7月に文部科学省核融合科学技術委員会において策定され、核融合炉の実現に向けた機運が高まっている。本セッションでは、産学連携の原型炉設計合同特別チーム（総勢〜100名）が検討中の原型炉概念設計の現状と技術課題について議論するとともに、３つの重要技術として、炉内構造物の長期運用を担保する設計技術開発、高放射線下で炉内構造物を定期交換するための遠隔保守、トリチウム燃料サイクルシステム概念、について検討の現状と技術課題について紹介する。

©日本原子力学会

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告4 「東京大学弥生研究会」―原子・分子の分光分析技術とその応用―

[1N_PL] レーザーの特長を利用した研究開発V

座長:長谷川 秀一(東大)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 N会場 (共通講義棟 S棟3F S-32)

[1N_PL01] レーザー誘起超音波によるコンクリート構造物の健全性評価

*山田 知典[1] （1. JAEA）

[1N_PL02] 超小型パルスレーザーの開発とインフラ予防保全への展開

*佐野 雄二[1] （1. 自然科学研究機構）

©日本原子力学会

2020年春の年会

総合講演・報告 4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅴ

Research developments using excellent properties of Lasers V

レーザー誘起超音波によるコンクリート構造物の健全性評価

Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques

*山田 知典[1]，大道 博行[2]，柴田 卓弥[1]

[1]JAEA，[2]レーザー総研

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業では、作業中の機器の設置や放射性物質の閉じ込め等の観点から、原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の構造物の長期健全性が重要視されており、事故の影響や経年劣化を踏まえた耐震性及び損傷発生時の影響、腐食等の劣化現象等の把握が望まれている[1]。これらの調査では、高い放射線の線量率により人が近づいて作業を行うのが困難な箇所があるため、ロボット等の遠隔操作機器と組み合わせた遠隔診断技術が不可欠である。レーザー技術は、加工や診断をはじめ様々な分野で着目されている。レーザー診断技術としては、トンネル等の公共インフラを対象とした保守保全技術[2]が開発されており、作業者が安全に作業を行えるとともに、効率的に検査を可能とする遠隔技術である。本研究では、コンクリート構造物を対象として、特に熱劣化の影響を遠隔から評価するために、高温曝露した模擬試験体を用いて、レーザー診断技術の開発を行っている。

2. レーザーによる遠隔診断技術

レーザー診断では、対象とするコンクリートの表面近傍にパルスレーザー照射により超音波を発生させ、その中を伝搬した超音波を計測することで内部の状態を把握する。まず、コンクリートに超音波を発生させるために、加振用レーザーを用いてレーザー照射を行った。コンクリートにレーザーを照射すると、表面でプラズマが発生するとともにアブレーションが起こり、その反作用で高い圧力が発生し超音波が励起される。本研究では対象物内部を伝搬する超音波(縦波)に着目した。超音波の計測には、加振用レーザーと干渉しないように、波長の異なる計測用連続発振動作レーザーを用いて測定点にレーザー照射を行い、超音波の伝搬に伴う測定点の速度をドップラー効果により検出する。変位の大きさは速度を時間積分することにより求める。レーザー診断の妥当性を検証するため、超音波探傷で用いる探触子と比較を行った。対象物は直径 100 mm、高さ 200 mm の円柱状のコンクリートであり、加振用レーザーを照射して発生させた超音波を計測用レーザー、探触子でそれぞれ計測した。円周方向の 3 点でそれぞれ計測したところ、計測用レーザーでは平均 24.7 μs、探触子は平均 24.4 μs であった。同様に複数の箇所で計測したところ、各位置で相関が得られ、遠隔から精度良く測定できることが確認できた。さらに、熱劣化の評価に向けて、高温曝露したコンクリートを用いてレーザー診断を行い、曝露温度に応じて超音波の伝搬時間が長くなることを確認した。これは、水分の蒸発に伴う密度変化や圧縮強度、静弾性係数等の変化を反映しており、遠隔でその差異を計測可能である。

3. おわりに

レーザーを利用した診断技術により、遠距離からコンクリート中の超音波の伝播時間を計測し、その健全性を評価できる見通しを得た。現在は熱劣化に着目して研究開発を進めており、模擬体試験体を用いてデータベースを構築することで、現場等での評価に貢献できるよう開発を進める。

参考文献

[1] 基礎・基盤研究の全体マップ(2019 年版), https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/platform/map_2019.html

[2] 島田 義則、オレグ コチャエフ、倉橋 慎理、保田 尚俊、御崎 哲一、高山 宜久、曽我 寿孝、“レーザによるコンクリート剥離検査技術開発”、電気学会論文誌 C、Vol.139、No.2、2019、P.131-136

*Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2] and Takuya Shibata[1]

[1]JAEA, [2]Institute for Laser Technology

2020年春の年会

総合講演・報告 4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 V

Research developments using excellent properties of Lasers V

超小型パルスレーザーの開発とインフラ予防保全への展開

Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure

*佐野 雄二[1]

[1]自然科学研究機構　分子科学研究所

1. はじめに

電話やコンピューターは小型化と携帯性により、日常生活の隅々まで普及した。高出力のパルスレーザーは化学反応制御、高感度分析、粒子加速など最先端の研究開発に活用されているが、設置環境に敏感なため屋外での使用は難しい。内閣府 ImPACT プログラム[1]にて開発した手の平サイズの高出力パルスレーザーは持ち運びが容易で電池駆動も可能なため、インフラのメンテナンスへの適用が期待されている。ここでは、レーザーピーニングを例として、電力設備、航空機、橋梁などの予防保全への展開について議論する。

2. 超小型パルスレーザーの開発

ImPACT で開発した手の平サイズのパルスレーザーを図 1 に示す[2]。パルスエネルギーは約 20mJ であり、レーザーピーニングに一般的に使用される Q スイッチ Nd:YAG レーザーと比較してパルスエネルギーは約 1/10 と小さい。しかしながらパルス幅が 1ns 以下で従来の約 1/10 と短く、ピーク出力は同程度となるため、これまでと同様な効果を期待することができる[3]。

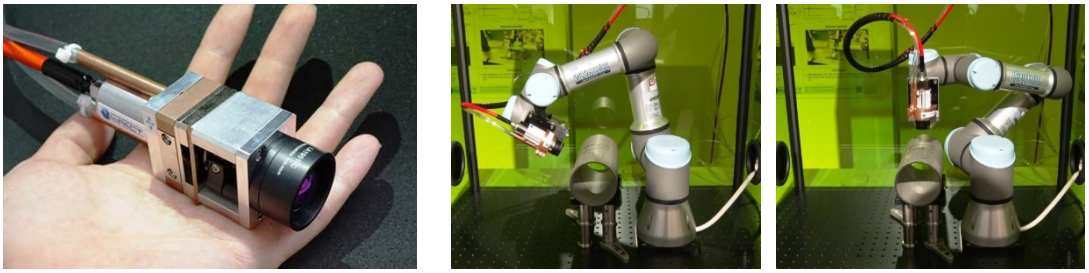


図 1　超小型パルスレーザーと配管への適用イメージ

3. インフラ予防保全への展開

図 1 と同様のレーザーを使用し、航空機用アルミニウム合金や橋梁用鋼板試験体にレーザーピーニングを施した。次に疲労試験を行い、試験体の寿命延長効果を確認した。このレーザーは 3 次元形状計測（LIDAR）用の光源としての使用も可能であり、レーザー超音波探傷における超音波励起光源としての利用も可能である[4]。いずれもシステムの大幅な小型化が見込めるため、インフラのメンテナンスへの適用が期待される。

4. おわりに

今回の開発により、高出力のパルスレーザーが研究室内に留まることなくインフラのメンテナンスなどに広く活用されることを期待している。講演では、ImPACT で開発したレーザーを使用したレーザーピーニングの結果や原子炉、航空機、橋梁など社会インフラのメンテナンスへの適用概念について報告する。

参考文献

[1] http://www.jst.go.jp/impact/program/03.html,　http://www.jst.go.jp/impact/sano/index.html.

[2] https://www.youtube.com/watch?v=nMsOkkEPK5I.

[3] 崎野良比呂, 他: 疲労対策用レーザピーニングの低出力化に関する検討, 溶接学会論文集, 36-3 (2018), 153-159.

[4] 浅井知, 他: 溶接のリアルタイム品質保証を可能にするスマート溶接システム, 溶接技術, 2019 年 9 月号, 産報出版.

*Yuji Sano[1]

[1]Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[1O_PL] 熱流動とリスク評価

座長:成宮 祥介(原安進)

2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[1O_PL01] リスク評価における熱流動解析の寄与

*丸山 結[1] （1. JAEA）

[1O_PL02] 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

*宇井 淳[1] （1. 電中研）

[1O_PL03] 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

*吉田 一雄[1] （1.JAEA）

[1O_PL04] パネルディスカッション

*講演者全員[1]

©日本原子力学会

2020年春の年会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

（1）リスク評価における熱流動解析の寄与

(1) Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

丸山 結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

安全の指標としてリスクを活用する際には、それを定量的に評価することが不可欠である。確率論的リスク評価（PRA）は定量的にリスクを評価する強力な手法であるものの、それを活用する上では、多様な分野に係わる専門的な知識を必要とする。熱流動は、シビアアクシデントの進展やソースタームの評価を伴うレベル 2PRA、火災 PRA、再処理施設等の PRA 等において、中心的な役割を果たす分野の 1 つである。本稿では、この中から、レベル 2PRA におけるソースターム評価を中心に、リスク評価における熱流動解析の寄与について述べる。

2. シビアアクシデント時におけるソースターム評価

リスク評価におけるソースターム評価の観点からは、環境中に放出される放射性物質の量や化学形のみならず、放射性物質がどのタイミングで環境中に放出され、そのような事態がどの程度の確率で生じるかを評価する必要がある。一方、シビアアクシデント時におけるソースタームに係わる現象とその評価には、現象が多岐にわたり複雑である（マルチスケール・マルチフィジィックス）、そのため、現象の理解が不十分であること等に起因して、一般的に大きな不確かさが存在する、不確かさが大きいことを考慮して過度に保守的な評価を行うと、非現実的な結果を導く可能性がある等の特徴をある。リスク評価における役割を高い信頼性を持って果たしていくためには、最新の技術的知見を常に調査・分析するとともに、不確かさ解析や詳細な感度解析を通じて優先度の高い課題を選定し、効果的・効率的に不確かさの低減を図ることが重要であると考える。

(a) 放射性物質の挙動

燃料中に閉じ込められていた放射性物質は、炉心の損傷・溶融により燃料から放出され、原子炉冷却系内や格納容器内を移行しつつ、格納機能の喪失に伴って環境中に放出される。この過程において放射性物質の挙動に係わる様々な現象が生じる。これらの現象のほとんどは、大なり小なり熱流動の影響を受ける。米国の MELCOR コード等のシビアアクシデント総合解析コードにおいては、これらの現象がモデル化され、多様なシナリオに対する放射性物質の挙動を原子炉圧力容器内外の炉心溶融進展を含む熱流動挙動と関連づけて予測する性能を有している。その意味では、シビアアクシデント総合解析コードのリスク評価に対する寄与は極めて大きい。一方、東京電力福島第一原子力発電所における事故を踏まえた場合、未だモデル化が不十分な現象があることも否めない。その例として、従来の想定とは大きく異なる状況下におけるプールスクラビングによる放射性物質の除去や長期的なソースタームに影響する放射性物質の再移動（Remobilization）が挙げられる。これらの現象は、気液二相流や放射性物質の化学的挙動を支配し得る気液の温度や雰囲気の酸素ポテンシャルとの関連性が極めて高い。

放射性物質の挙動について、全てをシビアアクシデント総合解析コードに頼ることには困難が予想される。個別現象を詳細に解析する機構論的な解析コードを整備し、シビアアクシデント総合解析コードを補完する形で間接的にリスク評価に活用することや、機構論的解析コードの結果に基づいて統計モデル等の代替モデルを構築し、シビアアクシデント解析コードに組み入れることにより、より実効的にリスク評価に寄与できることもあり得ると考えられる。

代替モデルの活用は、近年、活発な研究・開発が進められている、シミュレーションと事故シナリオの同定等をより動的に結び付けたダイナミック PRA においても有用であると考えられる。動的 PRA は、一般的に、高い計算コストを必要とする一方で、レベル 1PRA とレベル 2PRA をシームレスにつなぐことができる潜在的な利点を有している。ダイナミック PRA の研究・開発は、引き続き、国内外の研究機関や大学等において進められ、放射性物

質の挙動を含む熱流動解析の役割は一層大きくなると予想される。

(b) 格納機能の健全性

格納容器の破損頻度、破損時期や破損の規模は、ソースタームの評価のみならず、安全目標を代替する性能目標との比較という点においても重要である。格納容器の破損には、どちらかというと静的な現象である過圧破損や加温破損、衝撃力やミサイルの発生を伴うエナージェティック事象による破損、格納容器破損とは直接は関連しないものの、格納容器のバイパスを引き起こす事象（シビアアクシデント発生後における蒸気発生器伝熱管の熱的な破損等）がある。過圧破損や加温破損は、文字通り格納容器の圧力や温度が関連する破損であるため、熱流動解析の役割は大きい。

過圧破損を引き起こす可能性のある現象として、格納容器内で生じる溶融炉心／コンクリート相互作用（MCCI）がある。MCCI の発生防止あるいは影響緩和を目的として、溶融炉心が格納容器内に落下する前に格納容器内に注水し、その水により溶融炉心を冷却する対策（ウェットキャビティ方策）が考えられており、現在は、保守性を考慮した決定論的な手法を用いてこの対策の有効性が評価されている。この手法は一つの考え方であり、それを否定するものではない。しかしながら、溶融炉心が水中に落下した場合には、溶融炉心の粒子化や床面での拡がり等、多くの現象が水中で進行する。このような点を考慮するならば、溶融炉心の挙動を機構論的に考慮できる熱流動解析コードを活用した、溶融炉心の冷却に成功する条件やその条件が出現する確率の評価を通じて、より高い説明性をもって当該対策の有効性に係わる知見を見出すことが期待できる。また、機構論的な熱流動解析コードにより、溶融炉心が水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合、その影響が格納容器の健全性に対して軽微となる水深等を様々な条件に対して評価できる可能性がある。水素爆燃や爆燃／爆轟遷移等、他の現象についても、個別の熱流動解析コードに基づいた結果をリスク評価に展開することを視野に入れておくことが望ましいと思われる。

3. まとめ

レベル 2PRA におけるソースターム評価を例に採り、リスク評価における熱流動解析の寄与について簡単に述べた。レベル 2PRA の分野に限らず、熱流動は、リスク評価において非常に重要な役割を果たしている。最新の技術的な知見を反映しつつ、熱流動解析に係わる技術を継続的に改善することに加えて、その技術をリスク情報を活用した様々な活動に応用していくことが、更なる技術の発展やリスク評価に携わる人材の育成という観点からも重要であると考える。

Yu Maruyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価
Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

(2) Application of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics to Risk Assessments

*宇井　淳[1]
[1]電力中央研究所

1. 緒言

本稿では，原子炉施設の安全評価や PRA における熱流動解析の位置づけ，リスク評価との融合に関する検討，東電福島事故後の熱流動解析の役割，高度化に向けた取組等を紹介し，今後の展望を述べる。

2. 熱流動解析の目的と適用事例

2.1. 安全評価における熱流動解析

原子炉施設の熱流動解析は，原子炉設置許可等の安全評価において，安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として実施されてきた。安全設計の妥当性確認には，「運転時の異常な過渡変化」(AOO)や「事故」について解析し評価をする。「事故」については，原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のあるシナリオを代表的な事象として選定し，その事象が発生した場合の工学的安全施設等の緩和系の設計の妥当性を，種々の不確かさを包含するような保守的な条件や数値モデルを選定して解析を行い，判断基準に適合することによって確認する。非常用炉心冷却系等の設計の根拠(basis)となるため，設計基準事故(DBA)と呼ばれる。これらの解析は，原子炉の反応度や出力挙動の解析とともに原子炉システムの熱流動解析が中心となる。

保守的な条件と評価用モデルの解析コードによる評価に対して，種々の不確かさを条件やモデルに与えて最適評価コードを用いて解析し，その結果の不確かさを踏まえて判断基準への適合性を確認する統計的安全評価手法[1]が発展している。国外では広く活用されており，主に運転制限に関わる事象に適用されている。

2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

PRA においては，レベル 1PRA では成功基準解析，レベル 2PRA では事故進展解析が行われる。最確推定を原則として，対象とする事故シナリオを精度良く解析できることが検証された解析コードを用いる。事故進展解析の目的は，成功基準の設定，プラント熱流動の挙動，炉心損傷や原子炉容器破損の事象の発生時期，事象の緩和手段に関わる運転員の操作余裕時間，過酷事故(SA)現象による格納容器負荷を解析するとともに，格納容器イベントツリー(CET)のヘディングの分岐確率の計算に必要な情報を求めることである。

レベル 2PRA のソースターム解析では，燃料からの放射性物質の放出量の時間変化を SA 解析コードで解析する。不確かさ解析とその相関分析等から，結果に影響を与える現象やモデルの重要度を定量化するといった系統的な分析ができるので，その後の対応の優先順位の判断に役立つ。PRA がレベル 1, 1.5, 2 とリスク指標が変わることにより，着目する現象やシナリオの重要度は変わり得る。レベル 2PRA による頻度だけでなく影響を踏まえたリスク分析は，低頻度・高影響のシナリオを捉えることができるとともに，放射線影響から環境を護る観点も強化され，安全性向上に向けた対応の意思決定の重要な指標となる。

2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

2000 年代には，OECD/NEA や IAEA 等の国際プロジェクト，タスク等において，決定論と確率論の融合に関する議論がなされてきた。OECD/NEA では，不確かさやスケーリングを考慮して最適評価コードを用いる統計的安全評価手法(BEPU)に関する BEMUSE プロジェクト[2]，安全余裕の定量化手法 SMAP の開発[3]，その SMAP 手法の適用性の確認するタスク SM2A[4]などが実施された。このタスクでは，各国から決定論と確

率論の専門家がひとつのチームに参集して議論を重ね，PRA の事故シーケンスの分析や機器の復旧等を考慮して 10%の原子炉増出力を想定した場合の燃料被覆管最高温度(PCT)の変化から安全余裕を定量化した。これは，事故進展の時間依存の情報を取り込んでおり，動的 PRA に通じる先駆的な検討であった。

IAEA においても，決定論と確率論の harmonization を主題とした種々の Topical meeting が開催され，PSA に基づき，現実的かつ不確かさを踏まえた入力データと最適評価コードを用いる方法等が提示された。その検討の一部は，IAEA SSG-2[5]などに反映されている。

2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

1F 事故後の新規制基準では，想定を超える事故や自然災害の発生においても，炉心損傷の防止，格納容器破損の防止，放射性物質の拡散の抑制の対策（重大事故対策）が要件となった。設置変更許可では，評価対象として追加すべき事故シーケンスの有無を確認する際に PRA を用いることとなり，熱流動解析（事故進展解析）の結果から，設備，手順及び対策の有効性を評価することとなった。また，事業者の自主的な安全性向上の取組を促進することを目的として，安全性向上評価の制度が導入され，PRA や安全余裕の評価を届出ることとなった。原子力規制委員会の運用ガイドでは地震や津波の外的事象 PRA の内容が例示されている[6]。

米国では，最先端技術に基づく原子炉の事故進展解析の研究（SOARCA 計画[7]）が長い間非公開で続けられてきたが，1F 事故後に情報公開請求[8]により一般に知られるようになった。このプロジェクトは，PRA までは実施していないものの，1F 事故の進展に類似した長期全交流電源喪失のシナリオで熱流動解析を既に行っていたこともあり，注目を集めた。RCIC 等の停止時間の想定などは 1F 事故とは異なるが，事故の経験の前からこのような事故進展解析を実施しておくことにより，さまざまな洞察(insight)が得られると考える。NRC スタッフによるレベル 3PRA の進め方の選択肢を検討した文書（SECY-11-0089[9]）に対する委員の回答では，その時点の SOARCA はまだ不十分であるとし，4 年間でフルスコープ PRA の実施を SOARCA 計画の上に構築するよう NRC スタッフに求めた。その結果，高影響シナリオの分析と安全対策が従来対象としていたシナリオより低頻度のシナリオまで及び，リスクマネジメントの路線に規制方針がシフトすることが予想されたが，実際にはその後の SOARCA の取組は時間を要している。

3. NRRC における検討

3.1. レベル 2PRA の格納容器イベントツリー(CET)の分岐確率の定量化

通常の内的レベル 1PRA のイベントツリーのヘッダは，系統や機器のランダム故障等を扱うのに対して，レベル 2PRA の CET のヘッダには，MCCI，水素燃焼，水蒸気爆発等の熱流動の現象や，誘因 SGTR 等のシナリオが含まれる。熱流動の現象を確率論的な評価に引き渡すには，それらの現象の発生頻度や確率分布を扱うことになる。従来，熱流動現象の分岐確率の定量化には，Theofanous らの開発した ROAAM 法[10]が用いられている。当所では，ROAAM 法に比べ，より演繹的なアプローチを指向する PRD 法の活用を検討してきた。PRD 法は，定量化する分岐確率の現象を頂上事象とし，それに関連する基底事象との関係を関数ゲートとして表し，基底現象の取り得る不確かさ分布と関数ゲートの関係から，頂上事象の確率密度関数を導出できる。この方法により，溶融デブリのドライアウト熱流束や MCCI 等の分岐確率を定量化した[11]。

3.2. 温度誘因蒸気発生器細管破断(TI-SGTR)の熱流動解析からリスク評価への展開

一次系が高圧，SG がドライ，二次系が低圧（High/Dry/Low）となる多重故障のシナリオでは，誘因 SGTR の発生が想定される。このシナリオでは，一次系配管を構成するクロスオーバーレグに冷却水が溜まる状態（ループシール）が生じるかどうかにより一次系の破断位置（SG 細管，ホットレグ，加圧器サージ管など）が変わり得るため，熱流動解析による事故進展の分析が重要となる。NRRC では，NRC による誘因 SGTR の最新の評価手法（NUREG-2195）を参考に，国内の PWR に当該手法の適用性を検討した。具体的には，原子炉システムの熱流動解析と構造解析により，ループシールの形成の有無，各部位における熱負荷と周方向応力を考慮したクリープの進展の累積を評価することにより，シナリオに応じた破断位置を確認するとともに，CET の拡張方法を示し，PRA に展開した。また，レベル 2PRA の実施ガイドに盛り込むべき内容を抽出・整理し，国内事業者及び原子力ベンダーにその手順や手法を共有している。このアプローチは，熱流動解析，

構造解析，リスク，安全余裕等の複数の観点で取り組んでいることから，Risk-Informed の検討と言える。

3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

従来の PRA では，イベントツリーのヘッダの並びは固定され，その数にも実用上の点から制限が生じる。また，成功か失敗の boolean 型で表現されるので，事故シナリオの時間的な経過を伴う変化，部分的な成功や系統・機器の復旧等のモデル化等の表現力は必ずしも十分とは言えない。また，1F 事故時における隣接号機の影響や，臨機応変に対応した 1F の現場のレジリエンス等をすべて考慮したリスク評価は，現状では困難である。このような課題を解決し，リスク評価を高度化する方法として，マルチユニット PRA[12]や，動的 PRA の研究が進められている。動的 PRA は，離散型動的イベントツリー(DET)手法，ランダム・サンプリング法，及び両者のハイブリット手法に分類されている [13]。楠木らは，その課題として，計算コスト，成功／失敗の分岐確率，人的過誤確率を挙げている [14]。今後，これらの課題が解決されていくことが期待される。

動的 PRA では時間依存の多岐にわたるシナリオを扱うために，大量の試行回数が必要となるが，それを効率的に進めるために，種々の不確かさを踏まえた解析とともに，サロゲートモデルを活用する方法が提案されている。NRRC では，動的 PRA ツール RAVEN[15]と熱流動解析コード RELAP/SCDAP を用いた津波 PRA の成功基準解析の高度化の検討を開始した。限られた試行回数の熱流動解析の結果からサロゲートモデルを構築し，膨大なケースの熱流動解析を代用することで，動的 PRA のような時間経過を踏まえたリスク評価の高度化を目指す予定である。このようなアプローチは，多方面に応用できる。たとえば，実測値に基づいて，相関式等のモデルパラメータを適正化するデータ同化(Data Assimilation)という手法がある。大量のデータをネットワークモデルで扱う機械学習とも類似点は多い。10 万回のオーダーのサブチャンネル解析の実施は現実的には困難であることから，データ同化でサロゲートモデルを作成し，それを活用してベイズ推定に基づくマルコフ連鎖モンテカルロ法により大量の試行を行い，モデルパラメータを適正化し，その値を用いることで炉内二相流のボイド率予測の精度が向上することを経産省の安全性向上委託事業において確認した [16]。熱流動解析とリスク評価にとって，実験等による実測値のデータベースは，依然としてモデル開発と妥当性確認のために重要であり，モデルの高度化や不確かさの低減に資する知見を拡充していくことが重要である。

4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

- 原子炉システムの熱流動解析では，不確かさとスケーリングの扱いが重要である。扱う現象やシナリオにより不確かさの程度が異なるが，総じてプラント状態が AOO, DBA, SA と後段となるほど不確かさは大きい。熱流動・安全に関わる知見を拡充し，認識論的不確かさを低減していくことが重要である。また，SOARCA のような熱流動解析による事故進展の分析により，多くの洞察が得られる。
- リスク評価の主たる目的は，原子炉施設の脆弱点を特定していくことである。低頻度・高影響シナリオも視野に，プラント全体のリスクプロファイルを把握し，リスクを低減させるための対策を検討し，継続的に安全性向上に努めることが重要である。リソースの投入先の優先順位等の検討や意思決定の際にリスク情報を活用することで効率的に取り組めるものと考える。
- 従来の PRA では扱いが困難であった時間依存のシナリオ等を適切に考慮するため，リスク評価手法自体の高度化も期待される。

参考文献

[1] 例えば，Regulatory Guide 1.203
[2] NEA/CSNI/R(2008)6, NEA/CSNI/R(2009)13, NEA/CSNI/R(2011)4, Nucl. Eng. Des. 241, 4206-4222
[3] NEA/CSNI/R(2007)9
[4] NEA/CSNI/R(2011)3, NURETH-13, N13P1306 (2009), 宇井，江畑, 2009 秋の大会, L18
[5] IAEA Specific Safety Guide, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No.SSG-2
[6] 炉規法 43 条，実用炉則 99 条，運用ガイド 1311273
[7] NUREG/BR-0359, NUREG-1935, NUREG/CR-7110
[8] Edwin Lyman, FOIA/PA-2011-0083
[9] U.S.NRC, SECY-11-0089, July 7, 2011
[10] NUREG/CP-0138
[11] 宇井，中村，鈴木，村田，遠藤, 2015 秋の大会, F29
[12] 三浦，猪股，神田，吉田, 2018 春の年会, 3B_PL03
[13] 下崎，伊東，濱口，出井，久保，安全研究成果報告（中間）（案）(2019)
[14] 楠木，高木，中村, INSS Journal, Vol.26, 2019, C-2
[15] INL, INL/EXT-15-34123, 2017
[16] A. Ui, *et al.*, NURETH-18, 28277, 2019 秋の大会, 1F02

2020年春の年会

*Atsushi Ui[1] [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2020年春の年会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(3) 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

(3) Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*吉田 一雄[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核燃料施設のリスク評価における熱流動解析の役割　2019 年 6 月に刊行された「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準（AESJ-SC-P011：2018）」においては「Graded Approach」の考え方に基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉の PRA（Probabilistic Risk Assessment）に準じた「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。「概略的なリスク評価」の役割の一つに、「詳細なリスク評価」の対象とする事故の候補の選別がある。「概略的なリスク評価」おける施設外への放射性物質の移行量評価では、従来の決定論的評価で用いられてきた「五因子法」が適用される。この手法の重要な因子である「気相への移行割合」は、関連する実験データを参照して保守的に設定された値が用い、排気系に設置されたフィルタでの除去のみが考慮される。これに対して「詳細なリスク評価」では最確推定を基本とするため気相への移行割合及び施設内での移行挙動評価では、事故時に想定される熱流動を評価する必要がある。

2. リスク評価で考慮すべき熱流動　核燃料施設で想定される代表的な事故には、再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故、燃料加工施設の焼結炉の水素爆発が挙げられる。これらの事故のリスク評価では次の熱流動を考慮する必要がある。

(a) 再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故　高レベル廃液（FP の硝酸塩を含む硝酸溶液）貯槽の冷却機能が全喪失しその状態が継続すると廃液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には，含有硝酸塩の脱硝反応が進行し NO_xが発生すると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気，硝酸蒸気あるいは NO_x）とともに貯槽から放出される放射性物質は，セル内に流出し，セル排気系から排気筒放出されるか，又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系を経由し排気筒から放出される。

(b) 燃料加工施設の焼結炉の水素爆発　焼結炉内部は高温であり，侵入した空気はその場で水素を燃焼させ，水素爆発には至らないと考えられる。しかし，焼結炉内圧管理失敗かつ内圧低下検知失敗した場合水素爆発に至る可能性がある。水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが，圧力逃がし機構が故障すると，炉内の内圧上昇で炉壁等が損傷する可能性がある。水素爆発の圧力上昇を解析し、閉じ込め境界の健全性の評価が重要となる。

3. 再処理施設の詳細なリスク評価での熱流動解析の例　解析には，発電用原子炉施設でのシビアアクシデント解析コード： MELCOR を用いて、施設内の蒸気の流れ、各区画内の凝縮水量、エアロゾル移行量を解析する。図.1 に MELCOR 解析での実規模の仮想的な施設の建屋内の区画を表す分割モデルを示す。JAEA で開発した沸騰模擬ツールを用いて解析した崩壊熱による廃液の温度上昇、硝酸及び水の蒸気発生量、エアロゾル発生速度等は熱流動解析の境界条件となる。ただし、MELCOR は硝酸を扱えないのでモル量で等価な水として考慮している。エアロゾルでの移行だけでなく、廃液の乾固前後で廃液中のルテニウム（Ru）が揮発性化学種である RuO_4に変化し気相へ移行する。RuO_4は NO_x及びその派生物との化学変化で凝縮水に移行することが実験的に確認されている。この挙動は Ru の移行に影響する。JAEA では、熱流動解析結果を境界条件として個々の区画での NO_x、硝酸等の窒素酸化物の化学挙動を解析する SCHERN コードを開発し、Ru の移行量評価の精度向上を図っている。

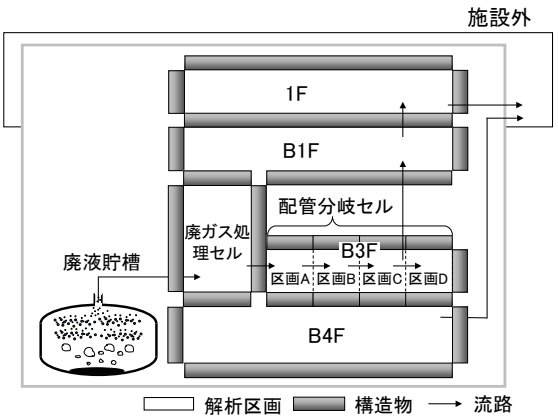


図.1 仮想的な再処理施設のノード分割

*Kazuo Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

(2020年3月16日(月) 13:00 〜 14:30 O会場)

[1O_PL04] パネルディスカッション

*講演者全員[1]

リスク評価では施設のシステムの挙動をモデル化するがその解析に熱流動解析が重要な役割を果たす。近年は、静的な確率論的リスク評価と熱流動評価を統合したDynmaic PRA等の技術の研究も進められている。本企画セッションではリスク評価に活用する熱流動評価の最先端の技術開発に関する取組について講演し、リスク情報活用のためのリスク評価に関し、熱流動評価の課題、今後重点指向する技術分野等について意見交換を行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会[環境放射能除染学会共催]

[2B_PL] 除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

座長:遠藤 和人(国環研)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[2B_PL01] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について

*金子 悟[1] （1. 環境省）

[2B_PL02] 除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討

*山田 一夫[1] （1. 国環研）

[2B_PL03] 最終処分シナリオの多面的評価

*保高 徹生[1] （1. 産総研）

[2B_PL04] パネルディスカッション

©日本原子力学会

2020年春の年会

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

（1）中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について

(1) Volume Reduction & Recycling of the Removed Soil etc. in the Interim Storage Facility

*金子　悟[1]

[1]環境省

１．はじめに

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌等は約 1,330 万 m^3（ただし、帰還困難区域の除染等で発生した（発生することが見込まれる）除去土壌等は含まれていない）と推定されている。この除去土壌等については、「中間貯蔵・環境安全事業株式会社法」（平成 15 年法律第 44 号）において、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として明記されている。

環境省は、福島県内の除染等で発生した除去土壌等の県外最終処分に向けた取組として、①減容・再生利用技術の開発、②再生利用の推進、③最終処分の方向性の検討、④全国民的な理解の醸成等の 4 本柱を 2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」と「工程表」にまとめ公表し、2019 年 3 月に見直しを行った。

本稿は、福島県内の除染等で発生した除去土壌の県外最終処分に向けた取組方針を解説する。

2. 減容・再生利用技術の開発

除去土壌等の減容・再生利用に必要となる技術の開発については、その目標や優先順位を明確化し、処理を実施するための基盤技術の開発を平成 28 年度（2016 年度）から 10 年以内で一通り完了する。

3. 再生利用の推進

再生利用は、管理主体や責任体制が明確となっている一定の公共事業等における盛土材等の構造基盤の部材に限定し、追加被ばく線量評価に基づき、追加被ばく線量を制限するための放射能濃度の設定や覆土等の遮へい措置を講じた上で、適切な管理の下で使用する。

これを実現するために、実証事業、モデル事業等を通じて、地域住民等のステークホルダーや幅広い国民の理解・信頼を得つつ、関係府省庁、自治体等と連携して再生利用先の具体化を図り、できるだけ早期に再生利用を本格化させる。

4. 最終処分の方向性の検討

最終処分場の選定のためのプロセスを開始する前提として、技術開発の進捗状況や再生利用の将来見込みを踏まえて、最終処分が必要な土壌等の放射能濃度や量を段階的に絞り込み、最終処分される土壌等や処理後の濃縮物の性状、最終処分場の構造や必要面積について一定の見通しを立てる。

最終処分場の構造等の検討に当たっては、最終処分の対象となる土壌等が、原子力発電事業等に伴い発生する複数の核種を含む放射性廃棄物とは異なり、核種が ^{134}Cs 及び ^{137}Cs に限定され、その濃度も放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的低い廃棄物の濃度（^{137}Cs で最大 1,000 億 Bq/kg）に比べて大幅に低いことが想定されること等を踏まえるものとする。

5. 全国民的な理解の醸成等

中間貯蔵開始後 30 年以内の福島県外での最終処分を実現するためには、再生利用や最終処分に対する全

国民的な理解が必要不可欠であることから、関係府省庁、自治体、関係団体、専門家、学術・教育機関、NPO 等と連携して情報共有や相互理解を進めつつ、国民に対する情報発信、普及啓発等の取組を地道に、かつ継続して進める。

---

*Satoru Kaneko[1]

[1]Ministry of the Environmwnt

2020年春の年会

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

（2）除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討

(2) Investigation of options of treatment & disposal technologies for removed soil etc.

*山田 一夫[1]

[1]国環研

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故による環境汚染後、環境省の主導で中間貯蔵施設の整備・運営が進められ、除去土壌が多くの仮置き場から中間貯蔵施設に搬入され濃度ごとに分類・貯蔵され、また貯蔵能力に限界がある焼却灰の熱的減容化施設が整備されるなどの進展がある。事故後、放射性廃棄物処分が困難に直面している状況の中、事故後の仮置き場、中間貯蔵施設の設置、多量の除染土壌の搬入、焼却灰等の特定廃棄物の処分施設の整備、規定濃度未満の廃棄物の通常の廃棄物処分施設での処分の実現、など、着実な成果を上げていることは適正に評価すべきである。一方で、今後の県外最終処分を考えると、量が多い除去土壌の有効利用や熱的減容化後の飛灰の取り扱いについては困難な面も想定され、処分シナリオを考慮したうえで適切な技術開発や、処分のための合意形成を進めていく必要がある。

特に熱的減容化により生じる副生成物（濃縮物）等については、さらなる減容化や最終処分のための廃棄体化、濃度が低いものの有効利用が必要になると考えられ、中長期的にどのような技術課題があるのかを整理し、具体的な技術開発戦略として設定していくことが重要と考えられる。

上記は、処理から最終処分の各段階で、時々の必要性に応じ、適宜対応していく道筋である。逆に具体的に何らかの県外最終処分を想定し、そのためには技術的・社会的課題が何であり、将来に向けて何を開発・検討すべきかというバックキャスト的道筋もある。

そこで、専門性を有しかつ中立的立場にある環境放射能除染学会において、環境省の事業とは独立して、独自の学術的な立場から上記の問題意識に沿った検討を行い、県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方を取りまとめるための研究会「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会」(2018 年 10 月～) を設置した。本稿ではその活動概要を紹介するとともに、県外最終処分シナリオを多面的に評価する手法を紹介する。

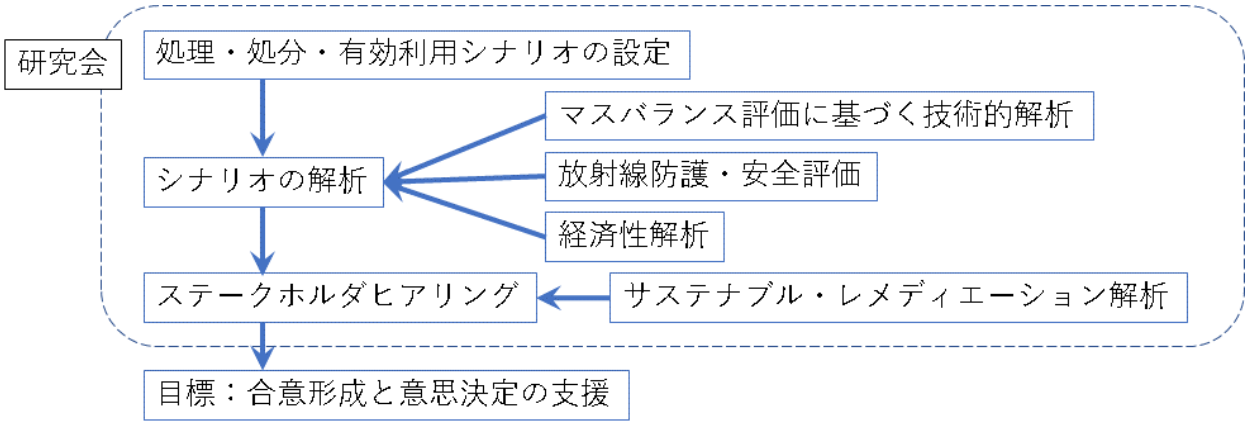


図 1　環境放射能除染学会「県外最終処分技術戦略研究会」の概要

2. 研究会の構成と活動内容

研究会での検討内容を図 1 に示す。研究会は、廃棄物処分、放射性廃棄物処分、放射線影響、安全評価、産業技術、材料科学、プラントエンジニアリング、多面的評価の多様な分野の有識者からなる。現行の技術の調査に基づき、処理・処分・有効利用の種々の方策を取りまとめ、それらを再構築して特徴的な複数のシナリオを設定する。シナリオを解析するには、各過程でのマスバランスの把握が必要であるので、その調査を行うとともに、パラメータスタディにより、開発目標に対し、何を技術開発すべきかを示す。マスバランス計算ができると付随してその経済性評価も実施できるようになる。また、これらの処理・処分プロセスを放射線影響の観点からも考える。これらのシナリオを踏まえて、ステークホルダに県外最終処分についてヒアリングを行い、合意形成に向けた活動において重要な事項をまとめる。この活動を通して、本研究会は県外最終処分事業の推進に資することを目的とする。

3. シナリオ設定

除染および廃棄物処分から発生する放射性セシウムに汚染した処理対象物から、処理・処分を経て、中間貯蔵後の最終的な将来像を考え、特徴的なシナリオを考えた。その例を図 2 に示す。「標準シナリオ」は、現在環境省が進めている事業をもとに推定できるものである。本研究会では、この標準シナリオをベースに、実現には制度的・社会的に様々な制約があることを承知の上で、まずは技術的な議論を活性化する観点から、複数のシナリオを例示することを試みた。「再利用困難シナリオ」は、低濃度物の有効利用が困難な場合を想定したものである。この場合、低汚染度の除去土壌を含め全量が県外最終処分となる。処分施設としては、廃棄物の放射能濃度により、管理型処分場、遮断型処分場、あるいは長期貯蔵などが考えられる。また、放射性セシウムを技術的に可能な最高濃度に濃縮し廃棄物容積を最小化する、「超高濃縮シナリオ」も考えられる。この場合、除染された低濃度物は有効利用し、高濃縮物は遮断型処分場（福島県外の指定廃棄物処分で検討済み）で処分、あるいはオンサイトの技術の活用、通常の低レベル放射性廃棄物処分のプロセスなどを考慮した連携が模索できる可能性はある。例えば、NHK によるアンケートにおいては、中間貯蔵後、汚染土壌などを外部に持ち出すのは非現実的という意見も得られたことから、事業開始 30 年後に中間貯蔵の場所をそのまま別用途に活用するという「未来志向型シナリオ」も考えてみることとした。

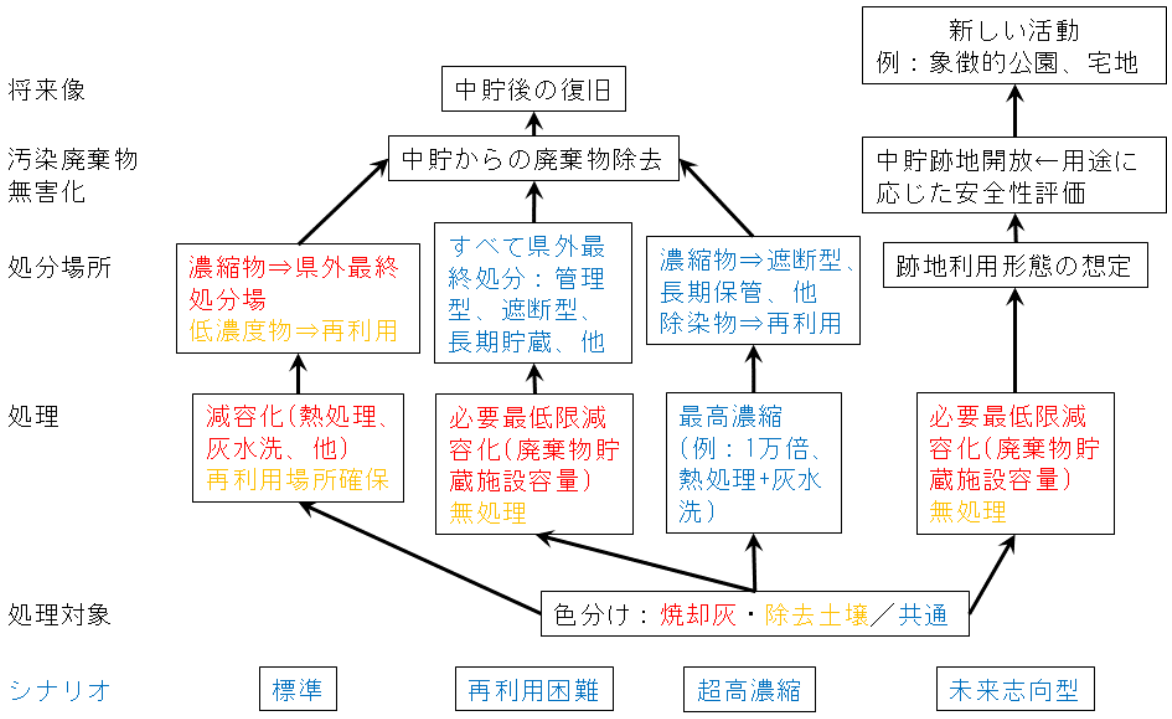


図 2　処理・処分・有効利用の複数シナリオ

4. マスバランス計算 [1)]

先に示したシナリオのうち、より詳細を設定した標準シナリオについてマスバランス計算を実施した。焼却残渣を検討対象とし、熱処理により減容化し、濃縮した飛灰を灰洗浄・吸着処理によりさらに高濃縮し、固化して廃棄体とする過程を考える。概要を図 3 に示す。各処理に使用する材料と排出される材料が時系列に沿って示されている。

各処理に必要な材料について、各処理の能力に関する文献情報から、量的把握を行った。その結果をまとめて、典型的な量をもとにマスバランス計算を行った結果を図 4 に示す。46 万トン、3.3 万 Bq/kg の焼却残渣が、各処理を経て、最終的に、920t、1500 万 Bq/kg の廃棄体、および、56 万 t、1400Bq/kg のスラグ、2 万 t、3.6 万 bq/kg の洗浄残渣（これは熱処理に戻す方法もある）、58 万 t、240Bq/kg の洗浄廃液、が生じる。

この計算から様々な定量的な情報を得ることができる。例えば、廃棄体は、25m プールに換算すると 2～3 個である。文献にあるより高性能な吸着剤を用いると、120t、1.2 億 Bq/kg となり、容積に換算すると高さ 2.5m 面積 44m^2（27 畳）の部屋に相当する。再利用すべきスラグは 56 万 t になり、かさ密度を考慮すると、例えば 1km^{2}を覆うと 33cm の厚さになるので、この程度の使用場所を確保しなければならない。灰洗浄による排水は排水基準を超過しており、より高性能な吸着剤を用いるなど工程の見直しをするか、蒸発乾固させ固体として廃棄するなどの対策が必要である。

現在、このマスバランス計算に基づき、経済的評価を進めている。

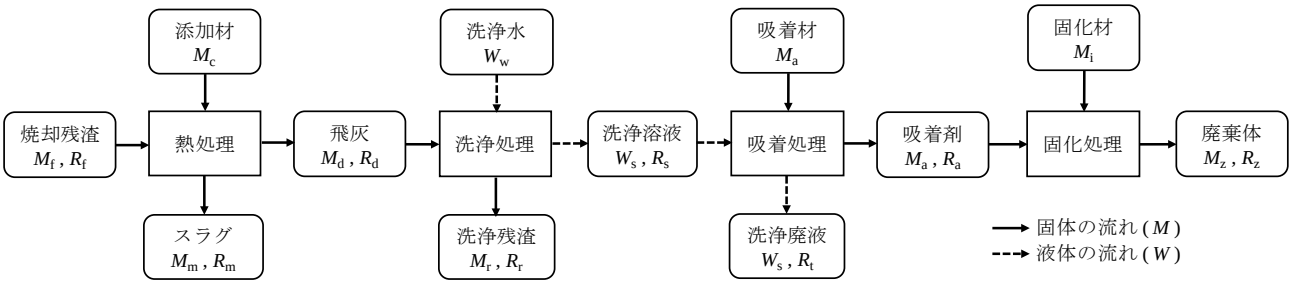


図 3　マスバランス計算の対象処理フロー

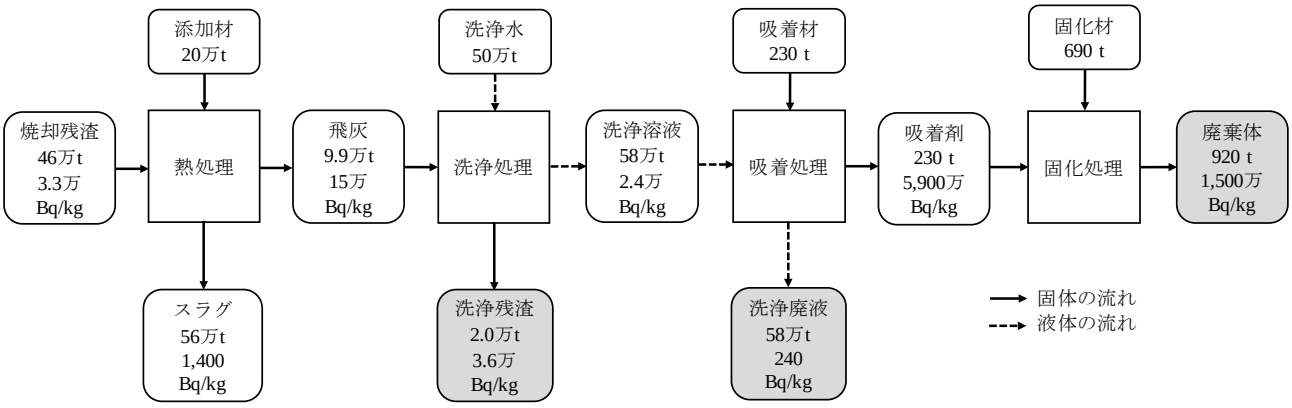


図 4　マスバランス計算の結果

5. まとめ

研究会では、技術的な内容を取りまとめ、種々のシナリオについて検討を重ね、それぞれ課題となる点を議論し、具体的な例示を試みている。マスバランス計算により、さらに具体的な量感を持って処理処分の現実性を把握でき、かつ、工程改善の指標を理解できる状況となるであろう。

また、最終処分の実現に向け、ステークホルダの意見をヒアリングし、技術だけではなく、環境影響、経済性を含めた多面的評価についても検討を実施している。ステークホルダヒアリングのコンセプトと状

況については別報にて説明される。

謝辞：本稿は、本研究会委員、NIES 大迫政浩（委員長）、東大飯本武志、アイソトープ協会大越実、電中研杉山大輔、JAEA 宮本泰明、産総研保高徹生、農研機構万福裕造、NIES 山田正人、NIES 遠藤和人、NIES 有馬謙一の各位との活動を筆者がまとめたものである。

参考文献

1. 有馬謙一、山田一夫、大迫政浩、保高徹生、芳賀和子、福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムによる汚染物の処理・処分方法の総合的比較（第 1 報）焼却残渣の熱処理・灰洗浄を含む減容化プロセスの定量的評価方法の開発、環境放射能除染学会誌、Vol. 4, pp. 241-252, 2019

---

*Kazuo Yamada[1]

[1]National Institute for Environmental Studies

2020年春の年会

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討
Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

（3）最終処分シナリオの多面的評価

(3) Multi-aspect assessment of scenarios for final disposal of removed soil etc.

*保高 徹生[1]、大迫 政浩[2]
[1]産業技術総合研究所、[2]国立環境研究所

１．はじめに

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌量は約 1,300 万 m^3と推定されており[1)]、膨大な量に上る。環境省は、これらの除去土壌について中間貯蔵開始後 30 年以内、すなわち 2045 年までに福島県外での最終処分を完了させる計画である。環境省「福島県外での最終処分までの主な流れ[2)]」では、県外最終処分に向け 8 つのステップを明記している（表１）。現状はステップ３～４に位置しており、今後、県外最終処分に向けた本格的な検討が始まる。特に、県外最終処分地の選定に関しては、困難が伴うことが想定されるため、国民的な議論が必要である（前述した「福島県外での最終処分までの主な流れ」には県外最終処分地の選定は明記されていないが、ステップ５での検討事項となろう）。特に、県外最終処分の立地選定プロセスはきわめて重要であり、過去の環境分野での知見から、幅広いステークホルダーの参画、複数のオプション（代替案）の準備、ステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法の適用、柔軟な計画変更、公正性が担保された計画手続き等の必要性が指摘されている。

表１　福島県外での最終処分までの主な流れ（環境省資料[1)]より整理）

ステップ	内容（技術的）	内容（理解醸成）
ステップ１	国内外の研究・技術開発の動向把握	福島県外最終処分に係る全国民的な理解の醸成を図る
ステップ２	今後の研究・技術開発の方向性検討等	
ステップ３	研究・技術開発の推進等	
ステップ４	減容化、再生資源化等の可能性の検討等を踏まえた最終処分の方向性検討	
減容化・再生利用による施設外への搬出		
ステップ５	最終処分地に関わる調査検討	
ステップ６	最終処分地の整備	
ステップ７	最終処分地への搬入	
ステップ８	最終処分完了	

一方、除去土壌や焼却灰については、最終処分量を減らすための減容化や再生利用が検討されており、最終処分される除去土壌・廃棄物の性状は未だ決まっていない。例えば、1300 万 m^3の除去土壌の約 80%が 8000 Bq/kg 未満と推定されており[1)]、半減期を考慮するとその多くは 300 年を経過することでクリアランスレベル（100 Bq/kg）以下となる。一方、除去土壌の減容化（土壌分級や加熱処理）を実施した場合、除去土壌の放射性セシウム濃度は低減するが課題もある。例えば、高濃度の濃縮物が発生するため除去土壌と比較して長期の管理期間が必要なこと、発生した浄化物自体の有効利用先の確保が必要になること（有効利用先が見つからなければ浄化物自体も最終処分の対象になる可能性がある）、減容化には当然コストが必要になることから費用対効果分析が必要、などである。また、焼却灰については土壌と比較して高濃度

であること、土壌と比較してさらに高レベルの減容化（熱処理や飛灰洗浄および吸着材による回収等）が可能である。例えば、「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会（以下、本研究会）」のマスバランスによる試算では、46 万 t、3.3 万 Bq/kg の焼却残渣を減容化することにより 920 t まで減容化可能であるが、その濃度は 1,500 万 Bq/kg になることが報告されている [3]。当然であるが、減容化の実施により、最終的に得られる濃縮物、すなわち最終処分される廃棄物（以下、廃棄体という）の濃度や性状が大きく変化することとなる。県外最終処分される廃棄体の濃度や性状は、県外最終処分の社会受容性に大きく関係してくると考えられることから、環境安全性や技術的側面の観点のみならず、社会受容性や経済的な観点からも、検討を進めることが必要である。

本稿では、環境影響評価や修復における多面的な評価の概要を紹介するとともに、本研究会で実施しているステークホルダーヒアリングの概要およびヒアリング調査の予備的な結果を示す。

２．多面的評価

これらの社会受容性を評価・実装する方法として、近年、複数のオプションに対するステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法として、多面的な評価の概念が注目されつつある。英国で環境影響がある事業において実施されることがある「最善な実用的選択肢(best practical environmental option : BPEO)」では、事業による影響を可能な限り低減するため、技術的観点に社会・経済的視点を加え、選択肢の立案・評価の段階でも広範なステークホルダーの参画の必要性を記載している [4]。また、最近、土壌汚染分野で実装が進んでいる Sustainable Remediation[5] も同様の概念であり、複数の措置オプションに対して環境、社会、経済の各視点から、ステークホルダーの価値観を反映した合意形成のプロセスを提案している。Sustainable Remediation では、ステークホルダーの価値観を取り入れるために、ステークホルダーが重要視する要素を図 1 に示す「環境」、「社会」、「経済」のカテゴリーに分類し、ステークホルダー会議で具体的な指標の検討、および各指標の重み付けをし、指標に基づく各措置オプションの点数による比較をし、半定量評価に基づく意思決定をする手法である。それぞれの手法に一長一短はあるが、ステークホルダーの参画と意見の反映プロセスを明示し、公正な計画手続きをすることが重要であろう。また、県外最終処分は 26 年後であり、その時点では現在の 30 歳代以下の世代を中心とした社会になっていることから、次世代育成、さらに次世代の意見を現世代の政策にどのように取り込むのか、ということも重要な視点であろう。

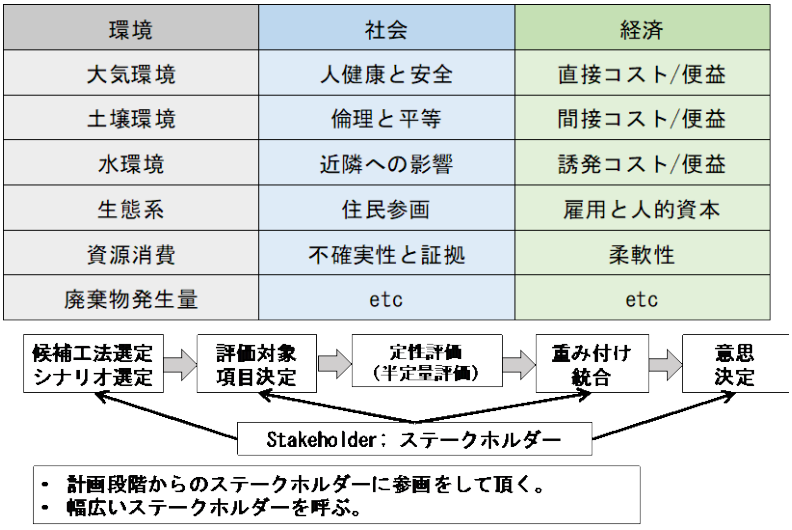


図 1　Sustainable Remediation の指標例

３．ステークホルダーヒアリングの方法

このような背景のもと、本研究会は、将来的に県外最終処分の想定される仮想的なステークホルダー（市

民・自治体・都道府県職員等）を対象として、実際の県外最終処分の実施にともなうであろう課題の整理を目的として、ヒアリング調査を行った。対象者は 20 代～70 代までの 10 名を対象とし、以下の手順で調査を行った。

① 基本情報の提供：現時点での除去土壌等の中間貯蔵施設での保管状況や最終処分に関しての決定事項の最新情報を対象者に提供した。

② ヒアリング形式：あらかじめ準備をしたインタビューガイドに基づいて、半構造化面接を実施（一部、グループインタビュー形式、アンケート形式を併用）。特に、「福島県外に最終処分地を選定する上で、必要なこと、重要だと思うこと」、「除去土壌の最終処分に関する 4 通りのシナリオのうち、最も望ましいものは、どれか」について重点的にヒアリングを実施した。

③ データ解析：定性的な分析として、ヒアリングによって、SCAT（Steps for Coding and Theorization)法によって回答に含まれる重要／必要なことの情報を概念化した。さらに Sustainable Remediation や BPEO の概念を参考にして、県外最終処分の立地選定や減容化オプションに関して重要と思われる事項について、環境・社会・経済の視点から整理を行った。

④ 倫理的配慮：ヒアリングの前に説明書を用いて調査の意義について説明し、本人より直接、文書による同意の得られた対象者に実施をした。調査実施中においても、調査からの離脱は常に保証し、その後の生活に不利益にならないことを保証した。また、調査結果の発表についても個人情報保護法の趣旨に鑑み、個人情報を匿名化することとした。

４．ステークホルダーヒアリングの結果概要

「福島県外に最終処分地を選定する上で、必要なこと、重要だと思うこと」について、環境・社会・経済のカテゴリーに分類をして整理を実施した結果、社会的な要素に関する意見が最も多く、法的視点、信頼（の欠如）、合意形成プロセス、情報共有などの指標として整理がなされた。詳細な結果については発表当日に報告する。

謝辞：まず、ご多忙の中、インタビューに協力を頂いた 10 名の方々に厚く御礼を申し上げる。また、本研究の推進においては、黒田佑次郎氏（福島県環境創造センター）、金井裕美子氏（産業技術総合研究所）に研究設計・解析にご協力を頂いた。さらに、山田一夫氏（国立環境研究所）、芳賀和子氏（太平洋コンサルタント）には研究推進のサポートを頂いた。また、本研究会委員・関係者の飯本武志氏（東京大学）、大越実氏（アイソトープ協会）、杉山大輔氏（電中研）、宮本泰明氏（日本原子力研究開発機構）、万福裕造（農研機構）、山田正人氏、遠藤和人氏、有馬謙一氏（国立環境研究所）から多くのコメントを頂いた。ここに記して感謝申しあげる。

引用文献：

1) 環境省(2018) 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第 9 回）
2) 環境省、県外最終処分に向けた取組、環境省 HP（http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/）、閲覧 2020 年 2 月 3 日
3) 有馬謙一、山田一夫、大迫政浩、保高徹生、芳賀和子、福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムによる汚染物の処理・処分方法の総合的比較（第 1 報）焼却残渣の熱処理・灰洗浄を含む減容化プロセスの定量的評価方法の開発、環境放射能除染学会誌、Vol. 4, pp. 241-252, 2019
4) 菅原慎悦、稲村智昌、田口裕史、桑垣玲子、自由化後の原子力事業者と立地地域との新たな関係構築に向けた課題、電力中央研究所 研究資料 Y16504,2017
5) 保高徹生、古川靖英、張　銘、わが国と諸外国のサステナブル・レメディエーションへの取り組み、環境情報科学 46(2), 43-47 ,2017

*Tetsuo Yasutaka[1], Masahiro Osako[2]

2020年春の年会

[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [2]National Institute for Environmental Studies

(2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 B会場)

[2B_PL04] パネルディスカッション

福島県内における除染等の措置に伴い生じた除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討の方向性を議論する。除去土壌等の減容・再生利用の状況を含めた県外最終処分に係る国の取組方針を理解した上で、最終処分に至る種々のシナリオを想定して学術的観点から検討した事例研究について紹介いただく。マスバランス計算に基づいた技術的検討、ステークホルダーのヒアリング調査等に基づく社会・経済面を含めた多面的な評価の必要性といった、チャレンジングかつ独自性の高い検討成果を共有することによって、県外最終処分に資するための中長期的な研究開発についての議論を深める場とする。

©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

[2C_PL] リスク情報活用のための標準に求められるもの

新検査制度への適用

座長:関村 直人(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 C会場 (共通講義棟 L棟1F L-2)

[2C_PL01] 新検査制度におけるリスク情報活用

*関村 直人[1] （1. 東大）

[2C_PL02] 新検査制度の遂行に必要な PRA標準の品質とその実現

*高田 孝[1] （1. JAEA）

[2C_PL03] 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

*村上 健太[1] （1. 長岡技科大）

[2C_PL04] 総合討論

*関村 直人[1]、*高田 孝[1]、*村上 健太[1] （1. 東大、2. JAEA、3. 長岡技科大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

（1）新検査制度におけるリスク情報活用

(1) Risk Informed Approach in New Inspection System

*関村　直人[1], 成宮　祥介[2]
[1]東京大学, [2]原子力安全推進協会

1. はじめに

新検査制度の効果的効率的な実現に向けて規制機関、事業者が真摯な検討を続けている。原子力学会標準委員会は従来から原子力安全の基本的考え方のような上位概念から実施基準に至る種々の標準や技術レポートを整備してきた。特に、リスク情報活用については福島第一原子力発電所事故以前から PRA 標準やリスク情報活用の標準の制定に取り組んできた。本稿では、原子力学会標準委員会が取り組んでいるリスク情報活用の視点から、活用を踏まえた標準整備に加え、新検査制度を俯瞰した課題について述べる。

2. リスク情報活用の意義と標準整備

原子力安全を継続的に向上させていくためには、原子力の施設及びそれにかかる活動が有する不確かさに合理的に対処していくことが必要である。従前は、決定論的に保守的な条件設定などによる対処を行ってきた。しかし、原子力施設の長年の使用経験や他の分野での知見などから不確かさの大きい状態にも適切な対処を行って原子力施設を利用していくことが求められるようになった。そこで、リスク情報を得るリスク評価方法の開発、リスク情報を活用した安全性向上の取り組みが種々、行われてきた。リスク評価では確率論的解析を行うが、Meserve[1]氏が挙げている利点を要約すると次のようになり、原子力安全を遂行する様々な局面でリスク情報が有益であることが判る。

・現実的な事故シナリオの顕在化、それによる脆弱性の明示
・優先順位を付けるための定量的な結果の提示
・パフォーマンス、柔軟性、および費用対効果の更なる向上
・不必要な要求事項を判別と削減
・安全状態の監視

特に PRA（確率論的リスク評価）は、原子力施設のような複雑なシステム系の挙動を不確実さとともに定量化できることから多くの貴重な情報を提供できる。ただしリスク情報だけによる判断では、評価手法が確立されていないことやデータ・モデルの整備が間に合っていないなどの不確かさの点で、それだけの活用は難しい。そこで確定論との補完的活用により、有効な情報を得ることができる。しかし PRA とリスク情報活用の実施においては、課題もある。データ、モデル化、成功基準解析、人間信頼性解析、外部ハザード解析など、対象とするものの不確かさを定量化するアプローチのため取り組みを継続していく必要がある。

標準委員会ではこの意義を踏まえて PRA 標準をリスク情報活用の目的に合致した情報を提供できるように整備してきており、またリスク情報活用が合理的明確に行えるように意思決定プロセスを示した標準も整備してきた。本稿に続く 2 稿で詳説している。

3. 新検査制度の概観

3-1. 制度の特徴

新検査制度[2]の根幹は、規制機関と事業者との双方に考え方の改革が必要であること、また、事業者が規制要求を満たしているかをみる従来の「逐条型検査」から、事業者がリスクを考慮して施設を安全に運転しているかに重きを置く「パフォーマンスベースの検査」に変革することである。その意味で設備や管理活動

などが安全確保のための機能を発揮できているかを検査する「安全機能着眼型検査」と言える。その実効性確保のためには、リスクインフォームドの取り組みが円滑かつ合理的効果的に実施される必要がある。PRAだけでなく広く多面的に分析し意思決定を行う「統合的なリスク情報を活用した意思決定」、IRDIM（Integrated Risk Informed Decision Making）が実現されることが重要である。このため標準委員会では、IRIDM 標準の整備、PRA 標準の整備などを進めてきている。標準を実務に適用するために、PRA モデルの整備、基礎的なデータ・知見の収集、さらに PRA が示す不確かさの扱いを決めておくことも重要であり産業界、電中研 NRRC における取り組みにも大きく期待したい。

また新検査制度に関係する規格や文書の相互の関係が明確化された体系的な検討も必要である。すでに規制機関では規則、解釈、ガイドの明確な体系を整備されていて、一方、学協会では安全性向上に資する規格を中心に整備をしてきている。それらは整合されたものであることが望ましく、学協会規格の高度化として検討するものである。

3-2. 取り組むべき点

4 月からの本格運用に備え、規制庁と事業者は試行を漸次進めてきているが、未だ具体化できていない点、できていても今後の運用で見直す点、など進めながらの改善を重ねてより良い検査制度を目指すことを期待したい。その観点から、制度の運用に係る課題としては、リスクインフォームドの取り組み、グレーディッドアプローチをどう実現するか、また、規制機関、事業者それぞれにおける人材育成を取り組まれていくこと、そして関係組織間の役割と実効的な運用が課題であると考える。

4. 原子力学会の貢献

4-1. 組織間・内の協働体制

学協会の場は、規制機関、事業者や産業界、そして学術界、それぞれの間での情報共有や活発な意見交換の場になる。中でも、学協会、事業者、規制機関などが参画する「原子力関連学協会規格類協議会」は、原子力事業の遂行のための規格・標準等の学協会規格類の作成・維持・運用を効率的、かつ、合理的に進める事を目的として、2003 年に発足した機関で、継続的なコミュニケーションの基盤となるような、相互理解と意見交換をまさに実施している。原子力学会の標準委員会は、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る、階層的な体系構造を有した「標準」、さらには技術レポートを策定しており、原子力安全全体を広く俯瞰し、個々の専門分野の共通的課題や協働を促す役割を果たす形での貢献も進めたい。たとえばリスク情報活用のように学協会間の協働が必要な規格・標準は、コミュニケーションを重ねて策定・改定していく。さらに、原子力学会内での協働も活発に行っている。原子力安全部会、リスク部会等の様々な技術部会の活動との協働を図っている。例えば、原子力安全部会では、新検査制度の効果的な実施に関する中長期的課題も含め、WG を設置して検討を行っており、リスク部会ではリスク評価研究専門委員会を設け、PRA 手法の研究課題の取り組みの整理を行っており、それらの成果は標準委員会の標準へ反映される。

4-2. リスクインフォームドの取り組みとグレーディッドアプローチ

新検査制度では「事業者の安全確保に関する一義的責任が果たされ自らの主体性により継続的に安全性の向上が図られる」ことを基本理念に、リスク情報活用などによる安全上の重要度に応じた効果的な活動の実現や民間規格活用などによる保安活動の透明性が運用のポイントとされている。事業者は原子力施設の安全性向上を目指し様々な保安活動を行う。リスク情報を活用し設備や管理などの脆弱点を見出し、対策を施すこと、将来のリスク低減のために予見性をもって対策を検討し実施すること、新知見の適切な反映を続け合理的な安全性向上活動にすること、リスク情報を活用し多面的な要素を統合して意思決定すること、などを組合せ高いパフォーマンスを達成する。それを自らの事業者検査などにより改善に取り組む。規制機関の検査官は、事業者が達成しているパフォーマンスを事実による観察から規制検査を行う。そこで気づき事項が出た場合にその安全上の重要度を評価し分類し、規制機関による対応措置を検討する必要があるとした場合には PRA 手法などを活用し対応措置の必要性を検討する。

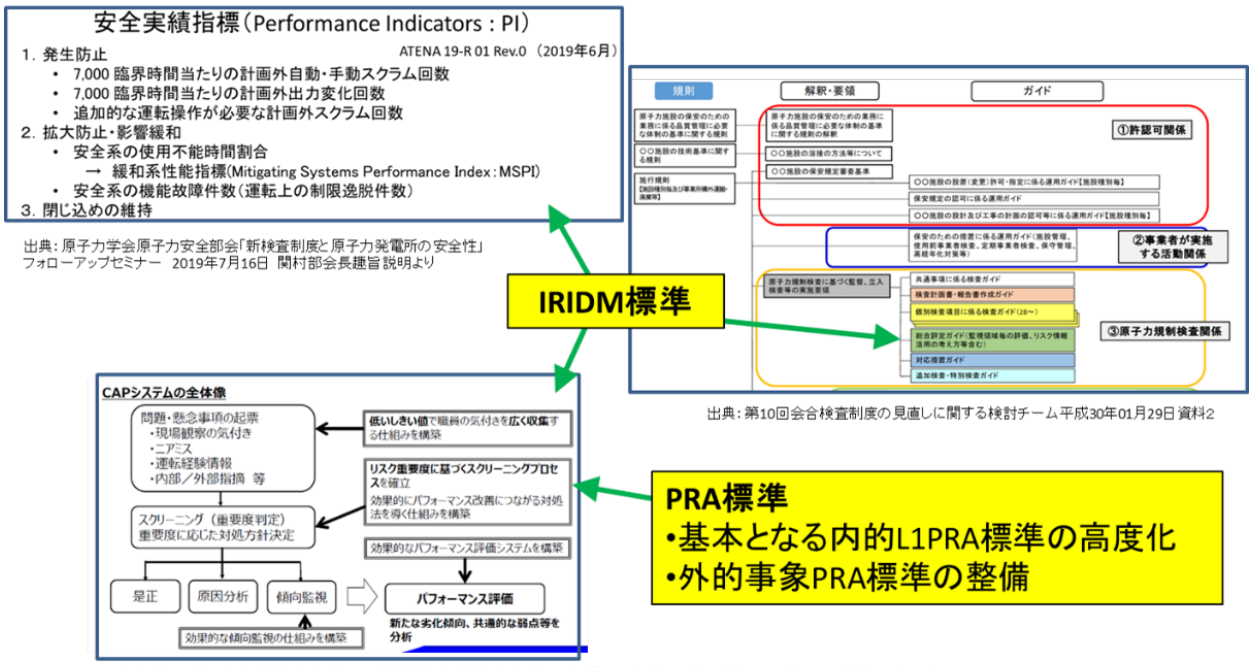


図１　新検査制度における原子力学会の貢献が期待できる標準

この一連の流れにおいて、たとえば新検査制度の成果としての安全性向上が実現していくことと安全性向上制度との関係を考えてみる。事業者の観点からみた新検査制度として CAP 活動を例にとった。事業者の CAP において重要度に応じた是正措置が進められることで安全性は向上する。一方、事業者では保安活動実施、新知見の反映などを実施し、安全性向上を継続する。そして安全性向上評価制度では、保安活動実施状況調査、新知見反映の調査、そして PRA などの評価を行い、総合評価を経て改善措置を決める。新検査制度ではこれらの活動の結果としてのパフォーマンスが検査される。

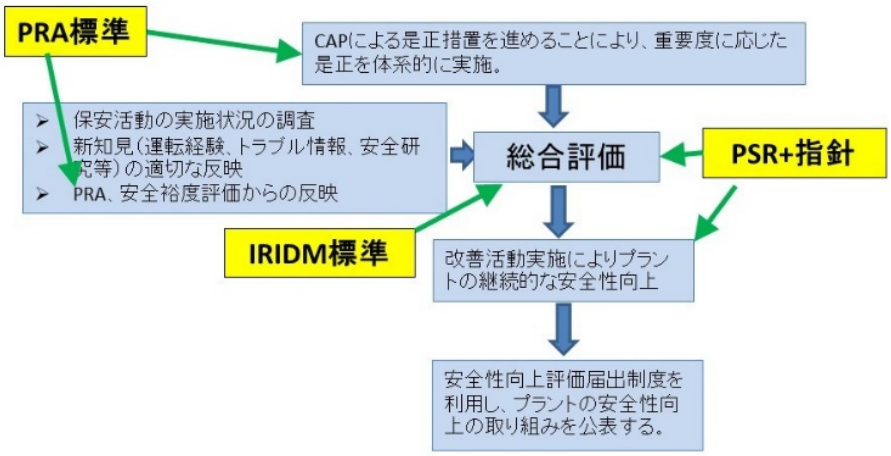


図２　新検査制度と安全性向上評価届出制度との連携

図１と図２[3]で、含まれる活動にどの原子力学会標準が適用可能性を示す。ここで総合評価とは安全性向上評価制度における総合的な評定を行うステップを示し PSR+指針が適用活用可能である。ただその具体的な評価方法は IRIDM 標準に示す多基準分析などの方法が用いられる。

5. まとめ

2020 年 4 月から新検査制度が本格運用に入る。我が国の原子力安全の確保活動を規制・被規制の関係性も含め大きく変革する動きである。この実効が上がることに原子力学会標準委員会の標準が貢献できるところがあることを示した。PRA 標準、リスク情報活用の標準（IRIDM 標準、PSR+指針）は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものである。今後、実例を積み、適用経験を標準にフィードバックすることでよりリスクに踏み込んだ活動が可能となる。

参考文献

[1] 電中研 NRRC，シンポジウム 2018, Richard A. Meserve,“リスク情報を活用した意思決定の考え方”(2018)
[2] 原子力規制庁，“我が国の検査制度の見直しの基本的考え方と具体的な仕組み，”2017 年 3 月 3 日原子力規制庁金子修一,(2017)
[3] 原子力規制庁，検査制度の見直しに関する検討チーム第 16 回会合，資料 5-1，令和元年 7 月 29 日(2019)

---

*Naoto Sekimura[1] and Yoshiyuki Narumiya[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]Japan Nuclear Safety Institute

2020年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

(2) 新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とその実現

(2) Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*高田　孝[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

標準委員会では、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る階層的体系構造を有した標準の策定を行っている。新検査制度の確実で効果的な実行は、我が国の原子力安全向上に重要であり、この中でリスク情報の果たす役割は大きい。確率論的リスク評価（PRA）標準の整備では、リスク情報活用に必要な種類と品質のものを標準委員会で整備を行ってきた。本報では、今後必要となる PRA 標準の体系的な構造や品質ならびその実現について考察する。

2. 活用のためのリスク指標

リスク情報を活用するためには、PRA 標準も含めリスク評価の過程で得られるリスク指標とリスク情報活用の対象を明確化することが重要となる。リスク指標はプラントライフの様々な場面で活用されるものであり、プラントの設計、安全評価やプラント運用、運用中の変更、監視活動（モニタリング）に加え新検査制度にも関係する安全上の問題の評価が含まれる[1]。

リスク指標の一例として、プラント状態の監視では、状態監視活動をリスク上重要な領域に向けることで、リスク寄与度を確実に低下させることを目的とし、Fussell-Vesely（FV）重要度、リスク増加価値（Risk Achievement Wort, RAW）、炉心損傷頻度の変化（Change in Core Damage Frequency, ΔCDF）、早期対規模放出頻度の変化（Change in Large Early Release Frequency, ΔLERF）等が挙げられる[1]。またオンラインメンテナンスでは、計画上又は実際のプラント構成時のリスクを計算することで、補償措置、スケジュールの変更、注目度の高い重要な保全活動を含む推定リスクが高い構成に対するリスクマネジメント措置を目的とし、CDF、ΔCDF、LERF、ΔLERF 等が挙げられる[1]。

特に検査制度におけるリスク指標の観点としては、日常的な利用を考慮し、あまり複雑な評価方法とならないことも重要であり、必要とされる「品質」とも繋がるものと考えられる。

3. PRA 標準の体系化

リスク評価で用いられる PRA は唯一無二の手法で実施されるものではなく、リスク評価の目的に応じて用いられる手法も変化する。現在標準委員会で取り組まれている PRA 標準の体系化（階層化）では、新技術や新手法が迅速に導入されるよう、国際的な PRA 標準の構成も踏まえ、性能的規定（What to do）と仕様的規定（How to do）、さらに詳細な方法や事例で構成される階層化をレベル 1PRA および地震 PRA において検討している（図 1）。

4. 必要な品質とその実現

PRA 標準に求められる「品質」は、モデルやパラメータの精緻性といった高い品質（high level of quality）を意味するものではなく、リスク評価の目的に応じた精度（不確実さを含む）となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。また新検査制度での PRA 標準の「品質」は、その範囲もパラメータ、PRA モデル、成功基準解析、専門家判断やピアレビュー等多岐にわたることに留意する必要がある。この品質確保の考え方は NUREG-1855 Rev.1[2]における意思決定における不確実さの取り扱いの考え方が参考となり、IRIDM 標準においても附属書で取りまとめられている[3]。

例えば、着目した事象については PRA モデルで詳細化し、影響のない部分を簡素化したモデルを用いた評

価の場合、簡素化した部分は「完全性の不確実さ（completeness uncertainty」に分類される。この時、PRA の結果に対し簡素化した影響が十分に小さいことが明確になっているのであれば、そのモデルは「品質」を満たすことになる。

このような「品質」の考え方を実現するために重要となるのは、判断基準（上記「影響が十分に小さい」）について各ステークホルダー（規制、事業者等）間で共通のものが構築されることである。ステークホルダー間でリスクを議論するときにリスク指標が共通的な「言語」となることは認識されているものの、その判断基準（価値基準）の共通化がなされない限り「言語」とはなり得ない。標準の体系化（**3.**）において、指標の判断基準は仕様的規定あるいは詳細な方法や事例に該当し、将来的な体系化において迅速に最新知見の反映が可能になると考えられる。

今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、判断基準の土台としての考え方や実践例の提示を行っていくことが、必要な品質を実現することになると考えられる。また、このような考え方や実践例の提示がリスク評価としての PRA の成熟の一助であり、新検査制度は PRA の実践的活用の非常に良い機会となる。

なお、新検査制度においてリスク評価は効果的な安全性向上を実践するための一つの手段であり、リスク評価を行うこと自体が目的とならないよう、確実に意思決定に活用されなければならない。

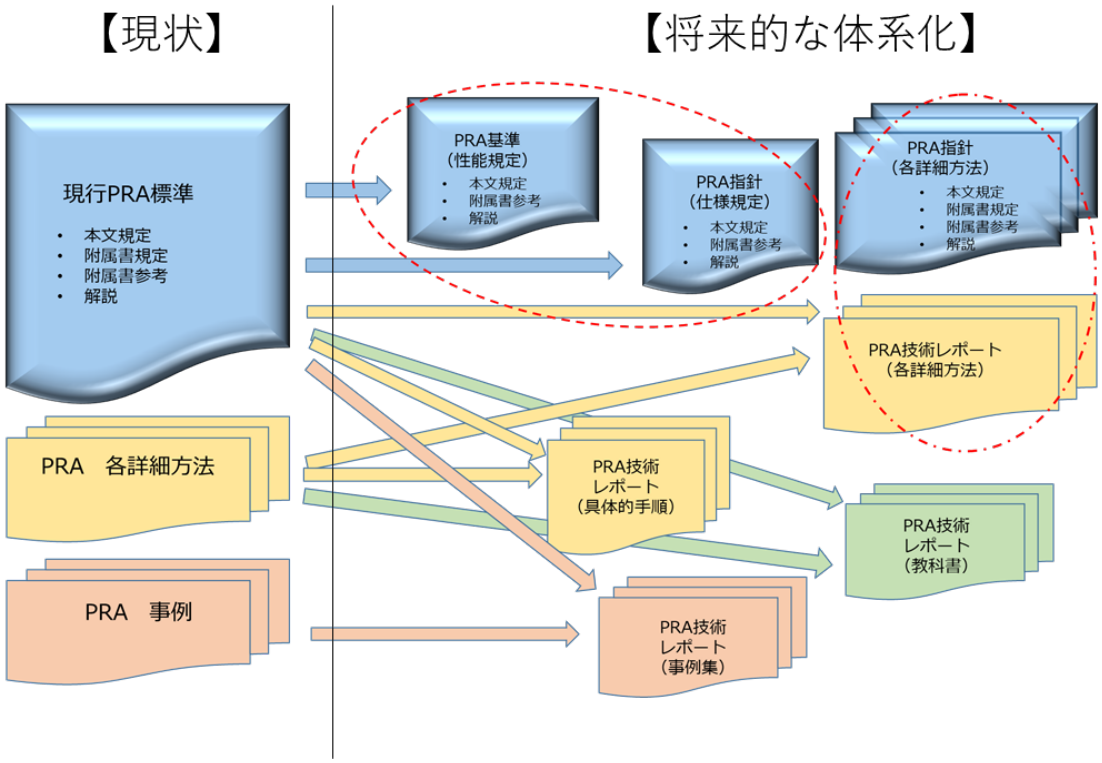


図 1 PRA 標準の体系化イメージ

5. おわりに

新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の「品質」とは、PRA が目的に応じた精度となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、その基本的な考え方や実践を、各ステークホルダーと協働で提示するが重要となる。また、新検査制度の確実で効果的な実行には、PRA から得られたリスク情報を確実に活用する枠組みの構築が必須となる。

PRA の成熟（性能や品質の改善）には、実践結果のフィードバックが極めて重要となる。今後、事業者・規制側ともに新検査制度で実施した PRA の評価過程を明らかにし、これを検証可能とするとともに、学会標準に継続的にフィードバックしていく活動が望まれる。

参考文献

[1] IAEA TECHDOC-1804, Vienna, 2016.

[2] NUREG-1855 Rev.1, NRC, 2016.

[3] 原子力学会標準、”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：2020”, 制定済（発行準備中）, 2020

---

*Takashi Takata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

（3）新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

(3) Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

村上 健太
長岡技術科学大学

1. IRIDM 標準の策定経緯

統合的安全性向上分科会は、「リスク活用の実務への適用が具体化」していくことを期待し、「安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための具体的な基準及び実施方法を規定する標準」を作成するために標準委員会システム安全専門部会の下に設置された[1]。同分科会は、安全性向上対策採用の考え方に関するタスクの成果[2]をベースとしつつ、標準委員会リスク専門部会 PRA 品質確保分科会と協働しながら標準の策定を進めた。分科会では、検査制度の改革においてリスク情報が重要な役割を果たすようになることを踏まえ、事業者のみならず原子力安全に関するステークホルダ全てにとって有用な標準となることを目指し、リスク情報を活用した統合的意思決定（IRIDM: integrated risk-informed decision making）のあるべき姿に関する議論が重ねられた。その成果は、「「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」に纏められ、この実施基準（以後 IRIDM 標準と呼称）は 2019 年 12 月に標準委員会で制定された。

何とか新検査制度の本格運用に間に合った形となったが、制定プロセスで沢山の意見や質問が寄せられ、IRIDM 標準の完成には多くの時間と労力がかけられた。そもそも IRIDM に関連した用語の使い方には、人によって大きなバラツキがあった。特に対応に苦慮したのは「IRIDM を織り込むことが業務の不必要な非効率化を招いてはいけない」という点である。「用いるべきリスク指標」や「日本社会に IRIDM を根付かせるために必要な事項」という議論も重ねられた。当然ながら、IRIDM 標準策定プロセスで指摘された事項は、新検査制度において解決すべき課題と共通点が多い。

そこで本稿は、まず新検査制度におけるリスク情報活用の状況について概観し、IRIDM 標準が規定するプロセスが検査にどのように役立つかを示す。また、新検査制度をテコにして継続的に安全性を向上させるために各ステークホルダが果たすべき役割を考察する。

2. 新検査制度におけるリスク情報活用

検査とは、施設および活動の状態が設計時に安全性を確認された状態（規制検査においては許認可を受けた状態）に維持されていることを確認するための行為である。機器のランダム故障や人のミスを完全に防ぐことはできないので、安全設計の妥当性が確認された施設であってもリスクをゼロにすることは不可能であるし、運転中にリスクを増加させる事象も発生する。検査の広義の目的は、これらの事象を発見して是正すること、及び事象の発生頻度を十分小さくすることである。

ここで、軽微な事象ほど発生頻度が高いことは想像に難くない。一方、マネジメントシステムに則って事象の再発防止を行うために割かれるリソースは、あるレベル以下の軽微な事象であればリスクの大小には殆ど依存しない。つまり、軽微な事象を検査で指摘して再発防止をやればやるほど（組織が割けるリソースは有限なので）組織全体としての安全性が低下することになる。つまり、リスク増加の大きな事象には再発防止を求め、リスク増加が十分小さい事象は簡潔に指摘するに止めることが大切である。

このコンセプトを被規制者である NEI がまず定量的に証明し、それに応える形で規制機関である NRC が規制制度を改革して誕生したのが、米国の ROP (reactor oversight process) である。日本の原子力規制委員会は、米国流の ROP に学びながら検査制度全体を見直して、2020 年 4 月から新検査制度を本格運用することになった。

新しい規制検査制度のポイントは、規制の目的と直結する 7 つのコーナーストーンを定め、これと直接関係する指摘事項 のみ を階層的に分類して、規制行為のトリガーに定めたことである。安全文化のような組織的要因はリスクと間接的ながら重要な関係を有するものの、安全文化の劣化を直接指摘することはせず、コーナーストーンのいずれかに該当する相応な問題が発見された時に背後要因として分析する。原子炉安全に関係するコーナーストーンでは、炉心損傷確率の変化（ΔCDF）が主たる指標とされる。

主たる検査行為は、事業者検査への立ち会いと、規制検査官がフリーアクセスの元で実施する規制検査となる。検査要領はコーナーストーン毎に検査の領域と視点を階層的に分類して整備されている。基本検査のガイドラインは、リスク重要度に基づいて SSC の検査頻度を設定することを求めている。検査制度の試行の中では、検査官が事業者と適切なコミュニケーションを行なって、リスク増加に直接的に関係する気付きを得ることが重視されているようである。事業者の視点に立てば、各構成員が自分の仕事とΔCDF の関係を強く意識すれば、検査官の疑問をその場で解消し、追加的な対応業務を回避できるようになる。

検査の気付き事項のうち安全に影響を与えるパフォーマンス欠陥が、指摘事項に挙げられる。重要度決定プロセス(SDP)では、パフォーマンス欠陥の結果として安全性にどんな影響があったかをΔCDF 等の指標で評価する。ΔCDF が 10^{-4}/年を超える事象は「赤」と判定され、「重大な安全上の結果になり得たであろう」深刻な違反と見なされて強制措置が取られる。ΔCDF が 10^{-6}/年以下の事象は「緑」と判定され、一定の要件を満たす場合、再発防止は原則事業者に任される。これらの中間には「黄色」「白」の領域があり、安全上の重要度に応じて個別の指摘事項に対する規制行為の大きさを変える仕組みになっている。これらに加えて、規制機関は、色別に分類された事象がどのくらい発生しているかと、コーナーストーン毎に設定された運転実績に基づくパフォーマンス指標を確認し、これらを「アクションマトリックス」によって総合的に評価して、定期的に施設の安全確保水準を公表する。

3. IRIDM 標準の使い方

IRIDM 標準は、リスク情報活用に必要な事項を包括的に取りまとめたものだから、新検査制度と直接対応している訳ではない。また附属書（参考）において様々な手法を紹介したので、200 ページを超える長大な図書となっており、使いにくく感じる方もいるかもしれない。とはいえ本文規定は 40 ページ弱であり、マネジメントの各プロセスに対応する箇所は更に短い。やや設備改造等に寄った書きぶりになっている部分もあるが、業務プロセスの改善等にも適用できるように工夫している。これらの業務に関係する方には、ぜひ一度手に取って、自分の仕事と IRIDM 標準の本文規定の対応関係を比較して頂きたい。仕事にリスク的な考え方を取り入れるためのヒントを容易に見つけることができるだろう。それから、関係する附属書を参照することで、自分の業務に直接使える評価手法を見つけることもできるかもしれない。

IRIDM 標準は、有意な不確かさを有するリスク情報を、業務や経営の判断材料へと整理する方法を示している。元々の IRIDM プロセスは「組織の経営判断は適切な入力情報が与えられれば合理的に導ける」と仮定する情報処理モデルに基づいていた。一方、組織経営では「構成員の相互作用によって創発された知識」を重視する傾向がある。IRIDM 標準は両方のタイプの組織に使ってもらえるように工夫を凝らした。使いたいリスク評価手法が未成熟である場合も考慮し、さまざまな使い方を附属書（参考）に記載した。

IRIDM 標準は、組織と個人がリスク情報活用に伴うアカウンタビリティをきちんと果たすよう規定されている。意思決定者と分析者とを分けた概念を使うことで、組織内のさまざまな構成員の役割と責任を定義した。不確実さを有する新知見の処理や、意思決定において何をどのくらい重視したかのエビデンスを残す方法を規定して、物事がどのように決められたかを外部から検証することも可能にした。また IRIDM プロセスによって対象とする問題のリスクプロファイルが変化していくので、どのタイミングで関係者との意思疎通を積極的に図るべきかを検討し、規定に織り込んだ。

4. リスク情報活用のあるべき姿

新検査制度の中でも SDP は分かり易いリスク情報活用例であるが、現実問題としてこのステップへ進む事象はごく少数だろう。とはいえ、リスク情報活用は気付き事項を見つける前から始まっていることを強調したい。カギとなるのは事業者の活動である。事業者は、旧来の是正処置プログラム（CAP）を拡張し、不適合にとどまらないプラント状態に関する報告を発電所のすべての階層の職員から報告される仕組みを構築し、情報のリスク上の重要度を考慮して、改善ための意思決定につなげるプロセスを構築している[3]。CAP を含む改善活動の中では、規制要件がリスク低下の邪魔をする状況が顕在化することも予期される。例えば、保安規定の記載事項の中に人的過誤を高めるような要件が見つかるだろうか。又は、相反性を有する二つの設計要件のバランスが悪いことが訓練やリスク評価から明らかになるだろうか。規制検査では、安全性向上のための事業者のマネジメントも監視されることになる。特定された問題の解決に現行の規制要件が関係していることが示されるなら、検査官は「規制活動の継続的向上」のためのインプットとして、事業者の取り組みから得られた知見を活用する必要がある。

最後に、リスク情報活用のためには、規制と事業者の対立構造だけを考えるべきではないことを強調したい。IRIDM 標準策定でも参考にした国際原子力安全諮問グループの報告書は、原子力安全のために「多層構造による頑健な制度」が必要であり、事業者と規制機関が各々自分のステークホルダに対してアカウンタビリティを示すことの重要性を示している[4]。アカウンタビリティには「安全に直結する事項を重視する」という姿勢を維持し、発信し続けることが含まれる。例えば、新検査制度試行期間中の 2019 年 6 月、新潟・山形地震への対応の中で、原子力事業者の FAX 通報のミスを地元自治体から指摘されるという事案があった。自治体や報道機関からの反発が予期されるにもかかわらず、規制事務所がこの事象を「重要視していない」という姿勢を示したことを積極的に評価したい。新検査制度の中でも要求されているステークホルダとのコミュニケーションを通じて、安全性に直結する事象を重視する態度が地域社会へ浸透していくことを強く期待している。

参考文献

[1] システム安全専門部会「安全性向上分科会の設立趣意書」STC37-6 (2016)
[2] 標準委員会 技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について」AESJ-SC-TR012：2015, (2018)
[3] 電気事業連合会　「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」(2018)
[4] International Nuclear Safety Group, International Atomic Energy Agency, “Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems – Institutional Strength in Depth”, INSAG Series No. 27 (2017)

Kenta Murakami
Nagaoka University of Technology

(2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 C会場)

[2C_PL04] 総合討論

*関村 直人[1]、*高田 孝[1]、*村上 健太[1] （1. 東大、2. JAEA、3. 長岡技科大）

原子力学会標準委員会では、新検査制度においてリスク情報活用に係る標準として、PRA標準、IRIDM標準などの整備に取り組んできた。

本セッションでは、7月29日の原子力規制委員会の検査制度見直し会合にて標準委員会から発表した「新検査制度に向けた取り組み」の説明、PRA標準の現状と今後の活用に向けた品質確保の課題も含めた構想の説明、安全管理や検査においてIRIDM（リスク情報を活用した統合的意思決定）標準を活用いただくための提案を中心に説明する。

総合討論では、本テーマに関する標準委員会活動の実績と今後の課題と解決策について、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 | 海外情報連絡会

[2D_PL] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

座長:阿部 弘亨(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 D会場 (共通講義棟 L棟1F L-1)

[2D_PL01] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

*倉田 正輝[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年春の年会

海外情報連絡会セッション

OECD/NEA における 1F 事故以降の国際研究プロジェクトの現状

Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*倉田 正輝[1]
[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を背景として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA: Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency）において様々な国際協力が進んでいる。本報告では、その中で、原子力施設安全委員会（CSNI: Committee on Safety of Nuclear Installation）と原子力科学委員会（NSC: Nuclear Science Committee）における主要な研究活動を概説する。それ以外にも多様な活動が進められているが、それらについては OECD/NEA の URL を参照いただきたい[1]。

2. OECD/NEA での研究協力体制

図 1 に、OECD/NEA の委員会の構成を示す。OECD/NEA はいくつかの委員会で構成され、その下に様々な研究分野について、ワーキンググループ（WG: Working Group）やワーキングパーティ（WP: Working Party）が構成され、情報交換が行われている。重要な個別課題については専門家会合（EG: Expert Group）が構成される。また、参加機関が予算を分担拠出するジョイントプロジェクトも複数進められている。これらの活動においては、参加している OECD/NEA 加盟国が認める場合に限り、非加盟国の組織の参加も認められる。

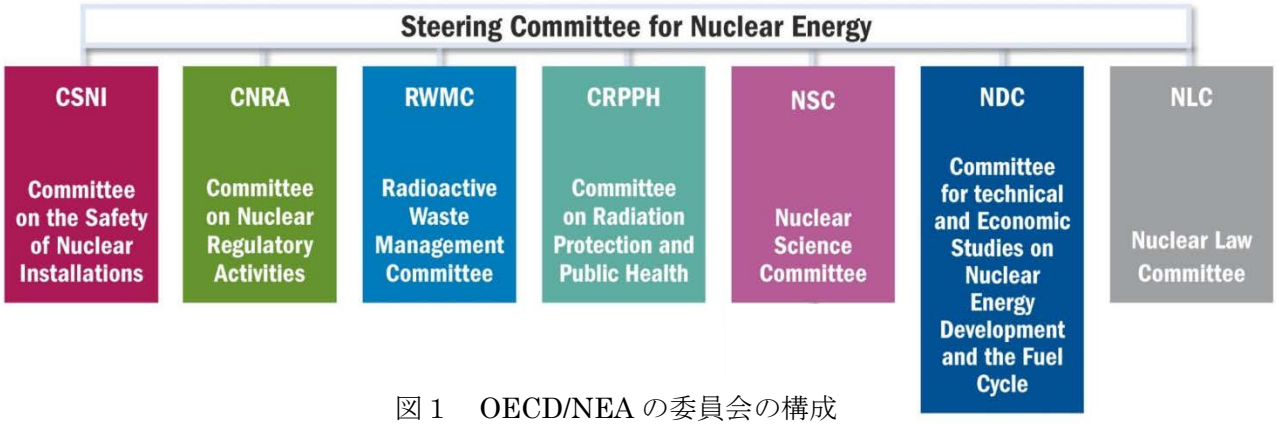


図 1　OECD/NEA の委員会の構成

3. 1F 事故以降の CSNI、NSC を中心とした研究協力活動

3.1. CSNI を中心とする活動

(1) 1F 事故を背景とした安全研究に関するシニア専門家会合（SAREF）

1F 事故で顕在化した課題と現状技術レベルのギャップを同定し、1F 事故以降の安全研究を適切に推進すると共に 1F 廃炉をサポートする目的で、2013 年 6 月に、1F 事故以降の安全研究に関するシニア会合（SAREF: Senior Expert Group on Safety Research Opportunities Post-Fukushima）が立ち上がった。1F 事故解析や廃炉の過程で得られる知見に基づいてどのような研究活動を進めていくか、また、NEA 加盟国に対し新たに得られる原子力安全性にかかわる知見をどのように提供していくかを目的とした議論が行われ、2016 年に報告書が提出された[2]。

報告書では、研究課題が短期的課題と長期的課題に分けて示されている。短期的課題は、実際の燃料デブリが取り出される前の準備段階で必要となる研究課題と位置付けられた。また、長期的課題は、1F 廃炉の進捗（炉内状況、デブリ取出し、残留線量、人材インフラ、コスト等を広く勘案）を参考にしつつ、数年後を目

途に具体的な議論を再開することとした。なお SAREF は規制庁が運営担当している。

この提言に基づいて、2017 年 1 月に、短期的課題の具体化に向けた準備会合が開催された。意見交換の結果、燃料デブリの特性評価にフォーカスした課題と、1F 現場サンプルの分析からどのような知見を得ていくかにフォーカスした課題に集約されることとなり、後述する二個の研究プロジェクト（PreADES、ARC-F）が立ち上がることとなった。

(2) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF/BSAF2）

1F 事故直後から、様々なシビアアクシデント解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON、SOCRAT 等）を用いた事故進展解析が様々な組織により行われた。これらの解析結果を整理し、得られた知見をいっそう有効に活用すると共に、それぞれの解析コードの効率的な開発に展開するため、2012 年に OECD/NEA の呼びかけにより、1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）が開始された。BSAF フェーズ 1 では、事故後 6 日間の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure vessel）と原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内部での熱水力状態の推移にフォーカスした解析が行われ、解析コードごとの比較が行われた。2015 年に、解析対象期間を事故後 3 週間に拡大し、また、PCV 外への核分裂生成物（FP）放出の解析も含めた BSAF2 に引き継がれ、2019 年に終了した。BSAF の報告書は NEA の URL からダウンロードすることができる[3]。BSAF2 の報告書は現在取りまとめ中である。BSAF/BSAF2 には 11 カ国の機関が参加し、BSAF は原子力機構の安全研究センター、BSAF2 はエネ総研が運営を担当した。

(3) 燃料デブリの分析に向けた準備研究プロジェクト（PreADES）

SAREF の提言を受けて、現在、燃料デブリ取出しに向けた準備プロジェクト（PreADES: Preparatory Study of Analysis of Fuel Debris）が進められている（プロジェクト期間 2017.7～2020.7）。**表 1** に PreADES のタスクの構成を示す。

表 1　PreADES プロジェクトのタスク構成

Task-1: Joint study of fuel debris expected properties and characterization
1-1: Estimated properties of fuel debris
1-2: Sharing of knowledge base on fuel debris characteristics
Task-2: Identifying needs and major issues for future fuel debris sampling, retrieval, and analyses
2-1: Needs for fuel debris analysis
2-2: Study for safety major issues related to future debris sampling, retrieval, analysis , transport, treatment, storage and disposal
2-3: Experimental/analytical techniques and demands in hot-testing facilities
Task-3: Planning of a future international R&D framework
3-1: Development of plan for a future R&D framework for actual fuel debris sampled from Fukushima Daiichi NPPs

Task-1 では、1F で形成された燃料デブリの特性について、これまで得られた 1F 事故にかかわる知見や、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故等の知見を参考に、特性リストのとりまとめが進められている。Task-2 では、燃料デブリの分析に関する様々なニーズの同定と燃料デブリ分析技術に関する情報共有が行われている。Task-3 では、これらの検討結果や 1F 現場から新たに得られる知見に基づき、1F 燃料デブリに関する今後の国際協力の進め方の議論が行われる予定である。PreADES の運営は原子力機構の CLADS が担当している。

(4) 1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F）

1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F: Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）は、SAREF の提言を受けて、2019 年 1 月から 2021 年 12 月までの 3 か年の予定で進められているジョイントプロジェクトである。ARC-F は、事故進展解明や建屋・格納容器内の状況理解に向けたサンプル情報の分析及び集約、事故シナリオ検討やソースターム評価を含む BSAF/BSAF2 のフォローアップ、これらを有効に進めるための国際的な専門家との情報共有や意見交換、を目的としている。これに基づき、ARC-F は以下の 3 個の Task で構成されている。

Task-1: Refinement of analysis for accident scenarios and associated FP transportation and dispersion

Task-2: Compilation and management of data and information

Task-3: Discussion for future long-term project

Task-1 では、事故シナリオの感度解析、個別重要事象の詳細解析、環境モニタリング情報に基づくソースターム逆解析等が進められている。Task-2 では、FP 移行経路や蓄積状況の推定に資するための建屋・格納容器サンプルに関する公開情報のデータベース化及び必要に応じた追加分析が行われている。前述の PreADES、後述の TCOFF と、この ARC-F プロジェクトの間では綿密な情報交換が行われている。ARC-F の Task-3 は、他プロジェクトの成果等も反映しつつ、今後進められる予定である。ARC-F の運営は原子力機構の安全研究センターが担当している。

(5) シビアアクシデントの不確かさ低減に向けたプロジェクト（ROSAU）

シビアアクシデント事象進展の不確かさのうち、圧力容器から流出する溶融した炉心物質の格納容器内部での広がり、溶融した炉心物質中の残留金属成分による溶融燃料とコンクリートの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）への影響、RPV 内外で堆積した燃料デブリの冷却性、に着目したジョイントプロジェクト（ROSAU: Reduction of Severe Accident Uncertainties）が米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）の運営により 2019 年 6 月より進められている。日本からは原子力規制庁及び電力中央研究所が参画するとともに、東京電力他が ANL を技術支援している。

3.2. NSC を中心とする活動

(1) 1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト（TCOFF）

文科省が提唱した東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成 26 年）に基づき、1F 廃炉加速化に向けた国際協力推進の一環として文科省から OECD/NEA に研究資金が提供され、1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト（TCOFF; Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station）が立ち上がった（プロジェクト期間：2017.6～2019.12、半年間延長見込み）。TCOFF では、原子力安全研究の専門家だけでなく、従来は原子力安全研究に直接携わっていない基礎科学研究の専門家も交えたシナジーにより、燃料デブリや FP に係る研究課題について材料科学的な検討を進め、得られた知見を PreADES や ARC-F 等の国際プロジェクトや国内の 1F 廃炉関連研究に提供している。TCOFF は 2 個の Task Force（デブリと溶融燃料、FP）で構成され、各国で開発されている熱力学データベースのベンチマーク解析に基づくデータベース高性能化、原子炉圧力容器内外の溶融燃料の挙動に係る検討、1F の原子炉格納容器内部から採集されたサンプル分析データの検討、Cs,Sr.Ba 等の蒸発性 FP の熱力学データの拡充、燃料デブリからの FP 浸出、等の要素課題に関する研究が進んでいる。燃料溶融現象の適切な理解と簡素化モデルへの組込み、溶融燃料と下部プレナム構造材との反応等について、非常に有意義な議論が進んでおり、報告書及び論文として公開される予定である。TCOFF で得られた燃料デブリの材料科学的な特性に関する知見は、上述の PreADES で進められている燃料デブリ特性リストの検討に反映されている。また、蒸発性 FP に関する新たなデータは ARC-F プロジェクトで活用される予定である。TCOFF の運営は NEA 自身が担当し、原子力機構の CLADS がテクニカルアドバイザーとしてサポートしている。また、原子力安全研究以外の専門家の英知を結集する観点で、TCOFF 研究基金を創設し、2018-2019 の 2 年間、基礎研究の国際公募をおこなった。ロシアのサンクトペテルブルグ州立大、オランダのデルフト工科大、フランスのマルセイユ大、日本の東工大等の提案が採択され、貴重な基礎データが提供された。なお、TCOFF には、我が国からは原子力機構、電中研、東工大が参加しており、報告者が議長を担当している。

(2) 軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL）

1F 事故以前より、ジルカロイ被覆管に比べ、シビアアクシデント条件において著しく水素や熱の発生が抑制される SiC を母材とする新型被覆管の研究は進められていた。1F 事故を契機として、いわゆる事故耐性燃

料（ATF: Accident Tolerant Fuel）への注目が国際的に高まり、OECD/NEA においても情報交換が開始された（2012,2013 年、CSNI と NSC 共催でワークショップ開催）、その結果、ATF には様々な開発目的をもつ様々な開発段階の要素技術が多数あることから、まず、ATF 技術の現状を整理することが必要であると合意された。これを受けて、2014 年に、NSC の下に、軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL: Expert Group of Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors）が立ち上がった。EGATFL は 3 個のタスクフォース（TF1: ATF システム評価、TF2: 事故耐性被覆管及びその他の燃料集合体部材、TF3: 先進燃料）で構成された。報告者は、日本代表委員として TF3 リーダーを担当した。**表 2** に、EGATFL で評価した主要な ATF 要素技術をまとめて示す。

EGATFL では、TF1 において様々な開発目的を持つ ATF 要素概念の定義とそれを実用化するのに必要な要件、及び、ATF 技術選択のための指標「技術成熟度（TRL: Technology Readiness Level）」をとりまとめた。TF2 と TF3 では、個別の ATF 要素技術について、実用化に必要な要素課題マップの整備と実用化阻害要因の検討、さらに、ATF 要素技術の現状の技術成熟度の評価を行った。これらの成果は、OECD/NEA の報告書として公開されている[4]。

EGATFL の成果を受けて、2018 年 1 月に、Enhancing Experimental Support for Advancements in Nuclear Fuels and Materials と題したワークショップが開催され、ATF 等の新たな概念の実用化に向けた意見交換が行われたが、各国の ATF 開発動向が大きく異なっていることから、OECD/NEA における ATF に係る今後の国際協力はまだ模索中である。要素研究としては、ドイツ KIT の QUENCH 試験装置を用いた ATF 模擬バンドル試験に係るジョイントプロジェクトの予備検討が行われている。

表２　EGATFL で検討した ATF 要素技術

ATF要素技術
- 被覆管、その他燃料集合体部材
  - コーティングZry、改良Zry
  - SiC系材料
  - 先進鋼材
  - 高融点金属（Mo等）
  - 先進制御棒、事故耐性制御棒
- 新たな燃料概念
  - 高度化二酸化ウラン燃料
  - 高熱伝導度燃料
  - 高密度燃料
  - TRISO型燃料

(3) 先進燃料に関する国際熱力学データベースプロジェクト（TAF-ID）

1F 事故以前より、各国で開発が進んでいる様々な熱力学データベースに関連する知見を統合・汎用化し、汎用的に使える国際データベースとして整備しようという検討が進んでおり、原子力機構と電中研はその主要メンバーとなっていた。1F 事故発生により、先進燃料だけでなく、軽水炉破損燃料もカバーできるデータベースとして整備することを日本から提案し、2013 年に TAF-ID プロジェクトが立ち上がった。2017 年にフェーズ 1 が終了し、そこで整備された TAF-ID データベース[5]は基礎科学の様々な場面で活用されている。日本からは、電中研が金属燃料に関わる熱力学データベースを、原子力機構が UO_2燃料と Zr の反応に係る熱力学データベースを、それぞれ提供する等で、国際汎用データベース開発に大きく貢献した。

2018 年より、TAF-ID データベースのユーザー拡充とニーズの掘り起こしを目的にフェーズ 2 が開始された。なお、TAF-ID プロジェクトは上述の TCOFF に対し、TAF-ID データベースの利用を無償で許諾する一方、TCOFF は得られた基礎データを TAF-ID に提供する等で、密接に連携している。なお、報告者は、TAF-ID プロジェクトの日本代表委員を担当している。

4. まとめ

1F 事故を背景として様々な国際的な研究活動が進められている。ここでは、CSNI と NSC の 2 つの委員会での活動について概説した。1F 廃炉に係るこのような国際プロジェクトをけん引していくのは日本の責務と認識している。また、若手・中堅の研究者には、国際会議での論文発表だけでなく、このような国際協力の場にもぜひ積極的に参加いただき、人脈作りや視野を広げることなどに活用いただきたい。

参考文献

[1] OECD/NEA, https://www.oecd-nea.org/

[2] SAREF report, https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2016/csni-r2016-19.pdf
[3] BSAF report, http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf
[4] EGATFL report, http://www.oecd.org/publications/state-of-the-art-report-on-light-water-reactor-accident-tolerant-fuels-9789264308343-en.htm
[5] TAF-ID database public version, https://www.oecd-nea.org/science/taf-id/taf-id-public/

---

*Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

企画セッション | 招待講演 | 内閣府

[2F_PL] 原子力政策とコミュニケーション

座長:岡嶋 成晃(会長, JAEA)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:00 F会場 (共通講義棟 M棟1F M-2)

[2F_PL01] 原子力政策とコミュニケーション

*岡 芳明[1] （1. 原子力委員会）

©日本原子力学会

2020年春の年会

招待講演

原子力利用とコミュニケーション
グランドチャレンジ;日本の原子力の大挑戦

Nuclear Utilization and Communication:
Grand Challenge of Nuclear Community in Japan

*岡　芳明[1]
[1]内閣府原子力委員会

１．グランドチャレンジ：日本の原子力の大挑戦、

見直し後の原子力委員会、グランドチャレンジとは、原子力委員会/省庁/電力業界/メーカ/研究開発機関/大学等の組織と個人にそれぞれのグランドチャレンジがある。最大の課題は関係者が問題を認識できるかどうか。原子力委員会はなぜ司令しないのか、原子力政策を考える方法、日本の原子力：成果と停滞、韓国の原子力研究開発と国際展開、日本は？　日本の原子力の 1990 年代からの停滞の原因と対策：まず課題の認識を

２．原子力委員会の活動

主な原子力委員会作成文書、原子力利用に関する基本的考え方、技術開発研究開発に対する考え方：各ステークホルダの果たすべき役割、プルトニウム利用の基本的考え方、米国の核不拡散に協力を、高速炉開発について（見解)、核燃料サイクルと高速炉：中期的には再処理と直接処分以外に「使用済み燃料は資源なので貯蔵する」方策がある。人材育成(見解)、人材育成関係の活動、根拠に基づいて帰納的に思考する必要がある・原子力でも、軽水炉利用について（見解)、ＴＭＩ事故後の米国の原子力発電量増加と事故率低減、なぜ自主的安全性向上が重要か

３．コミュニケーション

根拠に基づく情報体系の整備（見解）コミュニケーションのインフラ作り、根拠情報作成提供と進捗状況、今後の課題、日本のコミュニケーションの課題例、ＳＮＳ対応も課題、原子力は極めて危険？自分で自分の首を絞めていないか、リスクコミュニケーション？・容易でない

４．研究開発機関の役割と知識基盤

ＪＡＥＡの中期目標の変更について（答申)、日本原子力研究開発機構の役割の変革、原子力利用の知識基盤、原子力関係組織の連携プログラム、連携でムラからの脱却を、連携・協働のイメージ、連携の進捗状況

５．地球温暖化問題と原子力

パリ協定の概要及び主要国の温室効果ガス削減目標、国連気候変動交渉における交渉グループ、世界全体での二酸化炭素排出量、米国（トランプ大統領）はなぜ？・根拠情報を確認する習慣を、パリ協定を踏まえた我が国の地球温暖化対策の取組、我が国の二酸化炭素排出量の推移、二酸化炭素限界削減費用の国際比較、日本の課題の例、脱炭素化のコスト、再生可能エネルギーの特徴、原子力発電の特徴、我が国の電気料金及び燃料費の推移、電気料金の諸外国との比較、エネルギー自給率の各国比較、原子力発電は日本にとって重要なエネルギー、原子力は発展性のある分野

---

*Yoshiaki Oka[1]
[1]Japan Atomic Energy Commission

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2G_PL] 熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

座長:越塚 誠一(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[2G_PL01] 熱水力ロードマップの改定の概要

*中村 秀夫[1] （1. JAEA）

[2G_PL02] 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

*西 義久[1]、*大貫 晃[2]、*上遠野 健一[3]、*岩城 智香子[4] （1. 電中研、2．MHI、3．日立、4．東芝）

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方（パネルディスカッション）

*講演者全員[1]、*曽根田 秀夫[2] （2．日立GE）

©日本原子力学会

2020年春の年会

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(1) 熱水力ロードマップの改定の概要

(1) Overview of the revision of LWR thermal hydraulic roadmap

*中村 秀夫（JAEA）

1. 熱水力ロードマップ（RM）とは

日本原子力学会は 2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009(熱水力ロードマップ 2009)」を、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初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改定が行われて「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力ロードマップ 2017)」[1)]へ改訂された。2015 年版では特に、世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善を目指し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、主要な技術課題の実施状況の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応の整理、計算科学技術部会の協力による 1F 事故の原因となった外的事象対応の記述の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説 [2)]に概要が示されている。

2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の５点と説明している：(a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、(b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、(c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、(d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、(e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた３種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))が有ったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「基盤 R&D 技術マップ」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項目を１つに纏めているものが有ったが各項目と１対１に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、この様な技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コード

の機能の記述が充実･改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術･人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施･検討することとなった。2020 年春の年会での熱流動部会セッションでは、上記の様な技術マップ改訂の詳細について主要なポイントを踏まえて解説する。なお、熱水力 RM の今後のローリングにおいては、同セッションで計画される今後の軽水炉と熱水力分野の方向性に関する議論をも踏まえた具体的な展開が大いに期待される。

参考文献

1) 熱流動部会 HP：http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf
2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

*Hideo Nakamura (JAEA)

2020年春の年会

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(2) 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて
(2) Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*西　義久[1]，*大貫 晃[2]，*上遠野 健一[3]，*岩城 智香子[4]
[1]電中研，[2]三菱重工，[3]日立，[4]東芝エネルギーシステムズ

1. アクティビティ紹介

福島第一発電所事故を踏まえた反省のもと、電気事業者はリスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組みが必要との判断を元に、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）の活用を志している。電気事業者は原子力発電所の安全対策設備の徹底した高度化や訓練を進めているが、PRA ではそれら対策や設備などの不具合による事故の進展とその発生頻度を求めることができ、設備の偶発故障や人的過誤といった内的事象とともに、内部ハザードや外部ハザードといった外的事象により引き起こされる事故シナリオを網羅的に同定し、評価できるアプローチであることから、原子力発電所のリスク評価において重要な評価ツールと考えられている。PRA を実施することにより、炉心損傷の発生頻度の評価や核分裂生成物の環境への放出のリスクの評価、発電所固有の外部ハザードの発生頻度とその影響の評価が可能となるが、そのためには、過酷事故で想定される熱水力現象の適切なモデル化、また安全対策設備の機能のモデル化も重要となる。電中研リスク研究センター（NRRC）では、過酷事故解析コードの１つである MAAP を対象にモデルの高度化、不確かさ解析などによる高感度パラメータの同定を進めている。また、安全対策設備として導入が進められているフィルターベントについては最適評価モデルの構築を実施（発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備研究（フィルターベントの性能評価のための技術基盤整備））し、過酷事故の推移を動的に捉え圧力、排出されるガス（含蒸気）流量、温度、pH などを考慮した放射性物質の減衰量を評価できるモデルを提案している。NRRC では高度化されたモデルによる過酷事故進展評価を踏まえ、レベル１PRA、レベル２PRA、レベル３PRA（炉心損傷頻度の評価～放射性物質の環境への放出の頻度、規模及びその他の関連する特性の評価～公衆衛生、土壌、空気、水や食料の汚染等その他社会的影響の評価）技術の開発・高度化を進めている。【西 義久】

三菱重工では技術ロードマップを構築し、短期、中期、長期の課題に対応している。短期的な課題としては規制に絡んだものが想定され、中期的なものは電力事業者と連携して進めている。長期的なものは直近の成果は見込めないものの、将来に亘って重要となる革新炉の開発や既設炉も含めて安全性の向上に役立つ課題に取り組んでいる。

アクティビティ紹介では以下の 2 件を取り上げる。

「水素燃焼対策」：水素燃焼によるリスクと各種の AM 方策による有効性の評価の信頼性を向上すべく、CFD 技術の活用により爆轟遷移予測まで可能な評価システムを構築し、格納容器内での水素燃焼挙動の解明と格納容器健全性等の各種影響評価の実現を目指している。

「気液二相流挙動評価」：各種機器の性能評価や設計に活用できる 3 次元 2 流体モデルによる気液二相流予測評価システムの開発を行っている。蒸気発生器の 2 次側でのボイド率や流速の予測による U 字型伝熱管の流力弾性振動の評価をはじめ、多方面での課題に対応している。【大貫 晃】

日立及び日立ＧＥニュークリア・エナジーでは、原子力発電所の安全性向上に向けた技術開発を進めるとともに、豊富な実績を有する沸騰水型軽水炉をベースとして、使用済み燃料の環境負荷低減と経済性向上の社会ニーズに応える炉の開発を進めている。安全性向上に向けた取組みの一例として、事故時に格納容器内のガスの密度差を利用して蒸気を継続的に凝縮させる新型冷却器の開発を進めている。これまでに、格納容

器内環境を模擬した要素試験で新型冷却器の動作原理を確認し、取得した伝熱データを用いて伝熱モデルを検証した。さらに、CFD による熱流動解析や過酷事故解析コードによるベント開始時間の検討を通して、新型冷却器の有効性を確認している。また、社会ニーズに応える炉の開発にあたっては、原子炉内で冷却水を沸騰させる沸騰水型原子炉の特長を最大限活用するため、燃料集合体内における気液二相流挙動の評価技術の高度化や、自然循環流量の評価技術の開発を進めている。開発にあたっては、様々なステークホルダーと協創させていただき、高温高圧試験設備において、X 線 CT やワイヤーメッシュセンサを用いたボイド率分布計測手法等の最新の計測技術を適用した、要素試験及び総合試験を活用することで、より説明性の高い評価技術の開発を進めている。【上遠野　健一】

東芝エネルギーシステムズでは従来から、安全性向上を目指した事故時冷却システム・機器の開発に注力している。特に静的安全系を構築する要素技術として主に、PCCS、IVR、コアキャッチャ等の開発を行ってきた。これらの静的システムは重力や相変化などの自然力が律速のため、性能評価には熱水力現象の十分な把握が求められる。例えば横型 PCCS の開発においては、単一 U 字管による不凝縮ガスを含む基礎的な凝縮現象の把握と定式化、管群体系での性能試験、システム応答試験とステップを踏んで長期にわたる開発を進めてきた。最終的には、システム応答試験結果を TRAC、MAAP によって解析しモデルの妥当性を確認している。コアキャッチャは、以前より溶融炉心対策に対する欧州規制を満足する過酷事故対応システムとして開発してきたが、福島第一発電所事故以降、既設炉にも設置可能な薄型コアキャッチャの開発を開始した。実スケール試験によって水平流路でも自然循環によって除熱されることを確認し、二相圧力損失や熱伝達係数等を取得して評価手法を構築した。これらの AM 策は開発終了し、実機仕様にあわせた設計・評価が可能と考えている。これらに加えて、BWR 向けの過酸化金属による水素処理など新たな AM 策を開発中で、格納容器機能維持の信頼性向上に向けて取り組んでいる。さらに、超小型炉についても開発に着手したところである。【岩城智香子】

2. ロードマップローリングについて

熱水力ロードマップは、特にレベル２PRA（炉心損傷後、放射性物質の環境への放出まで含めた評価であり、特に格納容器内現象が関連する）の開発において、現象の知見レベル・重要度のレビューが可能となり、非常に有用である。その分野の知見に関しては国際的な大型プロジェクトでのアップデートなどが主流であり、ローリングは大型プロジェクトの成果が公知化されたタイミングなど節目節目で、分野の異なるメンバーがテンポラリーに集合し、自分の分野のアップデートを紹介・改定案を提示するなどの方法で実施することが合理的であるとも考えられる。【西　義久】

熱水力ロードマップの改定では「安全性向上」をターゲットに安全性評価技術の高度化を目指して技術マップを整理してきた。今後、安全性評価技術の高度化をどのような形でどの程度ローリングを行えば、学会として有効で有益なものとなるのか、真摯な議論を経て進めていく必要性を感じている。学会でのローリング活動は幅広い機関の参画メンバーの問題意識をぶつけあうことが可能であり、こういった場の提供は「人材育成」に通じ、そこにこそ存在意義があるのかもしれない。企画セッションでの真摯な議論をきっかけに、学会ロードマップのローリングを活性化するドライビングフォースの構築を目指したい。【大貫 晃】

熱水力ロードマップは、多くの熱流動専門家の協力のもと、福島第一原子力発電所事故以降は特に、既設炉の安全性向上の観点から過酷事故に対する知見の充実度や取り組むべき課題の整理・見直しがなされてきた。本ロードマップは、人類の英知であり、また、継続的な安全性向上の観点から取り組まなければならない項目が纏められている道標でもある。一方、日本だけではなく世界的に見ても、原子力発電事業を取り巻く状況の厳しさは増していると言わざるを得ない。脱炭素社会の実現に向けて原子力発電が果たすことができる役割は大きいと考えており、今後のロードマップのローリングに際しては、将来社会における原子力発電のあるべき姿（安全性、経済性、レジリエンス、電力系統安定化など）に基づき、そこで求められる熱流動技術についても、ある意味で前向きに、関係者で広く議論していく必要があると考える。【上遠野　健一】

ロードマップはこれまで多くの皆様のご尽力により策定及びローリングがなされてきた。今回の改定ではさらに、原子力規制の状態分類と紐づけることで課題の網羅性も確保され、個々の現象レベルの評価まで

参照可能な詳細なものとなった。今後は、この詳細版を活用されやすいものにするための検討が必要かもしれない。また、福島第一発電所事故以降は既設炉の安全性向上にフォーカスしてきたが、時期を見て、原子力発電の再エネとの協調も踏まえた将来的な在り方と熱水力的課題など、エネルギー再構築の大きな視野にたった議論を始めてもよいのではないかと考える。【岩城智香子】

---

*Yoshihisa Nishi[1], Akira Oonuki[2] ,Kenichi Katono[3] and Chikako Iwaki[4]
[1]CRIEPI., [2]MHI, [3]Hitachi, [4]Toshiba Energy Systems & Solutions

(2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 G会場)

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方（パネルディスカッション）

*講演者全員[1]、*曽根田 秀夫[2] （2．日立GE）

熱流動部会では、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ（熱水力RM）」を作成し、そのローリングを継続的に実施している。当該マップでは、熱水力の面から原子炉の安全性の向上、高度化のための研究開発課題が整理されている。

本企画セッションでは、当該戦略マップの最新版として公開を予定している熱水力RM 2020）について、改定に際する議論の経緯を含めて紹介するとともに、産業界での最新の研究開発への取り組みを紹介し、熱水力RMのあり方、ローリングの方向性などについて議論を深める。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2H_PL] 福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

座長:茶木 雅夫(エネ総研)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[2H_PL01] 核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ

*逢坂 正彦[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] 計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究

*板倉 充洋[1] （1. JAEA）

[2H_PL03] 「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること

*奥田 洋司[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

（1）核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ

(1) Computational Approach to Fission Product Behavior

*逢坂 正彦[1]，三輪 周平[1]，中島 邦久[1]，鈴木 知史[1]，唐澤 英年[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

軽水炉等シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価の高度化は、軽水炉の安全性向上や福島第一原発（1F）廃炉に向けた重要課題であり、セシウム等核分裂生成物（FP）の挙動を解明しモデルを高度化していく必要がある。SA 時に炉内は温度（燃料が溶融する 2,000 ℃以上から格納容器の数百度程度まで）、雰囲気（水蒸気、水素等）、元素（燃料、FP、構造材元素等）等が多様かつ幅広な値をとり、熱流動や化学が重畳した複雑な条件となる。これらの条件を評価しつつ FP 挙動を解明していくためには、熱流動、化学、熱力学等マルチフィジックスを扱える計算科学技術が不可欠となる。本発表では、JAEA が進めている FP 化学挙動を評価するための研究 [1]の内容を紹介し、FP 挙動評価における計算科学技術への適用例や期待等を述べる。

JAEA が進める FP 化学挙動研究は、(1) SA 時の FP 挙動再現実験による現象・挙動把握、(2) 分離効果実験と結果の解析等による現象・挙動のモデル化／データベース化とその検証、及び(3) 解析コードによる実機等での FP 挙動予測、からなる。(1)では、CFD に FP 化学モデルを組み込んだ解析ツールを用いて、FP 挙動再現実験の現象・挙動の解析を行っている（図 1）。このツールには、FP 放出、エアロゾル生成・成長、FP 蒸気種の化学反応、壁面（構造材）への沈着等、SA 時に生じる主な FP 挙動のモデルが組み込まれている。(2)においては、第一原理計算により、Cs-I-B-Mo-O-H 系化学反応の速度定数、Cs が鋼材と化学反応を生じて吸着する現象のモデル化に必要な各種 Cs-Fe-Si-O 系化合物の熱力学データ等の計算を行っており、得られた各種定数・データはデータベースとして整備されている。(3)では、SA 解析コードに(1)(2)で構築したモデルやデータベースを組み込み、FP 挙動再現実験や実機の解析を行っている。また、CFD をベースとした手法により、事故時 FP エアロゾルの原子炉建屋での除去による環境放出量抑制効果を評価している。

SA 時に、広大かつ複雑な構造である原子炉格納容器内の空間で、かつ熱流動・化学・物理の様々な条件が重畳する中での FP 挙動を評価するためには、実験や事故炉の調査等によりその一部を把握し、さらには計算科学技術を用いて用途・目的に応じた精度・性能で FP 挙動をシミュレーションにより予測していくことが重要である。このため、本 FP 化学挙動研究のみならず、今後本格化するであろう 1F 廃炉のためのデブリ分析及び評価において限られた分析結果から炉内の状況に係る情報を最大限に引き出すためにも、計算科学技術の重要性は高いと考える。

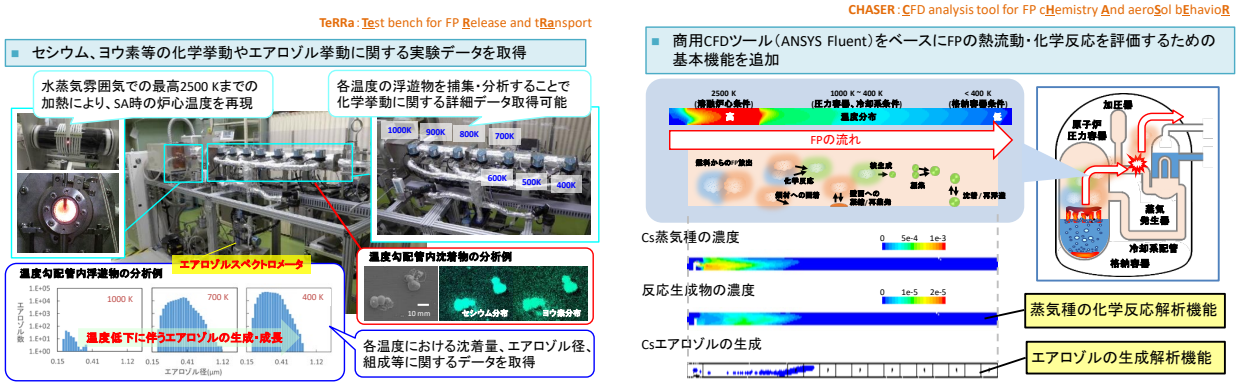


図 1　SA 時の FP 挙動再現実験とその解析による現象・挙動把握（左：再現実験、右：解析ツール）

[1] S. Miwa et al., Mechanical Engineering Journal, https://doi.org/10.1299/mej.19-00537 (Advanced Publication by J-STAGE).

*Masahiko Osaka[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1], Chikashi Suzuki[1], Hidetoshi Karasawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

（2）計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究

(2) Computational Material Science Studies for Environmental Recovery and Decommission

*板倉　充洋[1]，数納 広哉[1]，小林　恵太[2]，奥村　雅彦[1]，中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]

[1]JAEA システム計算科学センター，[2]高度情報科学技術研究機構

1. 緒言

福島第一原発の事故では、高温環境下の原子炉内において、様々な物質が溶融・反応しデブリが生成された。現在、廃炉に際し生成した様々な成分のデブリの性状を予測することが求められている。また、環境中に放出された放射性セシウムは、地表で主に粘土鉱物に吸着される一方、森林環境では一部のキノコに濃縮されることが知られており、今後の除染土壌の減容化や放射性セシウムの移行予測に向け、それらの機構解明が強く求められている。これらの課題に対し、対象となる現象を原子レベルで計算により明らかにすることができれば、次にどのような実験を実施すべきかが明確化する等、研究の効率化が図れるとして計算科学に対する期待は大きい。本講演では日本原子力研究開発機構・システム計算科学センターで行っている原子レベルの計算科学研究の内容と成果を発表する。

2. 計算科学的材料研究

2-1. 粘土鉱物へのセシウム吸着

これまでの研究で放射性セシウムは地表で主に粒径の小さい粘土鉱物に吸着されていることが判明し、特に Si、Al、O、H からなる層の間にある正イオンがセシウムに置換され安定に存在することで吸着されることが示唆されていたが、その吸着機構は明らかになっていなかった。この吸着機構を具体的に明らかにするため、典型的な粘土鉱物に対して特殊な境界条件を用いて層を引き離し、各種の水和金属イオンが吸着する場合の自由エネルギー変化を第一原理計算で評価したところ、実際の粘土鉱物でみられる「ほつれたエッジ」と呼ばれる端の部分にセシウムイオンが強く吸着されることが分かった。本研究では「ほつれたエッジ」という状態を原子レベルで初めてモデル化に成功したことが、定量評価に繋がる鍵となった[1]。

2-2. キノコへのセシウム吸着

森林環境では、放射性セシウムの一部は菌類、地衣類、樹木等に保持され、特に一部のキノコの傘部分への濃縮が観察されている。この観察結果から放射性セシウムの濃縮には、傘が有する色素分子とセシウムイオンとの錯体形成という過程が重要な役割を果たしていると考えられてきた。例えば、キノコに含まれる色素分子の代表例がノルバジオン A（Norbadione A;$C_{35}H_{18}O_{15}$）であるが、これはニセイロガワリやコツブタケ等に多く含まれることが知られている。本研究では、高精度な量子化学計算手法を用いて、ノルバジオン A とセシウムイオンとの錯体構造やその錯形成エネルギーを計算し、セシウム選択性の定量的評価を行った。その結果、水中においては、生体内に多く含まれるカリウムイオンよりもセシウムイオンと選択的にノルバジオン A と錯形成し、そ

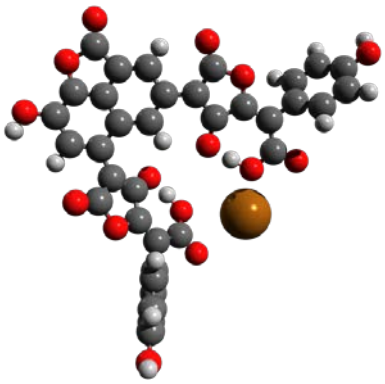


図 1：ノルバジオン A-セシウム錯体。大きい球がセシウムイオン、黒、赤、白の球がそれぞれ炭素、酸素、水素原子を表す。

の選択的錯形成の機構としては、ノルバジオン A がハサミ型の分子であることに起因することが分かった（図１）。キノコの色素にはノルバジオン A のようなハサミ型分子が幾つか見られ、その特徴的な形状を持つ色素分子の存在がキノコにおける放射性セシウム濃縮の一つの原因と考えられる[2]。

2-2. デブリの性状

デブリの取り出しに向け、実験で模擬デブリを作成し硬さなどを測定する研究が行われている。デブリの主な成分は燃料の二酸化ウランおよび酸化した被覆管の二酸化ジルコニウムの混合物であり、その混合割合や冷却速度によって硬さなどが大きく変化し、北垣らによる実験[3]では、模擬デブリの破壊靭性がジルコニウム濃度の変化に対し不連続に変化することが観察された。この原因を探るため、第一原理計算を用いて模擬デブリが単一の蛍石型結晶である場合について破壊靭性を計算したところ、不連続な変化は見られなかった。一方で実験においては破壊靭性が上昇したサンプルにおいて微量の異なる結晶構造の X 線スペクトルが観測されており、この微量の結晶が破壊靭性の上昇の原因であることが示唆された[4]。

3. 結言

今後の廃炉に向かい、炉内で発生した制御棒、構造材、被覆管、燃料等様々な材料の酸化、共晶溶融、化学反応などを推定し、廃炉計画策定に資することが求められる。それには実験と計算の連携による研究推進が必須である。特に共晶溶融や流動デブリの表面凝固などの現象は、これまで固体物理の第一原理計算では計算があまり行われてこなかった固液界面、気液界面に関する知見の取得およびその知見に基づいたマルチスケールモデルによる計算が必要となる。また環境中でのセシウム移行に関する計算化学的研究においては、多くの水分子を適切に取り扱う必要がある。システム計算科学センターでは、そうした計算を高速に行うため、機械学習分子動力学手法を原子力材料に応用し廃炉および福島環境回復に資する研究を推進している。その一例として、図 2 に機械学習分子動力学計算で得られた二酸化トリウムの固液共存状態の原子配置を示す。一般に二酸化アクチノイドは融点が高く液体状態の実験が困難であるが、この例では数万通りの固体および液体の第一原理計算の結果を学習し、さらに大規模化することで固液界面の特性を評価することができる。

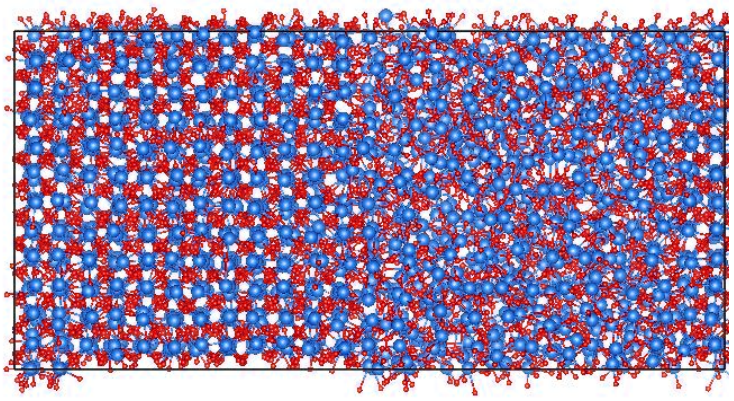


図 2：機械学習分子動力学計算で得られた二酸化トリウムの固液共存状態。

参考文献

[1] Okumura, M., Nakamura, H., & Machida, M., Journal of the Physical Society of Japan, 82(3), 033802. (2013).

[2] Suno, H., & Machida, M., Chemical Physics Letters, 730, 26-31 (2019).

[3] Kitagaki, T., Hoshino, T., Yano, K., Okamura, N., Ohara, H., Fukasawa, T., & Koizumi, K., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 4 (2018).

[4] Itakura, M., Nakamura, H., Kitagaki, T., Hoshino, T., & Machida, M., Journal of Nuclear Science and Technology, 56(9-10), 915-921 (2019).

* Mitsuhiro Itakura[1], Hiroya Suno[1], Keita Kobayashi[2], Masahiko Okumura[1], Hiroki Nakamura[1] and Masahiko Machida[1]

[1]JAEA CCSE, [2]Research Organization for Information Science and Technology

2020年春の年会

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

(3)「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること

(3) What did "K" enable us? What does "Fugaku" enable us?

*奥田 洋司

[1]東京大学

1. はじめに

近年のノイマン型計算機ハードウェアの高性能化は、並列化、クラウド化、あわせて、メモリ構造の階層化により実現されている。これらハードウェアが有するピーク性能をどの程度実効的に発揮できるかは、プログラムの要求する B/F 値（プログラムやデータ構造で決まる、1 フロップあたりに必要なデータ量）に大きく依存する。CAE (Computer Aided Engineering)の分野、とくに、非構造格子（unstructured grid）に立脚した離散化解法、例えば、差分法や有限要素法は、一般的に B/F 値が大きく、メモリ律速となることに注意しなければならない。

2. 詳細化と高速化による CAE の高度化

2-1. ノード間並列

ネットワーク結合された多数ノードを同時に使うことにより大規模な詳細解析が可能となる。計算機の有効利用を図るという意味では、ノードに負担させるタスク量が通信量に対して相対的に大きくかつ負荷バランスのとれた分割を行えば、Weak Scale という意味で加速率を上げることが比較的容易に行える。この場合のプログラミングモデルは領域分割基づく SPMD タイプとなるのが一般的である。しかしながら、空間解像度が詳細化されると、あわせて非線形や時間進行のための増分も細かくする必要がある。計算機が N 倍になっても解ける問題の詳細化を通じて享受できるメリットが N 倍には届かない、と言われるゆえんである。

2-2. ノード内並列

ノード内（CPU 内）の複数コア同時利用による演算加速は、OpenMP などの並列指示文の挿入によるループ分割で実装されることが多い。コア数にも依るが、こちらも負荷バランスやブロッキングなどに注意を払えば、加速は比較的容易である。注意しなければならないのは、1 ノードのピーク性能にどれだけ近い実行性能（対ピーク性能）を発揮できているかであり、多くの CAE アプリケーションではこの値に課題が残されている。具体的には、対ピーク性能で数%程度のものが多い。CAE の多くの局面において、解析モデルの詳細度を上げる必要性と、モデル規模は一定のまま並列計算により高速化を図る必要性の、両面があり、後者はノード内並列性能（Strong Scale）に加えて対ピーク性能について向上させることが重要となる。

3. CAE 高度化における課題

3-2. 詳細化から不確実性へ

造信頼性評価の分野に限って言えば、今後さらに CAE に要求されるものは単に計算モデルの詳細化に留まらず、ジョイント部などを含むアセンブリ構造としての構造物評価、物性値や形状の不確実性の考慮、が挙げられる。後者に必要な計算基盤としては、Embarrassingly Parallel を戦略としたモンテカルロ法の並列実施などがある。

3-2. オープンソース化による検証精度の向上

アプリケーションの V&V を実施するうえで、オープンソース化は自然な流れであり、オープンソース化に勝る計算の透明度はない。各企業や大学が所有するデータにこそコアコンピュタンスが見いだされるべきである。

4. おわりに

講演では、著者がその開発の携わってきた並列非線形 FEM 構造解析プログラム FrontISTR（FrontISTR）での経験を通じて、CAE の現状と課題についてディスカッションする。

---

*Hiroshi Okuda

[1]The Univ. of Tokyo

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[2J_PL]「次期軽水炉の技術要件検討」WG報告

より安全・合理的な設計を目指して

座長:山口 彰(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 J会場 (共通講義棟 M棟2F M-24)

[2J_PL01] 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

*佐藤 拓[1]（1. 関西電力）

[2J_PL02] 抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例

*有田 誠二[1]（1. MHI）

[2J_PL03] 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

*山本 章夫[1]（1. 名大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

（1）次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

(1) Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*佐藤 拓[1]，山口 彰[2]，山本 章夫[3]，大神 隆裕[1]，有田 誠二[4]
[1]関西電力，[2]東京大学，[3]名古屋大学，[4]三菱重工

1. はじめに

原子力発電部会に次期軽水炉の技術要件を広い見地から議論する WG を設立し、福島第一原子力発電所事故の教訓や既設炉の新規制基準適合性に係る審査(特定重大事故等対処施設審査も含む)の経験を踏まえ、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件を検討してきた。本講演では、本 WG の概要及び議論の対象となる論点について紹介する。

2. 「次期軽水炉の技術要件検討」WG の概要

2-1. 本 WG 設立趣旨

2018 年 7 月に策定された第 5 次エネルギー基本計画において、2030 年に向けては、2014 年策定時の枠組みを踏襲してエネルギーミックス目標(原子力は 20～22%)は見直さず、原子力は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としての役割を堅持し、また、2050 年に向けては、原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢として安全炉などの開発を進める方針が示された。

2030 年以降の原子力の電源構成 20～22%を維持するのであれば、高速炉の実用化の目処が 2050 年代以降であることから、2030 年代に次期軽水炉の設置が望まれる。しかし、次期軽水炉の設置には現在の社会状況を踏まえると計画から運開まで 20 年近くの歳月が必要になると考えられるため、2030 年代の運開を想定すると、設置許可に向けた準備に取り掛かる必要があると考えられる。

一方、福島第一原子力発電所事故(1F 事故)の教訓として強化された現行の新規制基準は既設炉を対象としたものであるため、改造工事や可搬型設備の配備等で対応しているが、次期軽水炉の設置に当たっては、既設炉の対応に捉われず設計段階から柔軟な対策が取れる。そのため、次期軽水炉では、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験も踏まえ、既設炉よりもより安全でより合理的な設計対応が可能になると考えられる。

そこで、2018 年 6 月に原子力学会原子力発電部会の傘下に WG を設立し、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件について、広い見地から議論してきている。議論に当たっては、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験を活かすことができることから、まずは再稼働している国内 PWR を対象とした。

2-2. WG メンバー

以下の通り、本 WG は、大学、研究機関、電気事業者、メーカの技術者・研究者で構成している。

- WG 主査： 山口 彰(東大)
- WG 幹事： 山本 章夫(名大)、大神 隆裕(関西電力)、有田 誠二(三菱重工)
- WG 委員： 大学関係(7 名)、研究機関(3 名)、電力会社(4 名)、メーカ(5 名)

---

* Taku Sato[1], Akira Yamaguchi[2], Akio Yamamoto[3], Takahiro Oogami[1], Seiji Arita[4],
[1]KEPCO, [2]Univ. of Tokyo, [3]Nagoya Univ., [4]MHI

2-3. WG の全体工程及び議論する項目(本 WG の開催実績)

本 WG の設置期間は 2018 年 6 月~2020 年 5 月であり、WG 開催実績を以下に示す(合計 7 回開催)。

	2018 年度上期		2018 年度下期		2019 年度上期		2019 年度下期	
WG の全体工程		第 1 回 (7/23)	第 2 回 (10/31)	第 3 回 (1/28)	第 4 回 (4/24)	第 5 回 (8/1)	第 6 回 (11/8)	第 7 回 (2/19)
議題		議論する項目の抽出	恒設/可搬型 SA 設備	APC その他テロ対策	深層防護の実装	溶融炉心冷却対策	議論の総括	WG のまとめ(報告書等)

2-4. WG の検討プロセス（図 1 参照）

本 WG では、まずは、1F 事故の経験を踏まえ、次期軽水炉は設計段階から柔軟により安全でより合理的な安全対策を講じることが可能であることから、既設炉の安全対策の経験を踏まえ、最適化の余地の観点から議論の対象となる項目を整理し、論点を抽出した。次に、抽出した論点に対して、関連する海外の規制動向も参考にして次期軽水炉においてどのような対策を実施すべきなのか、既設炉よりもより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討した。更に、検討した次期軽水炉の設計方針に対して、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会[1]でも議論された深層防護の実装の観点から妥当性を示すと共に、これら設計方針を実現するために望まれる技術要件をまとめた。

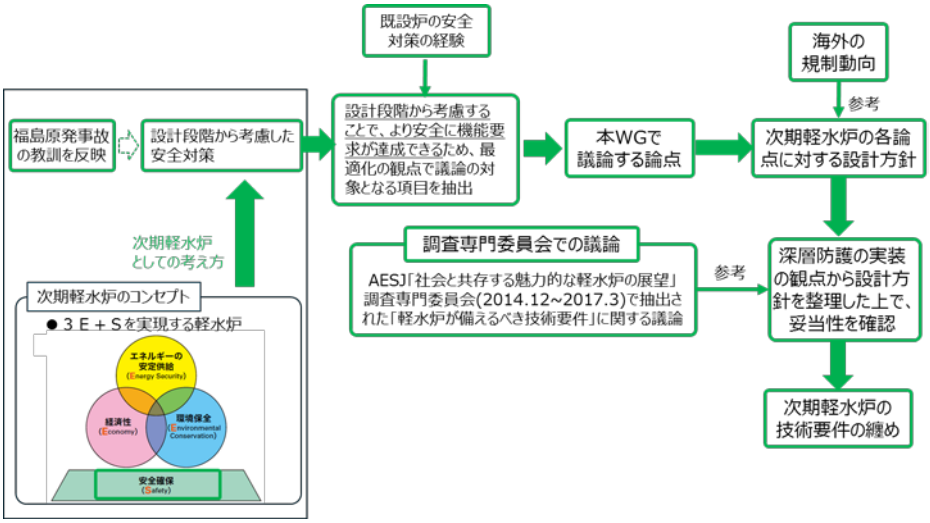


図 1　本 WG の検討プロセス

3.　議論の対象となる論点の抽出

3-1. 論点抽出の考え方

次期軽水炉では、設計段階から福島第一発電所事故の教訓及び新規制基準で新設／強化された規制要求の考え方を踏まえて柔軟に対応し、最適化を図ることができる。その際、安全確保の思想として、既設炉と同じものと既設炉から変え得るものに分類できる。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓既設炉と同じものについては、実機設計で具体化する。
- ✓既設炉から変え得るものについては、既設炉の経験と深層防護等を参考に、最適化の観点から議論の対象として論点を抽出する。

3-2. 最適化の観点で議論の対象となる論点の抽出

福島第一発電所事故の教訓及び新規制基準で新設／強化された規制要求の考え方に対し、既設炉の安全対策(シビアアクシデント(SA)対策、特重施設)を踏まえ、次期軽水炉への展開を図り、最適化の観点で以下の 3 つの論点を抽出した。(詳細は表 1 参照)

(論点１)

既設炉の経験も踏まえ、恒設/可搬型 SA 設備の組合せに最適化の余地がある“SA 対策の機能要求”

(論点２)

APC(AirPlane Crash)及びテロ対策は、設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、深層防護の実装の観点から最適化の余地がある“特重施設の機能要求”

(論点３)

国内既設炉とは安全思想が異なる海外で実績ある対策の適用も選択肢として考えられる“国内での溶融炉心冷却対策の新技術の適用性”

4. 抽出された論点と議論内容

次期軽水炉として設計段階から柔軟に対応可能な項目として抽出された３つの論点に対して、議論する内容は以下の通りとした。

(1) SA 対策の機能要求(恒設/可搬型 SA 設備の取扱い)
- 既設炉では、SA 対策として可搬型設備を基本
- 次期軽水炉では、SA 対策の機能要求を整理した上で、恒設(信頼性、現場操作不要)と可搬型設備(柔軟性)のそれぞれの利点を踏まえた恒設/可搬型の最適な組合せを議論

(2) 特重施設の機能要求(APC その他テロ対策(特重施設)の取扱い)
- 既設炉では、特重事象（APC、テロ等）時に格納容器を防護するための施設として専用の特重施設を設置
- 次期軽水炉では、DBA／SA 設備に対し設計段階から特重事象も考慮した設備対応を議論

(3) 国内での溶融炉心冷却対策の新技術の適用性(溶融炉心冷却対策の取扱い)
- 既設炉では、ウェットキャビティ方式により溶融炉心を冷却
- 欧米の新設炉で採用実績のある溶融炉心冷却方式を含め、水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策の取扱いを議論

5. まとめ

本講演では、本 WG で議論の対象として抽出した３つの論点と議論の内容について報告した。次の講演では、抽出した論点に対する次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について報告する。

参考文献

[1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月

[2] 原子力規制委員会 HP 掲載情報、「実用発電用原子炉に係る新規制基準について(概要)、2016 年 2 月

表１　安全思想の観点からの論点抽出

	新規制基準で新設／強化された規制要求	既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開（論点抽出）	議論の対象
①	耐震・耐津波性能	◆発電所周辺の詳細な調査に基づく基準地震動の引き上げや、基準津波高さの評価を踏まえた対策(耐震補強、海水ポンプ室及びその周辺に防潮堤や止水壁を設置)を実施	◆設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上や頑健化(建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化)で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
②	電源の信頼性	◆外部電源ラインの追加(大飯 3,4 号機の例) ◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、所内電源の多重化・多様化(空冷式非常用発電装置の配備、電源車の配備)	◆外部電源ラインは既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする ◆SA 対応は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点１
③	火災に対する考慮	◆火災影響軽減対策設備（耐火シート、火災検知器／自動消火設備)の追加	◆内部火災対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上(トレン間の区画分離を徹底した配置計画)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
④	自然現象に対する考慮	◆発電所周辺の詳細な調査に基づく火山灰到達の可能性、竜巻(風荷重、飛来物)、森林火災の影響評価・対策として、以下を実施 ◆火山対策：外気取込口へのﾌｨﾙﾀ設置 ◆竜巻対策：防護ネットや鋼板で防護 ◆森林火災対策：施設周辺に防火帯を確保	◆設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上や頑健化（堅牢な建屋、防火帯等）で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑤	内部溢水に対する考慮	◆溢水源からの溢水による影響（没水、被水、蒸気）を評価し、対策(壁、水密扉、堰等の設置)を実施	◆内部溢水対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上(溢水区画の限定や配管等の耐震性強化、トレン間の区画分離を徹底した配置計画)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑥	その他の設備の性能	◆アクセスルートの確保対策として、がれき撤去用重機(ブルドーザー)を配備 ◆緊急時対策所の耐性強化、通信の信頼性・耐久力の向上、計測系の信頼性・耐久力の向上	◆アクセスルートの確保対策及び緊急時対策所の耐性強化等については、既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑦	炉心損傷防止対策(使用済燃料ﾌﾟｰﾙ内燃料損傷防止対策)	◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、炉心冷却手段、ＳＦＰ内燃料冷却手段、最終ヒートシンクを多様化	◆SA 対策は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点１
⑧	格納容器破損防止対策	◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、格納容器冷却・減圧・放射性物質低減手段および過圧破損防止手段の多様化 ◆溶融炉心を冷却する格納容器下部注水設備（ポンプ車、ホース等）の配備 ◆水素爆発防止対策設備の配備	◆SA 対応の内、恒設/可搬型の取扱いについては同上 ◆溶融炉心冷却対策については、水蒸気爆発の可能性排除を考慮し、欧州の新設炉で適用されているドライ型の溶融炉心対策設備(安全思想が既設炉と異なる対策)の適用も選択肢として考えられることから議論の対象として抽出 ◆水素爆発防止対策は既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	論点１ 論点３
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	◆可搬型設備での対応を基本として以下を配備 • 放水砲 • 放水砲用大容量ポンプ • シルトフェンス	◆本項目は裕度の更なる向上で対応できるものであり、単独では本 WG の議論の対象としないが、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象として抽出	論点１
⑩	意図的な航空機衝突への対応	◆設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立な特重設備を、本館から独立して配置	◆設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、機能要求への対応方法に対し、深層防護の実装の観点から最適化の余地（頑健な建屋への収容、分散配置）があり、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点２

2020年春の年会

2020年春の年会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

（2）抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例

(2) Examples of the Next Light Water Reactor Design for Extracted Discussion Points

*有田 誠二[1]，山口 彰[2]，山本 章夫[3]，大神 隆裕[4]，
[1]三菱重工，[2]東京大学，[3]名古屋大学，関西電力[4]

1. はじめに

講演(1)で抽出した以下の３つの論点に対して、次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について検討した。

① 恒設/可搬型シビアアクシデント(SA)設備の取扱い
② APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
③ 溶融炉心冷却対策の取扱い

2. 恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて

2-1. 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異について

恒設/可搬型 SA 設備に係る論点を議論するに当たり、前提となる恒設設備及び可搬型設備のそれぞれの特性については原子力学会標準委員会の技術レポート[1]により既設炉をベースとして表 1 のとおり整理されており、①～③の特性では可搬型設備が有利であるとしている。

表 1 恒設/可搬型設備の特性

特性	恒設設備	可搬型設備
①柔軟性	使用範囲が想定シナリオに依存	事故シナリオの不確かさに柔軟に対応可能
②配備期間	年単位での配備期間を要する	短期間で配備可能
③独立性	物理的・空間的分離に建屋、敷地の制約を受ける	物理的・空間的分離が容易
④必要な要員	少ない要員で動作が可能	要員、体制が必要
⑤手順書・訓練	手順書の整備、訓練が必要	負担が恒設設備より大きい
⑥対応時間	事故後短時間で投入	事故後の投入に時間を要する
⑦耐環境性	設置場所の環境条件の悪化による不動作の可能性あり	要員が耐えられる作業場所の環境（放射線、気温等）が必要
⑧信頼性	誤動作の可能性は設備の信頼性に依存	誤操作の可能性があるが、設備の問題に柔軟に対応可能
⑨設備容量	大容量設備が可能	大容量設備の運用は困難

(凡例：可搬型が有利、恒設が有利)

2-2. 次期軽水炉における SA 対策の最適化

2-1 節では既設炉をベースとした恒設/可搬型の特性を示したが、次期軽水炉では設計段階から SA を考慮することが可能となるため、SA 設備に対する設計の観点で恒設/可搬型設備の優位性について、改めて表 2 に整理した。その結果、次期軽水炉では①柔軟性を除き基本的には恒設設備が有利であることを確認した。

* Seiji Arita[1], Akira Yamaguchi[2], Akio Yamamoto[3], Takahiro Oogami[4],
[1] MHI, [2]Univ. of Tokyo, [3]Nagoya Univ., [4]KEPCO

表 2　次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型設備の比較

特性	次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型の比較
①柔軟性	既設炉に比べ、事故シナリオの不確かさのリスクは低減可能であるが、事故シナリオの不確かさへの備えの観点では可搬型設備が有利
②配備期間	新設であるため、設計から建設まで十分な期間を確保可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
③独立性	新設であるため、恒設でも建屋、敷地条件に合わせた区画分離の強化及び位置的分散により独立性の確保を設計に取り込むことが可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性も配慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり、恒設設備が有利
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利

(凡例：可搬型が有利、同等、恒設が有利)

2-3. 恒設／可搬型 SA 設備の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における SA 対策の最適な設備構成(恒設/可搬型設備の選択)のあり方について整理した。

次期軽水炉の SA 対策は設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組合せる。具体的には以下の通り。

- 設計上想定される SA の事故シナリオに対し、恒設設備により対処することが有効
  - ✓ 設計段階から内・外的事象を適切に考慮することで、十分な耐久力及び多重性、多様性、独立性を確保
  - ✓ 現場作業を不要とすることで、作業員負担の削減
  - ✓ 現場作業量及び作業員負担を低減することで、人的過誤のリスクを低減
  - ✓ 準備作業等の低減による早期の事故対応操作により時間的な裕度を確保
- 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等の整備が有効
  - ✓ 可搬型設備の配備や常用設備、予備品の活用等により、柔軟性を確保
    - ✧ 設計上の想定を超える事象に対し柔軟な対応を図ることで、事象進展の緩和や時間的な裕度を確保

3.　APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて

3-1. 新規制基準における特定重大事故等対処施設の考え方

規制要求において、APC その他テロに対して対処できる施設として恒設の特定重大事故等対処施設(特重施設)を設置することが要求されており、可能な限り設計基準事故対処設備(DBA)/SA 設備との多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることが要求されている[2]。さらに、規制要求において特重施設は格納容器(CV)破損防止機能を有することを要求されており、想定事象の違いはあるが SA 設備(CV 破損防止機能)と機能が重複している。

3-2. 次期軽水炉における APC その他テロ対策の最適化

次期軽水炉では設計段階から建屋頑健化や設備間の独立性等を考慮した APC その他テロ対策を織り込むことで、より安全でより合理的な対応を図ることが可能であることを確認した。次期軽水炉において、DBA/SA 設備についても APC その他テロ対策を考慮した設計とすることで、機能が重複している SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合してプラント全体として最適化が実現可能である(図 1)。

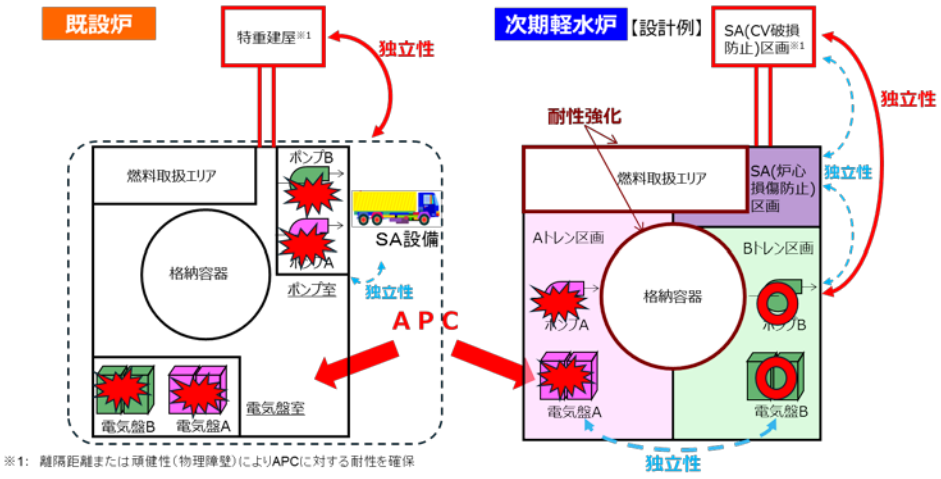


図 1　既設炉と次期軽水炉における APC 対策について

3-3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における APC その他テロ対策の設備構成のあり方について整理した。

次期軽水炉の APC その他テロ対策は、同一の機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とすることで全体最適化が実現可能となる。

- 建屋頑健化、または区画分離の徹底による防護性能と信頼性の向上が可能であり、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保可能
- DBA 設備のトレン間、DBA 設備と SA 設備間の独立性の強化により、同時に全ての炉心損傷防止機能を喪失することが回避できる可能性あり

4.　溶融炉心冷却対策の取扱いについて

4-1. 溶融炉心冷却対策に係る論点整理

炉心溶融後の CV 破損防止対策として考慮する必要がある破損モードは図 2 の通りであるが、原子力安全研究協会発行の SA 時の CV ガイドライン[3]によると、物理現象の不確かさが大きい破損モードは、コンクリート浸食(MCCI)と水蒸気爆発である。

そこで、MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさを論点とし、海外で採用実績のある方式も選択肢に含めて、次期軽水炉における溶融炉心対策の取扱いについて議論した。

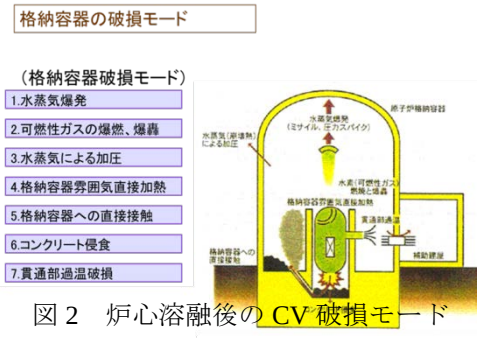


図 2　炉心溶融後の CV 破損モード

4-2. 溶融炉心冷却対策の取扱いに係るまとめ

MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさ及びリスクの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策に係る議論を表 3 の通り整理した。

表 3　溶融炉心の各冷却方式における物理現象の不確かさ及びリスク

	炉内冷却(IVR)	炉外冷却（ｳｪｯﾄｷｬﾋﾞﾃｨ方式）	炉外冷却（ﾄﾞﾗｲｷｬﾋﾞﾃｨ方式）
物理現象の不確かさへの対応	**MCCI**：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、炉外での水蒸気爆発は原理的に回避	**MCCI**：溶融炉心をウェットキャビティに水没させることで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：実機条件での水蒸気爆発による CV 破損の可能性が極めて小さいことを確認することで、水蒸気爆発を確率的に回避	**MCCI**：溶融炉心を専用設備に拡散させ注水冷却することで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：炉外での水蒸気爆発について原理的に不確かさを大きく低減させることで、その発生を回避
リスク	IVR 成立性（炉出力が大きい場合、相対的に不確かさの影響が大きく、炉外への放出の懸念がある）	水蒸気爆発の影響(水蒸気爆発の発生の確率は極めて小さいものの、爆発の不確かさにより、CV 健全性への懸念がある)	溶融炉心の冷却性能（溶融炉心の安定化の不確かさ、システムの複雑化により、冷却性能の確保に懸念がある）

1F 事故の教訓は設計想定外の事象への備えであり、不確かさへの備えは重要であるが、IVR(In-Vessel Retention)方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式いずれも MCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えの観点では有効であると考える。但し、各方式にはそれぞれ固有の不確かさや特徴があり、リスクが存在する。

そのため、次期軽水炉においては、プラント特性・構造に応じて個々の物理現象の不確かさの低減度合い、各方式のリスクを考慮して溶融炉心冷却方式を選択し、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすることが重要である。その際、深層防護の実装の観点でバランスの良い防護性能となるように対策システムを設計することも重要である。

5.　まとめ

本講演では、抽出した各論点に対して、既設炉の SA 対応の考え方及び課題を踏まえ、設計段階から柔軟に対応可能な次期軽水炉において、より安全でより合理的な対応例を検討した。各論点に対して、取り得る対応例を踏まえて導き出された設計方針は以下の通り。

- 恒設/可搬型 SA 設備の取扱い
  - ✓シビアアクシデント対策は、設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせる
- APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
  - ✓建屋頑健化、または区画分離の徹底により、同一の機能を持つ、SA 設備（CV 破損防止機能）と特重施設を統合した設備構成とする
- 溶融炉心冷却対策の取扱い
  - ✓発生頻度は低いが不確かさが大きい現象（MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損）に対しても、影響の大きな現象の発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とする

参考文献

[1] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第 1 編 別冊 2 深層防護の実装の考え方』
[2] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」42 条
[3] 原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、1999 年 7 月

2020年春の年会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

（3）次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

(3) Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*山本 章夫[1]，山口 彰[2]，大神 隆裕[3]，有田 誠二[4]
[1]名古屋大学，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]三菱重工

1. はじめに

講演(1)、(2)で報告された次期軽水炉の設計方針が適正化されていることを深層防護の実装の観点から評価・検討した。また、それらの設計方針を実現するための技術要件を取りまとめた。

2. 深層防護を議論するための前提条件

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体としてできるだけ防護の信頼性を向上させるものであり、実装にあたっては、以下の方針[1][2]を用いることとする。

① 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的（防護レベル、護るべきもの）を設定する。
② 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定する。
③ 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定する。

防護策の考え方について、「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」とされている[2]。

また、新設炉に対する深層防護の考え方は様々な機関から提唱されているものの、本 WG においては、表 1 の通り、一例として IAEA が提唱する深層防護(アプローチ 2)[3]に基づき、次期軽水炉における深層防護の実装について検討した。

表 1　IAEA の提唱する深層防護（アプローチ２）

深層防護レベル	深層防護の目的
レベル 1	異常運転および故障発生防止
レベル 2	異常状態の制御、故障の検知
レベル 3	DBA の制御
レベル 4a	炉心溶融を回避するための DEC (Design Extension Condition)の制御
レベル 4b	SA の影響を緩和するための DEC の制御
レベル 5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和

*Akio Yamamoto[1], Akira Yamaguchi[2], Takahiro Oogami[3], Seiji Arita[4],
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]KEPCO, [4]MHI

3. 深層防護の実装における留意事項

2 章で述べた深層防護の実装の考え方を基に、具体的に次期軽水炉の設計へ展開する上で考慮すべき留意事項を「冗長性(多重性、多様性、独立性)」「層間の独立性」「外部ハザードへの耐性」「不確かさへの備え」の技術要件の観点で表 2 にまとめた。

表 2　次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項

技術要件	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項
冗長性	✓ 防護レベルに関係なく、同一の機能を持つ複数の設備が、同時に機能を喪失しない設計とする
層間の独立性	✓ 有効な層間の独立性を各深層防護レベル間に確保 ✓ あるレベルの防護策に負担が集中しないよう、各レベルの防護策をバランス良く講じる
外部ハザードへの耐性	✓ 設計段階から計画することにより、想定する外部ハザードに対して十分な耐性を確保（津波に対し、敷地嵩上げによるドライサイト化など） ✓ 外部ハザードの想定に対する不確かさへの対処として以下の設計を実施することで、既設炉に比べて信頼性の向上が可能 • 設計基準事故対処設備を含めて多様性を確保 • 可搬型設備等の整備(設備面/運用面を含む対応)
不確かさへの備え	✓ 外部ハザードだけでなく、事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等(設備面/運用面を含む対応)を事象緩和に活用 ✓ 可搬型設備の共用化による運用性向上を図る ✓ 物理現象の不確かさに対しても対処する

4. 深層防護の適切な実装

2 章で述べた IAEA の深層防護レベルを基に、3 章で示した深層防護の実装における留意事項を考慮した次期軽水炉の設計方針を表 3 に整理する。これは次期軽水炉では設計段階から内的事象/外的事象/APC その他テロへの対応を各層に対し全て強化する方針であり、さらには設計上考慮するシナリオの不確かさへの備えも強化することにより、プラント全体としての信頼性を向上させることが可能となる。

表 3　次期軽水炉の設計方針(既設炉から強化方針)

<table>
<tr><th rowspan="3">深層防護レベル</th><th rowspan="3">深層防護の目的</th><th rowspan="3">防止策（例）</th><th rowspan="3">緩和策（例）</th><th colspan="4">既設炉の論点整理を踏まえた次期軽水炉の強化方針</th></tr>
<tr><th colspan="3">想定事象への対応（次頁を参照）</th><th rowspan="2">不確かさへの備え(PE※への配慮)</th></tr>
<tr><th>内的事象</th><th>外的事象
内部ハザード</th><th>外的事象
外部ハザード</th><th>APCその他テロ</th></tr>
<tr><td>レベル1</td><td>異常・故障発生防止</td><td>外部ﾊｻﾞｰﾄﾞ由来のﾘｽｸの低い立地の選定</td><td>安全余裕を含む適切な設計</td><td rowspan="5">• 多重性の強化
• 恒設設備による管理・運用性の向上</td><td rowspan="3">• 独立性(区画分離)の強化</td><td rowspan="3">• 建屋の耐性強化
• 独立性(区画分離)の強化</td><td rowspan="5">• 建屋の耐性強化
• 独立性(区画分離や、分散配置）の強化による耐性向上</td><td rowspan="4">－</td></tr>
<tr><td>レベル2</td><td>異常状態の制御故障の検知</td><td>異常発生の防止</td><td>異常の段階で検知・収束</td></tr>
<tr><td>レベル3</td><td>DBAの制御</td><td>DBA基準逸脱の防止</td><td>工学的安全施設による事故の収束</td></tr>
<tr><td>レベル4a</td><td>炉心溶融を回避するためのDECの制御</td><td>重大事故の防止</td><td>格納容器内において事故を収束</td><td rowspan="2">• 独立性(区画分離)の確保</td><td rowspan="2">• 恒設設備による管理･運用性の向上
• 独立性(区画分離)の確保</td><td rowspan="2">• 不確かさへの備えとして、可搬型設備等を事象緩和に活用することで、信頼性を向上
• 可搬型設備の仕様共通化等により運用性を向上</td></tr>
<tr><td>レベル4b</td><td>SAの影響を緩和するためのDECの制御</td><td>格納容器破損を防止</td><td>放射性物質の放出を抑制</td></tr>
<tr><td>レベル5</td><td>重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和</td><td>放射性物質の大規模放出を防止</td><td>敷地外緊急対応</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td></tr>
</table>

※ PE(Practically Eliminate)については、 IAEA の原子力発電所の原子炉格納系の設計(NS-G-1.10)、同安全設計要求(SSR-2/1)によれば、早期或いは大規模放射性物質の放出に繋がるシーケンスを PE とすべきであり、それは“ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる” と定義されている[4][5]。本 WG での PE はこれに従った解釈とする。

また、2 章で示した通り、防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である。この観点で既設炉（新規制基準制定後）と次期軽水炉の防護性能のイメージを図 1、2 に示す。既設炉では CV 破損防止策を特に強化されているが、次期軽水炉では各深層防護レベルをバランスよく設計しており、プラント全体の信頼性が向上している。

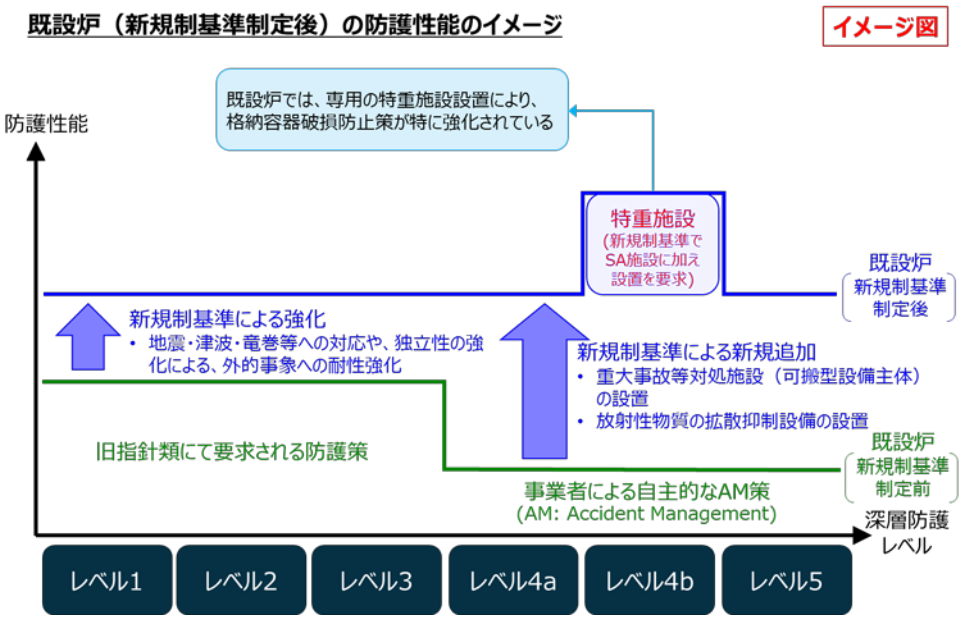


図 1　既設炉(新規制基準制定後)の防護性能のイメージ

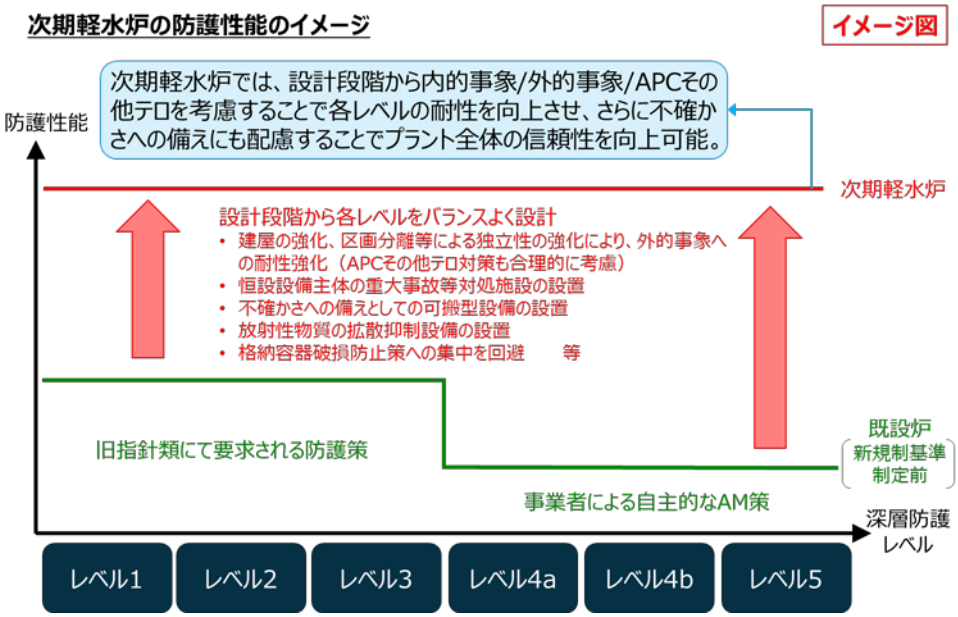


図 2　次期軽水炉の防護性能のイメージ

以上、次期軽水炉では設計段階から適切な安全対策を講じることで深層防護全体としての実効性を合理的に向上させることができる。より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針は以下の通りとなる。

- 早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を実質的に排除(PE)できるように設計
  PE となる事故シナリオや物理現象の不確かさに対しても備えを講ずる

- ✓ 設計段階から外部ハザードを考慮することで、各レベルの耐性を向上
- ✓ 建屋頑健化、または区画分離の徹底を図ることで、トレン間及び設計基準対象設備と SA 設備間の独立性を強化
- ✓ 恒設設備を主体とすることで、管理運用性を向上
- ✓ 物理現象の不確かさ等にも配慮した溶融炉心冷却対策
- ✓ 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等により柔軟性を確保

➢ バランス良い防護策

- ✓ CV 破損防止機能に集中していた防護策の最適化
- ✓ SA 設備の恒設／可搬型の組合せを最適化することで、作業員負担を軽減し、人的過誤のリスク等を低減

5. 次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件

4 章で述べた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ための技術要件を表 4 の通り整理した。

表 4　次期軽水炉の安全確保のための技術要件

	新規制基準で新設／強化された規制要求	安全確保のための技術要件
①	耐震・耐津波性能	設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むこと（建屋壁の増厚や敷地ドライサイト化など)
②	電源の信頼性	設計段階から位置的分散配置等の系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
③	火災に対する考慮	内部火災対策を設計段階から織り込むこと（区画分離の徹底など）
④	自然現象に対する考慮	設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むこと（堅牢な建屋構造、防火帯の確保など）
⑤	内部溢水に対する考慮	内部溢水対策を設計段階から織り込むこと（高エネルギー配管のルーティングエリア限定、配管等の耐震性強化、区画分離など）
⑥	その他の設備の性能	想定される対策を設計段階から織り込むこと（瓦礫撤去用重機の配備、緊急時対策所の耐震性強化、通信／計測系の信頼性・耐久性の向上　等）
⑦	炉心損傷防止対策（使用済燃料プール内燃料損傷防止対策）	設計段階から位置的分散配置等の系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
⑧	格納容器破損防止対策	設計段階から系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること また、溶融炉心冷却対策としては、極めて低い確率の現象に対しても、影響の大きな現象の発生防止と発生した場合の影響低減の観点から炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすること
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	放射性物質の拡散抑制対策については、想定を大きく超える事象への対応となるためフレキシビリティの観点から可搬型設備（放水砲、シルトフェンス等）での対応を基本とすること。また、可搬型設備の仕様共通化等により運用性の向上を図ること
⑩	意図的な航空機衝突への対応	故意による大型航空機衝突を想定し、建屋頑健化または区画分離の徹底により、燃料損傷あるいは CV 破損を防止すること

6. おわりに

本 WG では、次期軽水炉の設計方針を実現させるための技術要件をまとめた。

- 福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、次期軽水炉においてより安全でより合理的な安全対策が可能となり得る項目として 3 つの論点を抽出し、深層防護と整合する設計方針を議論。
  - ✓ 恒設/可搬型 SA 設備　　：恒設が主体、不確かさ・柔軟性の観点から可搬型設備等を装備
  - ✓ APC その他テロ対策(特重施設)　：SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合
  - ✓ 溶融炉心冷却対策　　：不確かさが大きい事象に対しても対応
- 上記の論点を取り入れ、次期軽水炉に対する技術要件を整理。
- 本 WG での議論をより具体化するために、今後以下のような検討が望まれる。
  - ✓ 次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求
  - ✓ 防護レベルの性能目標に係る検討

参考文献

[1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月
[2] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第 1 編 別冊 2 深層防護の実装の考え方』
[3] IAEA-TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plant”, 2016
[4] IAEA NS-G-1.10, “Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants”, 2004
[5] IAEA SSR-2/1 (Rev.1), “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, 2016

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[2K_PL] 学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動

1F事故後に改定した倫理規程からの検討

座長:中野 智仁(東芝ESS)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 K会場 (共通講義棟 S棟2F S-21)

[2K_PL01] 本企画セッションの意義

*大場 恭子[1] （1. JAEA）

[2K_PL02] 社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第2条）とは

*大橋 智樹[1] （1. 宮城学院女子大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

倫理委員会セッション

学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動 －1F 事故後に改定した倫理規程からの検討－

Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the Organization Members -Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident-

本企画セッションの意義 ～1F 事故と倫理規程，倫理委員会の活動について～

Significance in this Session: 1F accident and Code of Ethics; and activities performed by the Ethics Committee

*大場 恭子[1]

[1]JAEA

1. 企画セッションの趣旨

日本原子力学会は，学会としての基本的な理念を示した「行動指針」と，学会員の心構えと言行の規範とである「倫理規程」を定めている。そして，これらはいずれも東京電力福島第一原発事故（以下，1F 事故）を踏まえ，2014 年に改定を行った。

本企画セッションでは，1F 事故後のこれらの改定の背景に再度注目するとともに，現在の学会あるいは学会員の活動を現在の「行動指針」および「倫理規程」に照らし合わせ，実践できているのか，いないのか。今後どのような活動が求められるかに，率直な議論をしたい。

2. 行動指針と倫理規程

2-1. 行動指針

原子力学会の行動指針は，学会設立 50 周年を迎えるにあたって 2007 年 12 月に制定された。日本原子力学会の理念、ビジョン，日本原子力学会の社会に対するつとめ，原子力学会による会員活動への支援の 3 つのカテゴリーによる計 15 条から成っている。

その後，1F 事故および学会の定款の改定を受け，行動指針も改定され，現在に至っている。現在の行動指針は，学会としての基本的な理念を示すことを目的にしつつ，コンパクトにすると同時に，定款と重複する具体的な事業内容は省いたものとなった。

1. 信頼醸成への貢献
   1.1 弛まず安全性の向上を追求する。
   1.2 より高い倫理観を醸成する。
   1.3 公平公正を旨とし、透明性を維持する。
   1.4 国民・地域社会から信頼される技術情報源となるよう努める。
2. 社会に役立つ原子力技術の追求
   2.1 広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。
   2.2 研究開発成果の活用と普及を進め、地球環境の保全、人類社会の持続的 発展に寄与する。
   2.3 次世代の研究者・技術者を育成・支援し、技術の継承を図る。
3. 国際的な活動
   3.1 原子力平和利用の豊富な実績と、原子力事故の当事国となった経験に基 づき、世界の原子力技術とその安全性の向上に貢献する。
   3.2 我が国の原子力平和利用と核セキュリティに対する国際的信頼の向上 に努める。

2-2. 倫理規程

1998 年の使用済み燃料輸送容器データ改ざん等の問題を受け，学会員の心構えと言行の規範として 2001 年に制定された。「前文」「憲章」「行動の手引」の 3 部構成は，6 回の改定を経た現在も変わっていない。

1F 事故後は，事故そのものを受けての改定（たとえば，「規制適合が目的化することへの戒め（2－8)」、「技術成熟の過信への戒め（2－9)」）だけでなく，組織文化を重視し，組織の責任を明確にした。

以下に，憲章のみ掲載する。

1.（行動原理）
会員は，人類の生存の質の向上および地球環境の保全に貢献することを責務と認識し，行動する。

2.（公衆優先原則・持続性原則）
会員は，公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。

3.（真実性原則）
会員は，最新の知見を積極的に追究するとともに，常に事実を尊重し，自らの意思をもって判断し行動する。

4.（誠実性原則・正直性原則）
会員は，法令や社会の規範を遵守し，自らの業務を誠実に遂行するとともに，社会に対する説明責任を果たし，社会の信頼を得るように努める。

5.（専門性原則）
会員は，原子力の専門家として誇りを持ち，携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また，その成果を積極的に社会に発信し，かつ交流して技術の発展に努めるとともに，人材の育成と活性化に取り組む。

6.（有能性原則）
会員は，原子力が総合的な技術を要することを常に意識し，自らの専門能力に対してその限界を謙虚に認識するとともに，自らの専門分野以外の分野についても理解を深め，常に協調の精神で臨む。

7.（組織文化の醸成）
会員は，所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。

2-3. 倫理委員会における 1F 事故以降の倫理規程改定以外の活動

倫理委員会の任務は，倫理委員会規程第 2 条により，定められているが，1F 事故以降の主な活動としては，東日本大震災良好事例集の発行，年会・大会における企画セッションの実施，倫理研究会の実施が挙げられる。また，2019 年の学会誌（6 月号，7 月号）では，委員会活動の報告を掲載した。

3. 企画セッションに向けて

本セッションでは，1F 事故前から原子力産業にかかわられていらっしゃる産業心理学，安全人間工学（ヒューマンエラー予防，安全と安心）の専門家である大橋先生にご講演いただき，率直なご意見を伺うと同時に，そのご講演も踏まえながら，今後の原子力学会あるいは原子力学会んのあるべき姿について，率直なディスカッションを展開したい。

---

*OBA Kyoko

[1] Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

倫理委員会セッション

学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動 －1F 事故後に改定した倫理規程からの検討－

Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the Organization Members -Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident-

"社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第 2 条）"とは

～1F 事故を踏まえて～

Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society

: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2 -lessons learned from the 1F accident-

*大橋 智樹[1]

[1]宮城学院女子大学

それは緊急地震速報から始まった。2 日前にも聞いた同じ音が，社会を大きく変える何かの始まりだとはまったく考えなかったし，それどころか 2 日前と同じく何も起こらないだろうと思っていた。とはいえ，幼少期に叩き込まれたことには自然に体が動くもの。閉じていたドアを開け，避難路を確保した。それもあくまで単なる“ポーズ”だった。カタカタカタカタという小刻みな振動は，突然，異次元のシェイクに変わった。地震だとわかる範囲で，しかし，経験したことのないその揺さぶられ方に，恐怖よりも驚愕が勝っていたように思う。先ほどポーズで開けたドアからホールへ移動し，太い柱に抱きついたが，シェイクはまったく収まる気配をみせなかった。次第に揺れに飽きていった私は，ポケットからケータイを取り出してムービーを撮った。

2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分。そのシェイクに遭遇した時，私は福島県富岡町にいた。町役場に隣接する「学びの森」で 14 時 50 分から講演をする予定で，その 4 分前のことだった。

あれから 9 年。日本のほぼすべての発電所を回り，原子力発電所を有するほぼすべての電力会社と対話をする中で，いま私は強い危機感をおぼえている。福島第一発電所は事故を起こし，福島第二発電所，東海第二発電所，女川発電所は辛くも大事故は免れた。原子力に関わる人たちは，あの日のそれらから何かを学び，自分たちの日々の業務に，なんとか活かしていこうとしている，とは思う。しかし，そこには温度差を感じる。

あの日の出来事から学ぶべきことはただ一つだと私は思う。すなわち，「人知を超えることは起こり得る」，当たり前のことだがこれに尽きる。しかし，想定外の想定内化は“人知を拡張すること”に寄与し，その結果として新たな，そして“あの時より想定外な”想定外を生んでいる。技術にとって想定が必要であることは誰もが知っているが，想定をする以上，常に同時に想定外も存在し続けることからは目を背ける。人間は不安定を嫌う生き物である。未知は不安定の代表だから，未知から目を背けたがるのはある意味自然である。

本学会の倫理規程行動憲章には次の記述がある。「広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。」

「広く学び」，「向上を主導する」ためには，まずは自らの中の未知の存在を認め，それを維持しなければならない。すなわち，自ら を 不安定 な 状態 に 保つ ことが必須なのだ。不安定を嫌う人間としての性に抗うことは容易ではない。しかし，原子力災害を二度と起こさないと誓うならば，その難しさを乗り越えねばならない。

本シンポジウムでは，いまどこにどんな課題があり，それらがなぜ危ないのか。福島事故以降も原子力に関わり続ける人々の課題について議論したい。

---

*OHASHI Tomoki

[1] Miyagi Gakuin Women's University

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

[2L_PL] 第12回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー小委)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 L会場 (共通講義棟 S棟2F S-22)

[2L_PL01] 日本の原発はどこへ行く？

*田中 俊一[1] （1. 元規制委）

©日本原子力学会

2020年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 12 回 フェローの集い
12th Fellows Gathering

日本の原発はどこへ行く

Where is going Nuclear Power in Japan

*田中　俊一[1]
[1]前原子力規制委員長

1. パラダイムの崩壊

我が国の原子力政策は、1960 年代から軽水炉の使用済燃料は六ヶ所工場で再処理し、再処理に伴う高レベル廃棄物は最終処分場で処理する、さらに再処理によって得られるプルトニウムは、当面はプルサーマルで利用し、その後は高速増殖炉サイクルに移るというシナリオを基本としてきた。これは、エネルギーの安定確保は、エネルギー資源のない日本にとっては悲願であり、それを実現するのが、プルトニウムを増殖し、利用できる高速炉サイクルであるとの考えに基づいている。

このシナリオは、MOX 燃料用再処理工場（技術）、高速増殖炉、MOX 燃料加工、高レベル廃棄物の最終処分等、つまり、燃料サイクル体系を構成するフロントからバックエンドまでの個々の技術が、実用レベルで利用できる場合にのみ成り立つものである。しかし、半世紀もの間、莫大な予算を費やしても、いずれの技術も実用に達成していない。つまり、高速増殖炉サイクルは、「ダーウインの海」どころか「死の谷」も越えられないままである。

高速増殖炉サイクルこそが、原子力利用であるという頑なさを拠り所に、進めてきた燃料サイクル政策は、2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原発事故（1 F 事故）によって夢のパラダイムが崩れただけでなく、プルサーマルを基本とする軽水炉サイクルを担う原発の存続すら危い状況にある。

2. 原子力利用の現状

2-1. 新規制基準と原発の再稼働

1 F 事故は、原発事業者を中心に繰り返されてきた「安全神話」の虚構を白日に晒し、原子力の安全規制についての国民・社会の信頼を完膚なきまでに失墜させた。そうした状況の下で、2012 年 9 月に原子力規制委員会が発足し、翌年 7 月にいわゆる新規制基準が施行された。新規制基準では、様々な自然の脅威やテロや人的ミスなど想定しうる全ての要因に起因する重大事故を防止することと同時に、事故の拡大を防止するための対策を事業者に求めている。さらに、1 F 事故では、原発サイトの内外を含めて放射線被ばくによる確定的な健康影響は認められていないものの、無計画な避難指示が多数の犠牲者を出したこと、さらに大量の半減期の長い放射性物質が環境に放出されたことで、大規模な除染を余儀なくし、かつ避難の長期化をもたらしたことを踏まえて、事故によって住民の避難に至らないような事故緩和策も要求している。

新規制基準の施行とともに、約 1 年の間に 20 基の変更申請がなされ、審査を経て 2019 年 12 月時点で 9 基の PWR が再稼働し、3 基の設置変更が許可されている。一方、BWR については、柏崎・刈羽 6，7 号機、東海第 2 号機が設置変更の許可を得ているが、今のところ再稼働できる具体的な見通しはない。

新規制基準ではバックフィット制度が導入され、新規制基準に適合することが、原発を再稼働させるための必要条件として求められることから、一部の原子力関係者の中には原発の再稼働が原子力規制委員会の判断に依存するかのように考える向きもあるが、規制基準を満足することは、原発の安全を確保し、稼働させるための最低条件である。原子力規制委員会の審査をクリアしても、1 F 事故後に格段に厳しくなった立地自治体をはじめとした住民の合意がなければ稼働できない現実があることを認識すべきである。

そうした中で、2015 年 9 月に九州電力川内 1 号機を皮切りに、2018 年 6 月の関西電力大飯 3 号機までの 9 基の原発が再稼働できたことは、新規制基準に対する一定の信頼が得られたことを裏付けるものとして、事

故後に早期に再稼働したことと合わせて国際的には画期的なことと高く評価されている。加えて、立地住民の信頼を取り戻すという点では、再稼働した原発が、司法による理不尽な停止命令を除くと、今日まで計画外停止をすることもなく安定した運転を達成している事実は、原発事業者に対する信頼を取り戻す上で重要な実績として特筆されてよく、引き続き緊張感をもって稼働に取り組むことを望みたい。

2-2. 原発の現状の意味すること

1F 事故は、我が国の原発利用の環境を大きく変化させ、既存の原発の再稼働も容易でなく、軽水炉サイクルの実現性は、先行きが見通せない現実に直面している。そもそも、軽水炉サイクルは、六ケ所再処理工場の稼働によって抽出される 5〜6 トンのプルトニウムを消費するための策で、16〜18 基のプルサーマル炉とフル MOX の大間原発で再処理によって分離されるプルトニウムを利用することによって、余剰のプルトニウムを蓄積しないためのバランスをとるための苦肉の策である。MOX 燃料を利用できる既設の原発は 10 基程度であり、16〜18 基は、相当数のプルサーマル炉を新設することを前提としたものであった。現在、MOX 燃料を利用できる原発で設置変更の許可を得ている原発は 6 基だけであり、今後、許可を得られる原発を加えても、六ケ所再処理工場で回収されるプルトニウムとのバランスはとれないことは明らかである。

我が国は、再処理を行う前提として「使う予定のない余剰のプルトニウムはもたない」ことを国際的に約束しているので、プルトニウムがどんどん蓄積されることになる状況では、六ケ所再処理工場を稼働させることはできないことになる。つまり、六ケ所再処理工場の稼働を止めるか、プルトニウムの消費ができる範囲で部分稼働するかの選択を間もなく余儀なくされることになるが、部分稼働だけで再処理工場を維持することは電力事業の深刻な負担になることも考えなければならない。

もともと、プルサーマルを行ってもウラン燃料の節約効果は僅か 10 数%程度と推定されており、かつ MOX 燃料がウラン燃料と比べて非常に高価であること、さらに MOX の使用済燃料を再処理することができないことを考慮すれば、プルサーマルを行う必然性はなく、軽水炉で MOX 燃料を利用するために再処理工場を稼働させなければ積極的な理由はない。

にもかかわらず、軽水炉燃料の再処理に拘泥する理由は、燃料サイクルという言葉で問題解決を先延ばししてきた原子力政策にある。再処理を止めた時に問題となるのは、使用済燃料の扱いと高レベル廃棄物の処分である。使用済燃料は、既に 2 万トン程度蓄積されており、この処理・処分は、今後の原発の稼働に拘わらず解決しなければならない課題である。我が国は、使用済燃料は六ヶ所再処理工場で再処理し、高レベル廃棄物はガラス固化体に加工して、500m 以深の地層に処分するとしてきたので、再処理の中止は、即、使用済燃料の処分、高レベル廃棄物の処理・処分政策の見なおしになる。しかし、いかなる困難があっても、燃料サイクル政策の見直しは避けられない現実にある。

3. 何をなすべきか

3-1. 燃料サイクル政策の見直し

2018 年、資源エネルギー庁から「エネルギー基本計画」が出されたが、そこでは「我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルを推進する」という従来の基本方針が維持されている。既存の原発の維持さえも難しくなっている現実を深刻に捉えた上で、原子力利用を如何に継続的に利用するかといった観点は全くない。

高速増殖炉の実用化は、米国、フランス、英国などの原子力先進国で放棄されているという現実を踏まえず、科学的にも見通しがないことが明白になっているにも拘わらず、高速増殖炉サイクルに執着し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減を掲げる政策からは、1F 事故後の危機感の片鱗も感じられない。「もんじゅ」の廃炉が 3 年前に決められた時点で、燃料サイクルの幻想を払拭する契機にすべきものであったはずである。

2018 年には、「長期エネルギー需給見通し」も発表され、原子力は、2030 年に全電力の 20〜22%を担うとされている。しかし、政府が原発への依存度を徐々に削減し、いずれ原発への依存をゼロにするとすると方針を繰り返し、原発の新設の可能性は議論すらできず、既存の原発の再稼働もままならない現状を踏まえれ

ば、この目標は全く空虚である。今日求められていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、20～22%の目標を如何に達成するかの政策である。

3-2. 1F の廃炉と福島

１F 事故がもたらした最も深刻な問題は、放射能による環境の汚染と放射線被ばくに対する住民の不安である。放射線・放射能に係る防護基準は、安全性の判断をするための指針であるべきものが、政治的判断によって非科学的で合理性に欠ける規制や基準が施行されているため、放射線被ばくに係る住民の誤解と不安が助長され、結果的に復興の大きな障害となっている。

事故後の原子力災害対策、放射線対策、放射線防護にかかる行政判断に関して、原子力関係者の存在が無力であったことも指摘しておきたい。結果的に、時には住民の安全や復興に関して有害な存在となり、放射線被ばくに対する住民の不安を煽り、復興のための取り組みを難しくし、福島の復興を遅らせていることも指摘しておきたい。原子力の安全の究極は、周辺住民に迷惑をかけないことであるが、現実には、深刻な犠牲を強いたことと合わせて、もっとも必要とされる時に適切な発信ができなかったことを厳しく反省しなければならない。

住民が安心して復興に取り組めるように１F の廃止措置を住民の信頼の下に着実に進めることも極めて重要で、事故を起こした事業者の最低の責任である。しかし、トリチウム汚染水の処理に係る混乱に見られるように、国や東電に対する住民の不信感は払拭されていない。廃止措置はデブリの取り出しだけでない。様々な放射性廃棄物の処理も含めて、極めて難しい課題が山積しており、住民の信頼と理解を得ながら一つ一つ着実に進めることが必要である。しかし、現実は 40 年後にはサイトが更地にできるかのような現実味のない社会的パフォーマンスが先行し、科学的に合理的に進められていない現実をみると１F の廃止は前途多難と言わざるを得ない。

１F の廃止措置を着実に進めることが原発の再稼働・再利用のための最低条件であることを改めて認識すべきである。

3-3. 人材と技術基盤

原子力利用を支えるための基盤は、優れた人材を確保することと、確かな技術基盤である。しかし、誤った原子力政策によって、人材と技術を支える基盤への国の投資は決定的に疲弊してきており、現状は、原子力利用を継続することが難しい状況にある。

大学の原子力専攻の学科が廃止され、原子力の総合的研究開発機関として優れた人材を輩出し、原子力の基盤となる科学技術を支えてきた日本原子力研究所が消滅してからすでに 10 年以上経過し、我が国の原子力利用の足元は極めて危うい状況にあったが、そうした中で発生したのが１F 事故である。

現在の苦境を凌ぎ、将来への展望を拓く可能性を求めるのであれば、軽水炉は実証済みの技術であり、事故は起こらないという国と事業者の誤った認識の下で、人材育成や基礎・基盤の研究開発が軽視されてきたことを深刻に反省し、原子力利用を支える基盤を再構築する以外にない。

優れた人材や技術は、掛け声だけでは育たない。研究炉等のインフラが必要であるが既存の研究炉は非常に老朽化しており、我が国の研究炉はまもなく消滅する運命にある。研究炉の消滅は、原発の消滅と同じである。今、急がなければならないことは、将来の原子力利用を支える人材と技術基盤への投資である。

4. おわりに

40 年規制と相俟って事業者が既存の原発を稼働させるためにどの程度の投資ができるかという問題もあり、相当数の原発は廃炉の判断がされているのが実態である。さらに、2030 年時点でも、20～22%のレベルを維持するとされているが、このためには、原発の新増設が必須である。しかし、原発の新増設の難しさは想像を絶する。それは、社会的に受容されるかの問題に加え、国の脱原発の方針と電力自由化の中で事業者が新規原発建設の莫大な投資ができるかどうかという課題もある。

今、必要とされていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、これまでの原子力政策を反省し、改めて原子力発電の位置づけを冷静に議論することである。原発の安全を担保することの重要性はいうまでもないが、現実と乖離したまま、諸々の課題の解決への道筋を放置してきた原子力政策を、原子力

利用の歴史的役割を振り返り、温暖化問題という全世界的な新たな喫緊の課題を踏まえて徹底的に見直すことが必要である。その上で、原子力エネルギー利用について原点に立ち返って、広く国民全体で議論する以外に現状を打開できる可能性はないことを自覚すべきである。

燃料サイクルの実現を信じることは、原子力利用の再興の芽を摘むことになる。多額の予算と長い年月を費やしても実現できないことを謙虚に評価するべきで、科学技術は信じても達成できるものではない。

---

*Shun-ichi Tanaka [1]

[1]Former Chairman of the NRA of Japan

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2M_PL] 今後10年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

座長:若井 栄一(JAEA)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 M会場 (共通講義棟 S棟3F S-31)

[2M_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

*前田 茂貴[1] （1. JAEA）

[2M_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望

*柴山 環樹[1] （1. 北大）

[2M_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

*熊野 秀樹[1] （1. 中部電力）

[2M_PL04] 総合討論（パネルディスカッション）

*長谷川 晃[1]、*藤井 克彦[2]、*塙 悟史[3]、*石橋 良[4] （1. 東北大、2. INSS、3. JAEA、4. 日立）

©日本原子力学会

2020年春の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（1）高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田　茂貴[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用される原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図1）。

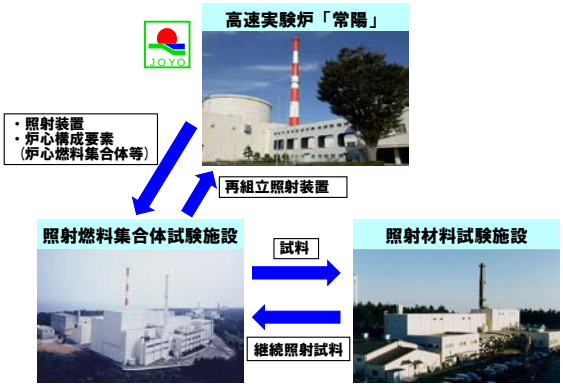
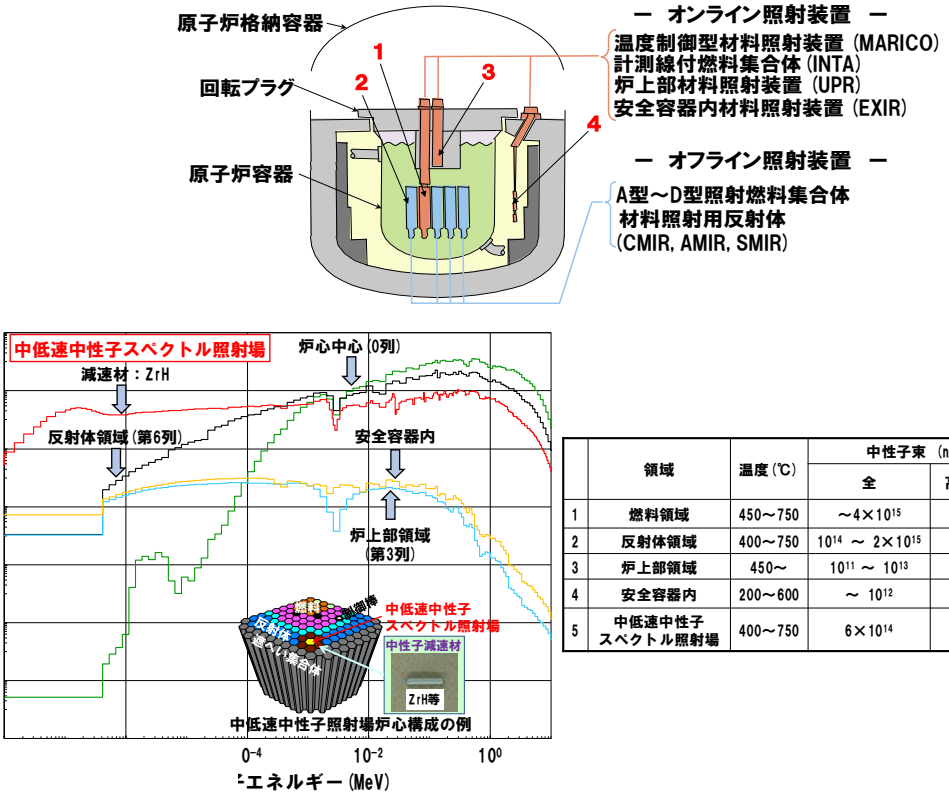


図 1　「常陽」及び照射後試験施設

「常陽」は、1977 年に増殖炉心（MK-I炉心）の運転を開始し、1983 年から MK-II炉心の本格的な照射試験が始まり、2004 年から 2007 年までは高性能化した MK-III炉心で運転した。この間、試験用燃料で 144GWd/t の燃焼度を達成した他、燃料溶融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として 1984 年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに 40,000 試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績[1]も有している。

現在は、新規制基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 2.9×10^{15}n･cm^{-2}･s^{-1}の MK-IV炉心（100MW）での運転再開を目指している。



	領域	温度 (℃)	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 全	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 高速 (E≧0.1MeV)	60日間 (1cy.) の全中性子照射量 (n・cm^{-2})
1	燃料領域	450～750	～4×10^{15}	～3×10^{15}	～2×10^{22}
2	反射体領域	400～750	10^{14} ～ 2×10^{15}	10^{14} ～ 2×10^{15}	～10^{22}
3	炉上部領域	450～	10^{11} ～ 10^{13}	10^{10} ～ 10^{12}	～10^{20}
4	安全容器内	200～600	～ 10^{12}	～10^{10}	～10^{19}
5	中低速中性子スペクトル照射場	400～750	6×10^{14}	2×10^{14}	3×10^{21}

図２　「常陽」照射場の特徴

3. バラエティーに富む照射場

図 2 に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷による MA や LLFP の核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約300℃)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した 1000℃以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求（図 3）に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している（図 4）。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している（図 5）。

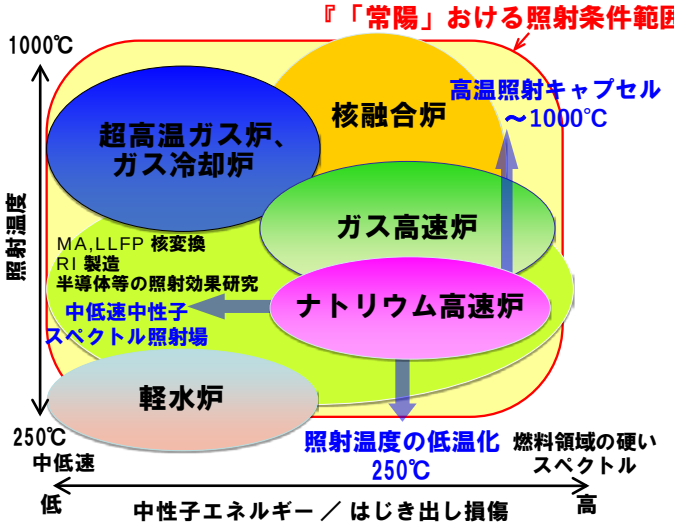


図３　「常陽」における照射条件範囲

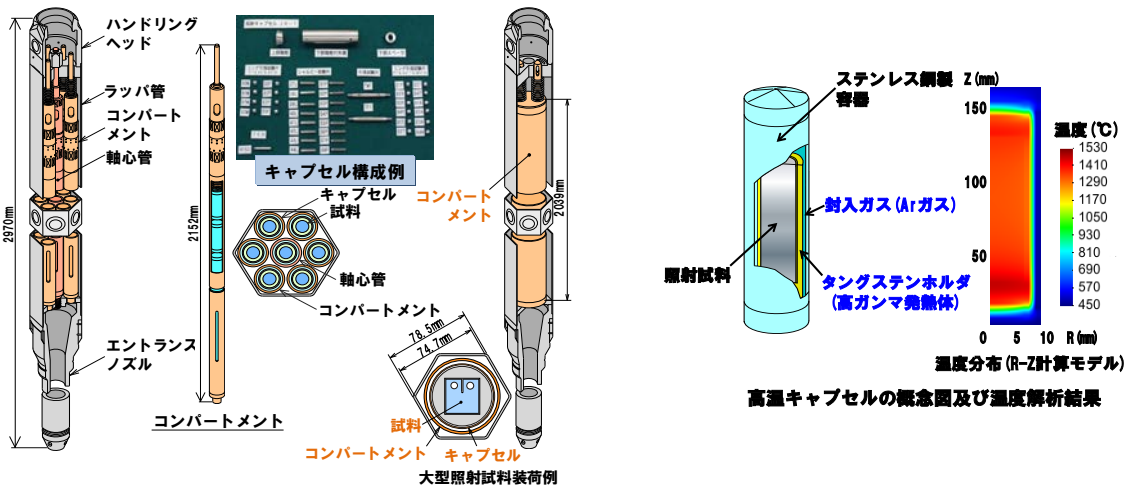


図 4　照射装置

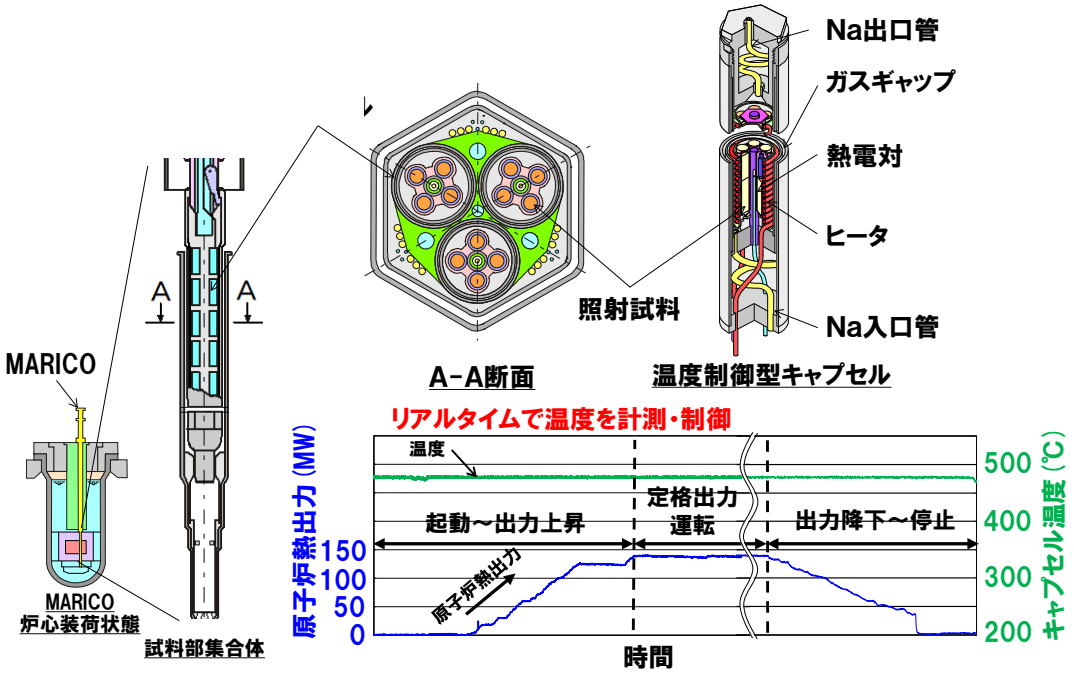


図 5　オンライン照射装置による温度制御の例

4.2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図 1 に示した PIE 施設が隣接しており、利用者に PIE とセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE 施設では、図 6 に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

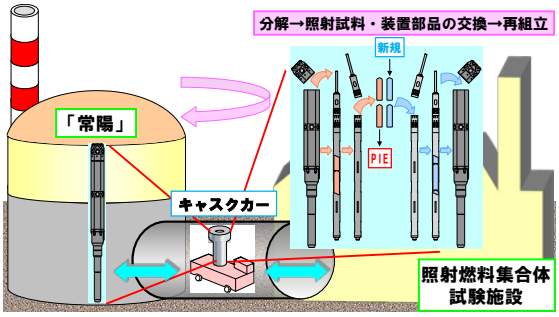


図 6　照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5.1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化（図 7）し、照射試料周辺の中性子束やγ線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ（HAFM）の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5～10 %、線出力密度は 3～5%の精度で評価できることを実証している。

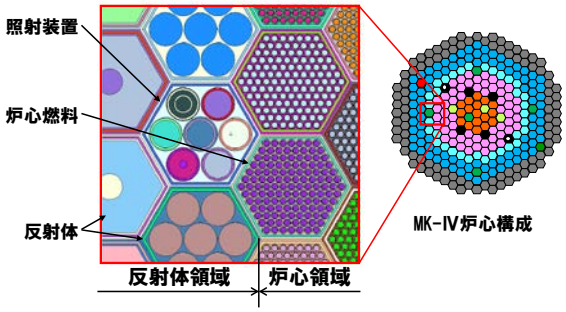


図 7　照射装置周辺の計算モデル

5.2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している（図 8）。計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器（直径 4.4 mm、長さ 30 mm）にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃～750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

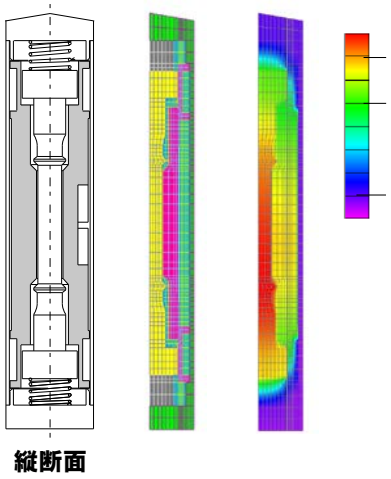


図 8　照射キャプセル温度評価結果の例

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性（中性子スペクトル、温度）を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素（^{10}B）添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

参考文献

[1] 松井他, “実験炉組合せ照射（JRR-3⇔「常陽」）及びホット施設（WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF）の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072

[2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

*Shigetaka Maeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（2）国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*柴山環樹[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた、日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となり、大学では京大炉(KUR)のみとなることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、高照射量の材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された[1]。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター[2]と高速中性子実験室[3]、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)[4]が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、量子科学技術研究開発機構のTIARA(Takasaki Ion Accelerators for Advanced Research Application, TIARA)[5]は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET) [6]、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器[7]で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V.（HV）社製である。金研の装置を除き、現在も利用可能である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確立した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な

工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げてきている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデンターを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている[8, 9]。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高圧電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高圧電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高圧電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高圧電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高圧電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である [10]。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離したガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。

図１．複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の高圧タンク部

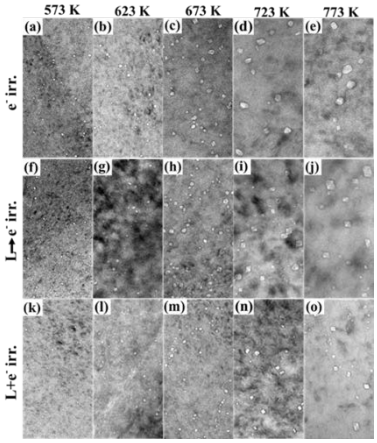


図２．SUS316L の(a)電子照射、(b)レーザー照射後電子照射、(c)レーザー/電子同時照射 [11]

図１に、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の高圧タンク部の俯瞰写真を示す。手前から、コックロフトの昇圧装置の高圧タンク、その奥が加速管の高圧タンクで、昇圧時のリップルノイズが影響しない 2 タンク方式で SF6 ガスが充填されている。イオン加速器のビームラインに挟まれた中央部の黒い箱は、前述した 3 種利のレーザー照射装置が設置されており、3 つの内いずれかのレーザーと電子、あるいはイオンと電子を同時に照射することが可能である。紫外線レーザーでは、励起、ナノ秒レーザーでは、局所加熱や過飽和空孔の導入、フェムト秒レーザーは、高速現象の研究に取り組まれつつある。図２は、SUS316L の(a)電子照射、

(b)レーザー照射後電子照射、(c)レーザー/電子同時照射におけるボイド形成・成長のその場観察結果である。電子照射のみの場合と比較して、ナノ秒パルスレーザーを予照射し過飽和空孔を凍結した状態で電子線を同量照射するとボイドの数密度とサイズは大きい傾向になることが明らかになった。また、レーザー/電子同時照射の場合，電子照射によって形成した格子間原子とナノ秒パルスレーザーで形成した空孔と再結合する確率が上昇し，その結果ボイドのサイズは低く抑制され、スエリングは照射温度を上昇させても抑制される傾向にあることが明らかになった。空孔を主体とした振る舞いについては長い間研究手法が無く課題であったが、この装置の開発により初めて可能となり、今後の展開が期待される。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高圧電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。それぞれの装置の性能や利用方法などについては、別の機会にまとめて報告する予定である。30年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTAで実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置MARICOを利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高圧電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
2) https://www.cyric.tohoku.ac.jp/index_j.html
3) http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html
4) http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/hit/
5) https://www.qst.go.jp/site/taka-riyoukanri/2163.html
6) https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html
7) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
8) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
9) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
10) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.
11) Subing Yang, et al., Journal of Nuclear Materials, 488 (2017) pp. 215-221.

*Tamaki Shibayama[1]

[1]Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

2020年春の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（3）国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹[1]，西田憲二[2]，木村晃彦[3]

[1]中部電力株式会社，[2]電力中央研究所，[3]京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉圧力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の圧力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉圧力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉圧力容器の照射影響としては、クラッディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラッディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉圧力容器のクラッディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ボートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉圧力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機圧力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等は無い。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 1.5×10^{18}n/cm^{2}と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靭性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉圧力容器（高速中性子照射量：約 1.5×10^{18}n/cm^2）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉圧力容器のクラッディング表面直下近傍の圧力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

*Hideki Yuya[1], Kenji Nishida[2] and Akihiko Kimura[3]

[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Kyoto University

(2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 M会場)

[2M_PL04] 総合討論（パネルディスカッション）

*長谷川 晃[1]、*藤井 克彦[2]、*塙 悟史[3]、*石橋 良[4] （1. 東北大、2. INSS、3. JAEA、4. 日立）

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、現在再稼働手続き中で今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受け、専門家を交えたパネル形式での総合討論を行い、原子力材料分野の現状と今後に向け、照射施設、ユーザーそれぞれの立場から、照射施設、廃炉材などの研究の重要性やその意義等を含め、原子力材料や機器の健全性や高経年化の評価に関する高度化研究及び、材料照射科学を発展させていくための議論を行う。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[2N_PL] 放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計

座長:平山 英夫(KEK)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 N会場 (共通講義棟 S棟3F S-32)

[2N_PL01] 遮蔽設計の手順

*上蓑 義朋[1] （1. 清水建設）

[2N_PL02] 核データライブラリと断面積ライブラリ

*今野 力[1] （1. JAEA）

[2N_PL03] モンテカルロコード PHITS

*岩元 洋介[1] （1. JAEA）

[2N_PL04] ストリーミングとスカイシャイン計算

*平尾 好弘[1] （1. 海技研）

©日本原子力学会

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（1）遮蔽設計の手順

(1) Procedure of shielding design

*上蓑義朋[1,2]
[1]清水建設(株)技術研究所, [2]理研仁科センター

1. はじめに

「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会と「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、2015 年に「放射線遮蔽ハンドブック ―基礎編―」を、2020 年に「同 ―応用編―」を刊行した。これらは初心者から専門家まで幅広い層に役立つが、ここでは初心者を対象に、両書に基づいて遮蔽設計の手順などを解説する。

2. 遮蔽設計の手順

設計では、まず施設の目的を明確にし、必要とする基本性能を定める。そのうえで、必要な部屋、機能、設備を考慮して基本配置を決定し、使い勝手や荷重、遮蔽などを考慮して建物の構造計画、設備・機器計画が決められる。関係する法令や自主基準などをもとに設計線量目標値を定めるとともに、放射線機器や使用する RI から発生する放射線(線源)を求める。その上でバルク遮蔽、ストリーミングやスカイシャインを主に簡易計算法によって評価し、壁や天井の厚さ、迷路構造などを決定する。必要があればモンテカルロ法などの詳細計算法を用いて線量評価の精度を高め、線量目標値を満たしながら可能な限り合理的な遮蔽になるよう設計を修正する。結果をもとに許認可を受け、建設に移る。完成後は漏洩線量を詳細に測定し、万一線量基準を満たさない箇所がある場合はさまざまな方法で対策を立て、再度許認可を経たうえで修正工事を行う。

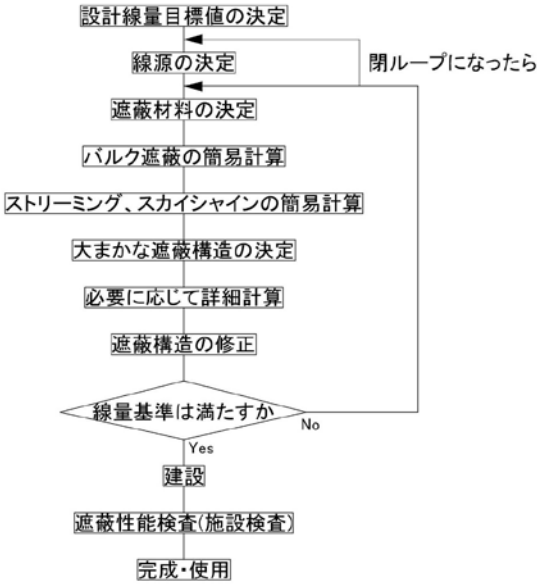


図　遮蔽計算の手順の概略

3. 遮蔽計算に関する注意点

遮蔽計算で求めるのは AP 照射条件での実効線量である。計算コードに組み込まれた線量換算係数を用いる場合は、それが適切であるかを確認する必要がある。もし異なる場合は、換算係数を比較し、実効線量を過小に評価しないように係数を乗ずるなどの対策が必要である。

完成後の測定では H*(10)が表示されるサーベイメータが用いられる。H*(10)は実効線量を安全側に評価するため、測定値は真の実効線量よりも 1.2 ないし 1.4 倍程度高い値を示すことが多い。また計算手法には必ず誤差を伴う。簡易計算法は安全側の値が得られるように考慮されていることが多いが、詳細計算法はできるだけ真の値が得られるように作られているため、安全側とは限らない。これらの点を考慮し、設計線量目標値は法などで定める線量限度の 1/2 倍を超えない程度の裕度を持たせることが多い。

長年使われてきた計算手法やコードは、その適用範囲内の使い方をする限り十分な精度の結果が得られる。しかし放射線のエネルギーなど適用範囲を超えると精度は保証されない。コードの導入時にインストールの検証を行うのはもちろん、コードをブラックボックスとして使うのではなく、扱う物理現象と適用範囲を理解し、結果の妥当性をチェックする態度が求められる。

*Yoshitomo Uwamino[1]
[1]Institute of Technology/Shimizu Corporation, [2]RIKEN Nishina Center

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（2）核データライブラリと断面積ライブラリ

(2) Nuclear data library and cross section library

*今野　力[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

放射線遮蔽設計では、Sn コード（ANISN、DORT、TORT、等）やモンテカルロコード（MCNP、PHITS、等）を用いた放射線輸送計算が行われる。放射線輸送計算では核反応の断面積、核反応で発生する粒子の角度エネルギー分布、等のデータベースである核データライブラリが必要になる。ここでは、放射線遮蔽設計の観点から、核データライブラリ、核データライブラリから作られた放射線輸送計算コードで使う断面積ライブラリを概説し、及びそれらを使う上での注意点について紹介する。

2. 核データライブラリ

核データライブラリは、主に 10^{-5}eV から 20MeV までの中性子による核反応に関するデータ（核反応断面積、放出粒子（2 次粒子）の角度分布・エネルギー分布、等）をまとめたデータベースで、ENDF-6 フォーマットで記述されている。γ線と元素との反応断面積、核構造、崩壊データのデータベースや、最近では、20MeV 以上のデータや荷電粒子入射、光核反応のデータベースもある。ここでは、放射線遮蔽設計で最もよく使われる中性子の核データライブラリについて述べる。

核データライブラリは日本、米国、ヨーロッパ等で独自に作成され、それぞれ、JENDL、ENDF/B、JEFF 等と呼ばれている。核データライブラリは原子核反応理論計算および核反応測定データをもとに編纂されるが、それぞれの編者が最も良いと「評価」した核データを格納するため、JENDL、ENDF/B、JEFF は必ずしも同じデータが格納されているとは限らない。そのため、使う核データライブラリによって放射線輸送計算結果が変わりうる。また、ENDF-6 フォーマットの核データライブラリをそのまま放射線輸送計算コードで使うことはできないため、ユーザーは放射線輸送計算コードで使うことができる断面積ライブラリを核データ処理コードで作って使うか、公開されている断面積ライブラリを使う必要がある。

3. 断面積ライブラリ

断面積ライブラリは使う放射線輸送計算コードにより大きく分けて 2 つの形式がある。一つはモンテカルロコードで使う連続エネルギーライブラリで、もう一つは Sn コードで使う多群ライブラリである。連続エネルギーライブラリの形式は米国 LANL の ACE ファイル（例えば、FSXLIB-J33、PHITS 付属 JENDL-4.0 ACE ファイル、等）がよく使われている。多群ライブラリの主な形式には、米国 LANL の MATXS ファイル（MATXSLIB-J33、MATXSLIB-J40、等）と米国 ORNL の AMPX ファイル（VITAMIN-B6、VITAMIN-B7、等）の 2 つがある。これらの断面積ライブラリは公開されているので、ユーザーはそれらを入手して使うことになる。なお、ACE ファイルはそのままモンテカルロコードで使うことができるが、MATXS、AMPX ファイルはそのままでは Sn コードで使えないため、Sn コードで使える多群ライブラリにするコード（MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コード）も使う必要がある。

4. 放射線輸送計算での注意点

核データライブラリのデータ自体に問題があって放射線輸送計算に問題が生じる場合もあるが、それは極めて少ない。放射線輸送計算で生じる問題の多くは断面積ライブラリに起因する。特に、自己遮蔽補正が不

可欠である多群ライブラリには注意が必要である。以下、多群ライブラリで注意すべき点を述べる（詳細は参考文献参照）。

4.1 多群ライブラリの問題

多群ライブラリ MATXS、AMPX ファイルに入っている多群断面積は、以下の PN 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）の PN 断面積である。

$$\mu\frac{\partial}{\partial x}\psi_g(\mu,x)+\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sigma_{\ell tg}^{PN}(x)\psi_{\ell g}=\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sum_{g'}\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{PN}(x)\psi_{\ell g'}+S_g(\mu,x),$$

$$\sigma_{\ell tg}^{PN}=\frac{\int_g\ \sigma_t(E)W_\ell(E)\,dE}{\int_g\ W_\ell(E)\,dE},\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{PN},=\frac{\int_g\ dE\int_{g'}\sigma_\ell(E'\to E)W_\ell(E')\,dE'}{\int_{g'}W_\ell(E')\,dE'},W_\ell(E)=\frac{C(E)}{[\sigma_0+\sigma_t(E)]^{\ell+1}},$$

ここで、μは散乱角の余弦、$\psi_{\ell g}$はg群のℓ次のルジャンドル中性子束、$P_\ell(\mu)$はℓ次のルジャンドル多項式、$S_g(\mu,x)$はg群の外部中性子源、σ_t は全断面積、σ_ℓ は散乱断面積、$C(E)$は滑らかな関数、σ_0はバックグランド断面積、$W_\ell(E)$は断面積を群平均する時のℓ次の荷重関数。あまり知られていないが、荷重関数の分母に$\ell+1$乗がついているため、後述する問題が生じる。また、適切に自己遮蔽補正を行うためには対象としている物質のバックグランド断面積より小さいバックグランド断面積が必要で、その断面積が多群ライブラリにないと自己遮蔽補正が適切に行われないので使うべきではない。例えば、天然組成の鉄では ^{56}Fe のバックグランド断面積として 0.1 barn 程度が必要であるが、VITAMIN-B6、VITAMIN-B7 では一番小さいバックグランド断面積が 1 barn であるため適切な自己遮蔽補正はできない。また、MATXS ファイルでも一番小さいバックグランド断面積が 1 barn のものがあり、そのような MATXS ファイルでも適切な自己遮蔽補正はできない。

これもあまり知られていないが、Sn コードで使う多群断面積は PN 断面積ではなく、以下の SN 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）の SN 断面積である。

$$\mu\frac{\partial}{\partial x}\phi_g(\mu,x)+\sigma_g^{SN}(x)\phi_g(\mu,x)=\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sum_{g'}\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{SN}(x)\phi_{\ell g'}+S_g(\mu,x)\,.$$

説明は省略するが、SN 断面積は PN 断面積から以下の式で作ることができる。

$\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{PN}\ for\ g'\neq g$ ，

$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{PN}-\sigma_{\ell tg}^{PN}+\sigma_g^{SN}$ ．

自群散乱断面積が SN 断面積と PN 断面積が異なることがわかる。この第２式を変形すると、

$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{PN}-\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)-\Delta_g^N$,

$\sigma_g^{SN}=\sigma_{0tg}^{PN}-\Delta_g^N$,

と書ける。ここで、σ_g^{SN}は任意に選ぶことができ（輸送近似と呼ぶ）、いくつかの選び方がある。一番簡単なのは$\Delta_g^N=0$つまり$\sigma_g^{SN}=\sigma_{0tg}^{PN}$とする Consistent-P 近似で、

$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{PN}-\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$,

$\sigma_g^{SN}=\sigma_{0tg}^{PN}$ ，

となる。以下、この式で説明する。この第１式の右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$が 0 であれば、SN 断面積は PN 断面積と同じになるが、先に記述したように荷重関数の分母に$\ell+1$乗がついているため、右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$は$\ell\neq0$では 0 にならず、SN 断面積は PN 断面積とは異なる。

PN 断面積から SN 断面積を作るコードは、MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コードである。MATXS ファイルでは、分母に$\ell+1$乗がついている荷重関数（但し、$\ell\geq1$で分母に2乗がついている荷重関数）を用いているため、TRANSX コードでは PN 断面積と異なる SN 断面積が計算される。但し、自己遮蔽補正の影響が小さい場合は、荷重関数の分母の効果は小さくなるため、SN 断面積はほとんど PN 断面積と同じになる。一方、AMPX ファイルでは、分母に$\ell+1$乗がついていない荷重関数を用いているため、$\sigma_{\ell tg}^{PN}=\sigma_{0tg}^{PN}$で第１式の右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$は 0 になり、SCALE あるいは

SCAMPI コードで PN 断面積をそのまま SN 断面積にしている。また、AMPX ファイルでは弾性散乱の自己遮蔽補正をそのまま散乱断面積にも適用しているという問題もある。

4.2 AMPX 多群ライブラリの問題の影響

上述した AMPX ファイルの種々の問題の影響を示すために、半径 1m の鉄球の中心に 20MeV の等方点中性子源がある簡単なモデルで一次元 Sn コード ANISN とモンテカルロコード MCNP で球内の中性子スペクトルを計算した。多群ライブラリは VITAMIN-B7 と比較のために MATXSLIB-J40 を、ACE ファイルは多群ライブラリに対応したものを使用した。結果を図１、２に示す。VITAMIN-B7 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算と 30%程度異なった。一方、MATXSLIB-J40 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算とよく一致した。

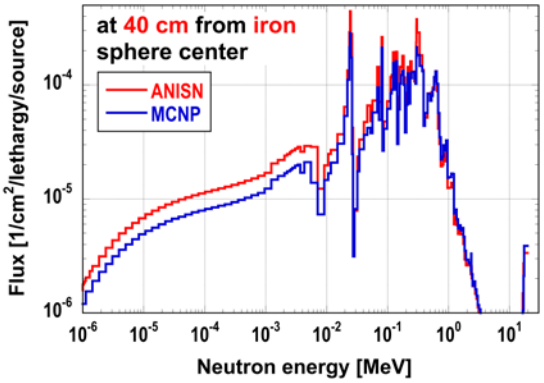


図 1 鉄球中心から 40cm での中性子スペクトル (VITAMIN-B7)

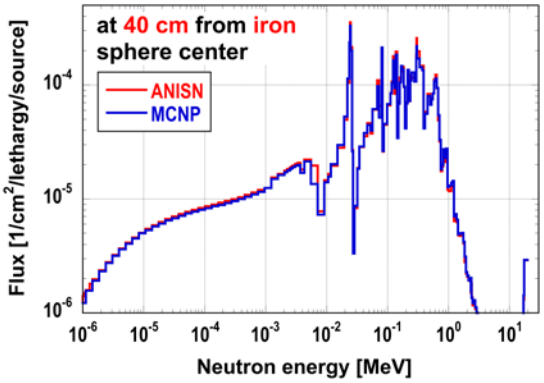


図 2 鉄球中心から 40cm での中性子スペクトル (MATXSLIB-J40)

5. まとめ

放射線遮蔽設計の観点から、核データライブラリ、断面積ライブラリを概説した。断面積ライブラリのうち、特に、自己遮蔽補正が必須である多群ライブラリには以下の注意が必要である。

- 下限値の十分小さいバックグランド断面積
- ルジャンドルの次数を考慮した荷重関数
- 散乱断面積の自己遮蔽補正を適切に行う

AMPX ファイルは上記の点で問題があるので、Sn コードを用いた放射線遮蔽設計を行う際には、MATXS ファイルを使うことを推奨する（但し、バックグランド断面積が適切なものを使うこと）。

参考文献 C. Konno et al., Prog. Sci. Technol., 1 (2011) 32-35、C. Konno et al., Prog. Sci. Technol., 2 (2011) 341-346

MATXS ファイルに関する補足

MATXS ファイルはアスキーファイルで公開されているが、TRANSX コードはバイナリの MATXS ファイルしか読み込むことができない。そのため、入手した MATXS ファイルは TRANSX コード付属の BBC コードでバイナリの MATXS ファイルに変換する必要がある。また、TRANSX コードには致命的なバグがあるので、IAEA から公開されている（https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm/）以下のパッチを当てた TRANSX コードを使うこと。このバグの影響については、C. Konno et al., Proc. RPSD2018, “EFFECT OF IAEA PATCH FOR TRANSX2.15”参照。

Patch 1. to increase the insufficient array size (2 lines)

```
*d up14.4
      maxds=5+12*(nl+1)
```

*Chikara Konno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（3）モンテカルロコード PHITS

(3) Monte Carlo code PHITS

*岩元 洋介[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

原子力機構を中心として開発を進めるモンテカルロコード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)はきわめて広範囲に利用されており、放射線遮蔽設計においても小規模な RI 施設から大型の高エネルギー加速器施設まで幅広く適用できる。本発表では、最新の機能を含めた PHITS の特徴などを解説する。

2. PHITS の概要

PHITS[1]は、任意の 3 次元体系内における放射線挙動を解析できる汎用モンテカルロ計算コードである。その適応範囲は、原子力分野で重要な 20 MeV 以下の中性子や光子の他に、加速器工学や医療・宇宙分野で評価対象となる高エネルギー陽子や重イオンなど、現実的に挙動解析が必要なほぼ全ての放射線である。図 1 は PHITS に組み込まれた物理モデルとその適用エネルギー範囲を示している。核反応は、核子と核子が直接相互作用する動的過程と、その後に平衡状態に達した原子核が崩壊する静的過程に分けて模擬する。核反応の動的過程に核内カスケードモデルなどが用いられ、静的過程のシミュレーションには蒸発・核分裂モデルが使われる。20 MeV 以下の中性子による核反応は、核データライブラリ JENDL-4.0 で模擬する。その際、イベントジェネレータモードにより二次中性子のみならず二次陽子や反跳核などの情報も引き出せる。

解析を行う 3 次元幾何学形状は、General Geometry(面を組み合わせて 1 つの形状を定義する形式)等で記述する。ユーザーは、タリーと呼ばれる機能を活用することで、放射線挙動解析の結果から特定の領域や任意の 3 次元メッシュ空間内での粒子フラックス、発熱量、生成核種分布などを取得できる。さらに、ANGEL と呼ばれる独自の描画ツールを内蔵しており、図 2 に示すように、幾何学形状や計算結果を可視化できる。

PHITS パッケージは、Fortran で書かれたソースプログラムの他、実行ファイルや ACE 形式の核データライブラリ JENDL-4.0 など 、PHITS を実行するために必要なファイルを全て含んでいる。また、ほぼ全てのパーソナルコンピュータやワークステーションで動作し、専用インストーラから簡単に動作環境を構築できる。他、並列計算に対応しており、スーパーコンピュータを活用した大規模計算にも適している。

近年は、陽子及び中性子入射に対するライブラリ JENDL-4.0/HE の読込機能、熱流体解析コード FLUENT との連成計算機能の開発等が進められている。放射線遮蔽計算に活用できる機能やデータとして、遮蔽体中の粒子輸送を効率的に行うために粒子の重みを操作する機能、RI 線源を入力して放出放射線特性を自動的に設定できる機能、線量換算係数等が組みこまれている。

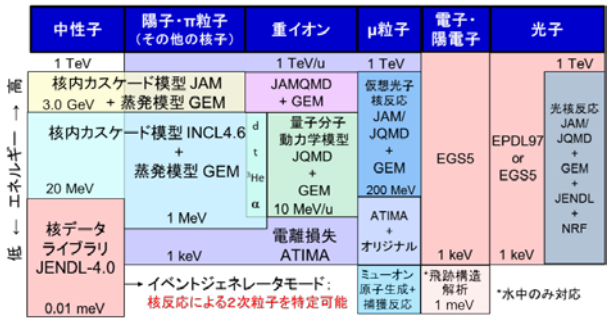


図 1　PHITS に組み込まれた物理モデル

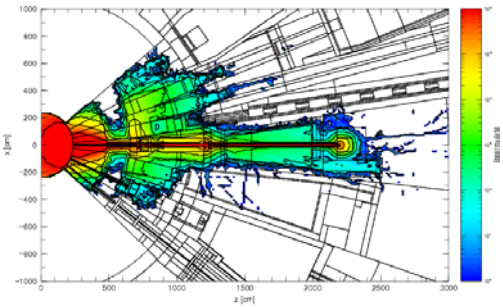


図 2　J-PARC 物質・生命科学実験施設の中性子ビームライン周辺の発熱量計算結果

参考文献　[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

*Yosuke Iwamoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（4）ストリーミングとスカイシャイン計算

(4) Radiation Streaming and Skyshine Calculation

*平尾 好弘[1]

[1]国立研究開発法人海上・港湾・航空技術研究所　海上技術安全研究所

1. はじめに

ストリーミングとスカイシャイン現象は、簡易計算手法に基づいて評価することが多い。さまざまな手法とそれを適用する際の注意点を紹介する。放射線の経路を個別に評価する方法をとる。

2. ストリーミング安全評価技術

ダクト（継ぎ目、貫通部、ボイド等を含む）のある遮蔽壁に対して、壁外線量率を保守的に評価する汎用的な考え方を示す（図 1）[1]。評価点の場所が特に指定されない場合、壁外で最大の線量率を示す位置を検討する。評価点が決定したら、線源位置から評価点まで遮蔽壁を透過する透過線とダクトを通ってくるストリーミング線に分けて線量寄与を評価する。ダクトストリーミング線を二種に分けて、ダクトの入口から出口までダクト内を通ってくる全ストリーミング線と、ダクトの途中から壁側に抜けたり入ってきたりする部分ストリーミング線を考慮する（図 2）。両者に対する線量評価の考え方、及び評価点がダクトの出口近辺から離れている場合の評価の考え方を示す。最終的に全ての経路からの線量寄与を合算して評価点の線量率を求める。

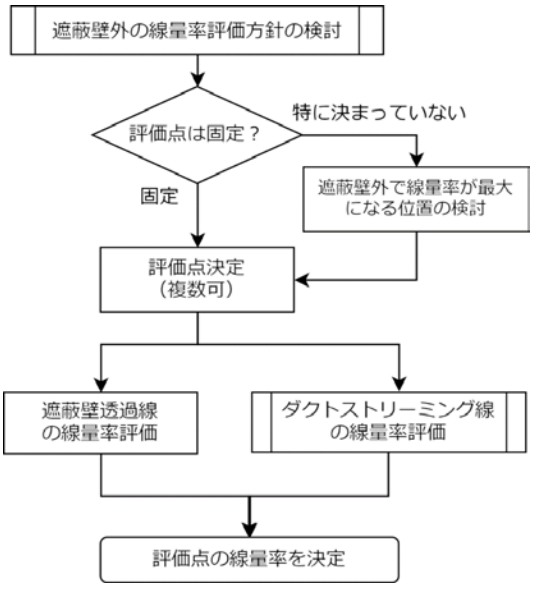


図 1. ダクト付き遮蔽壁の簡易線量評価手順例

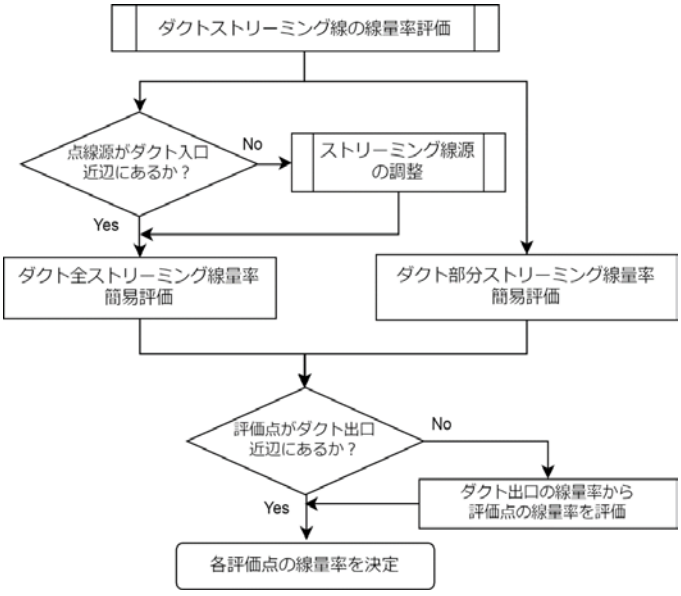


図 2. ダクトストリーミング線量率の簡易評価例

迷路構造はダクトの一種であり、照射室等の線源を扱う部屋の入出路を屈曲させることで、そこを通って部屋の外に漏れる放射線を抑える体系を指す。迷路のストリーミングの特徴は、壁が厚く透過線を大抵無視できること、またダクト設計と比べて入出路の断面積が大きく全ストリーミング線の寄与が支配的なことである。これまでに提案されたアルベド法（Line of Sight 法含む）ベースの簡易線量評価の例を示し、適用性に関する注意を行う。

最後に、ストリーミング線量評価を行う上での実際的な注意を与える。放射線の漏洩経路をダクトまたは迷路とみなすモデリング、評価の確認の仕方、線源の保守的な調整、あるいは本来の設計で意図しなか

った最近のケースについて考察する。

3. スカイシャイン安全評価技術

建屋内の線源から屋外の線量率を評価する汎用的な手順を示す（図 3)。評価点は法規に従うこととし、大抵は最も近い敷地境界上におかれる。図 4 に建屋内の線源から屋外の評価点に達する放射線の経路タイプを示す。図中の番号で示すとおり、論理上の経路タイプは数多くあるため、よく体系を観察して、個別に線量に与える影響を検討する。実際の施設では、天井のないサイロ、土壌等の自然物で線源を囲ったもの、遮蔽の薄い窓やシャッターの存在、複雑な地形等、条件は様々である。

スカイシャイン線とは一般に図 4 の⑦及び⑧を指し、天井が十分厚くない建屋で注目されるが、他にも建屋で後方散乱したスカイシャイン線、あるいは地面によるグランドシャイン線の影響は見落とされやすいので注意する。主な経路タイプに対しては、図 5 に示すスカイシャイン線の評価手順のように、線量評価法が開発されており、一般に専用の計算コードを用いて、線源のエネルギーまたは放出される空間の範囲にわたる積分が行われる。そうして求めたスカイシャインを含む有意な経路からの線量率を、図 4 の①に示す側壁を透過する直接線の線量率に加算して、最終的な評価点の線量率を求める。スカイシャイン線が注目される理由は、線源から距離が離れると、線量率で直接線の寄与を上回る可能性があるからである。

最後に、スカイシャイン線量計算のポイントとして、よく知られた一回散乱法（G33 系列コード)、ラインビーム応答関数法（SHINE-III コード等)、及び S_N離散座標法を含む詳細計算法の適用における注意点を与える。

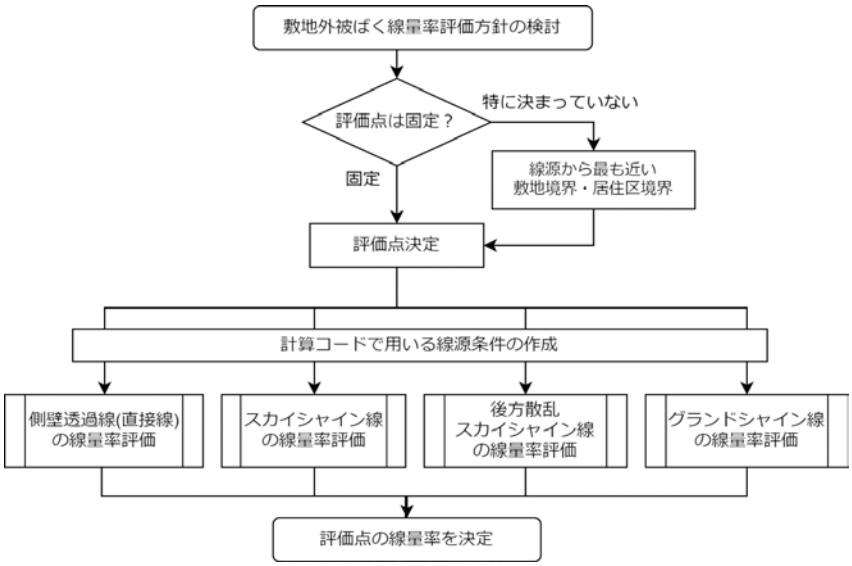


図 3. スカイシャイン線を含む屋外線量率評価手順の例

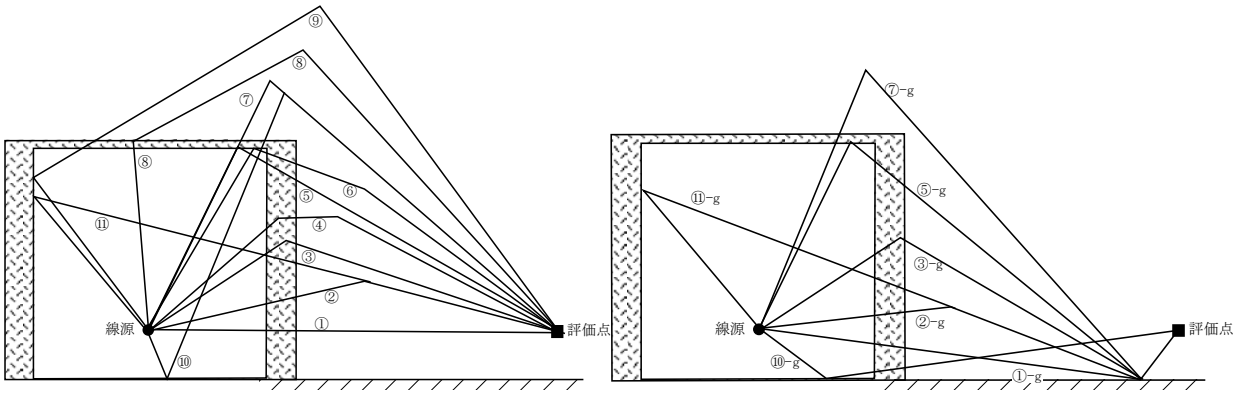


図 4. 建屋の線源から 2 回まで散乱して屋外評価点に到達する放射線経路（右：グランドシャイン経由）

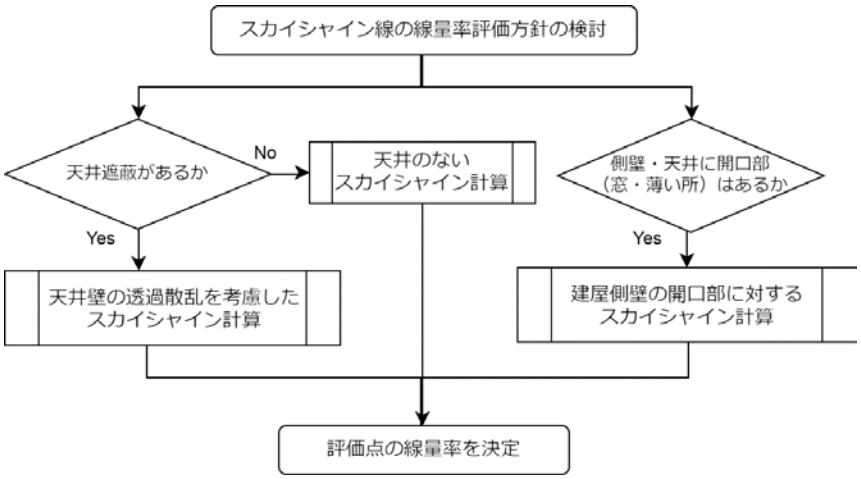


図 5. スカイシャイン線の簡易線量評価手順の例

4. まとめ

ダクトストリーミング及びスカイシャイン状況に対して、放射線の経路に拘って線量を安全評価する技法とポイントについて説明した。経路を明らかにして、それぞれの寄与が過小評価しないように積み上げて最終的な結果の保守性を示すことこそ、安全評価の基礎であり伝統である。放射線はいきなり評価点に線量として現れるわけではない。詳細計算法は強力であるが、計算の無謬性や出力の保守性を個別のケースで分かりやすく説明するのが容易でない。万一の評価ミスによって不利益を被るのも、また施設の規制や受け入れに係る担当者らも多くは非専門家である。当方は、経路を用いた透明性の高い直感的な説明こそが理解と安心を与えるものと信じており、また専門家であっても、詳細計算の結果を確認する代替手法としてそうした考え方を知っておくことが肝要と考える。

* Yoshihiro Hirao[1]

[1]National Maritime Research Institute, National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology.

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（核データ部会、シグマ調査専門委員会）

[2O_PL] 核データ部会20年間の歩みとこれからの20年

座長:渡辺 幸信(九大)

2020年3月17日(火) 13:00 〜 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[2O_PL01] 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

*吉田 正[1] （1. 東工大）

[2O_PL02] 核データ部会20年に寄せて

*深堀 智生[1] （1. JAEA）

[2O_PL03] 私の夢見る20年後の核データ研究

*木村 敦[1] （1. JAEA）

[2O_PL04] 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く

*湊 太志[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年

20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（1）核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

(1) From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*吉田 正[1]
[1]東工大

1. はじめに

20 年前に核データ部会が設立されるまでのほぼ 35 年間、「シグマ特別専門委員会」と「シグマ研究委員会」の総称である「シグマ委員会」が核データ活動の揺るぎない中核であった。最大の特徴はこれが実際に作業する委員会であった点である。高速炉の開発に核データは不可欠であるとの認識に基づくメーカー各社と日本原子力研究所（当時；以下原研）の全面的な支援のもと、大学も含め各所に散在した専門家の横断的かつ献身的なヴォランティア活動という日本の技術開発史上他に類をみないユニークな活動であった。活動のピークにあった頃、当時原研物理部長だった原田吉之助氏が、シグマは「咲く花の匂うが如く今盛りなり、ですな」とふと漏らした一言が忘れられない。この一言に要約されるような時代だった。しかし、学会の「特別専門委員会」には決められた設置期間があり、核データという息の長い仕事のためには、やや異例ながら常に理事会の承認を得て延長に延長を繰り返して行かなければならない宿命にあった。一方、シグマ研究委員会の主体である原研も時代とともにその役割と体制を変えて行く。原子力学会に部会制が導入された始めたころ、時代は緩やかだが大きな曲がり角を迎えていた。核データ部会の設立によって核データ活動はこの曲がり角を適切に曲がり切ることができたと考えているが、ここでその経緯を振り返ってみたい。

2. 部会設立までの核データ小史

2-1. シグマ委員会の発足と活動

シグマ委員会の活動は、原子力の他分野に比べても類のないほど、その歴史を克明に辿ることができる。それは 1966 年に冊子体「JNDC ニュース」の名称で刊行が開始され、現在は改名のうえ電子媒体で年 3 回刊行されている「核データニュース」誌のおかげである（原子力機構・核データ研究グループの HP から全号にアクセスできる）。例えば同誌 44 号はシグマ委員会創立３０周年記念号で、中嶋龍三、百田光雄から NEA Data Bank の Nigel Tubbs まで、10 人の懐かしいお名前が並び、これら先達の方々が委員会設立の経緯から将来展望までを語っておられる[1)]。設立から 10 年ぐらいしてひょっこり参加させていただいた本稿筆者は先達の方々にただただ敬意を表するしかない。特にこれら先達が JENDL 開発に舵を切ったその決断に。その後の４０周年記念号（2003）、５０周年記念号（2013）と辿れば、シグマ委員会の歩みを容易に通観することができる。「シグマ委員会」は 2003 年一旦終了し、多少の曲折を経て現在の「シグマ調査専門委員」の母体となった。

2-2. 炉定数の時代

筆者が社会人として原子力に関わりを持った最初の仕事は、シグマ委員会ですでに大活躍をされていた飯島俊吾、川合將義のお二人の指導のもと、高速実験炉「常陽」マークⅠ炉心の核設計を主として臨界実験の解析を通じてバックアップすることであり、「常陽」稼働後は、増殖比が 1.0 を超えていることを計算の助けもかりながら立証したりすることであった。その時代、原子炉メーカー三社は高速炉の核計算のために、に、それぞれ改良・作成した ABBN 型とよばれる多群核定数セットを使用していた。ABBN は Abagyan、Bondarenko、Bazayants、Nikolaev の頭文字に由来しており、そのレポートは 1964 年にソ連で出版される

と、時をおかず米国でも翻訳・出版された。その表紙には「I.I.Bondarenko 教授の思い出に捧げる」との献辞がある。それから 20 年ほどしてロシアの原子力研究都市 Obninsk を訪問する機会があったが、街の中心近くで「あそこは Bondarenko 広場と呼ばれています」と教えられた記憶がある。が、本稿執筆を機会に Google Map で探してみたものの、この広場、残念ながら見つけ出すことができなかった。

ABBN レポートには各核種ごとに、必要な諸断面積、エネルギー自己遮蔽因子、非弾性散乱マトリクスの表が与えられていて我々にとってのバイブルであった。ここから出発して各社各様に炉常数セットを当時最新の断面積測定値等を勘案して改良するなどして、高速臨界実験解析や核設計に使用していた訳である。その後は原研の開発した高速炉核計算のための 70 群核定数セット JAERI-FAST が普及し、メーカー間で設計の基礎となる核定数が異なるという問題は解消していったが、「もんじゅ」核設計のため英国の ZEBRA 臨界集合体で行われた「MOZART 実験」解析の頃まで各社各様の核定数が使われていたよう記憶する。が、今回この点は確認ができなかった。ことの核心は、現在 JENDL や ENDF／B、JEFF に代表されるような包括的な「評価ずみ核データライブラリー（以下ライブラリー）」から共鳴領域や非弾性散乱の複雑な処理を経て炉定数に至る一貫したコンピュータ処理によって自動的に作成されたものでは ない 点である。共鳴が何千本もある ^{238}U も含めて、ライブラリーの数値をそのまま使っての直接 Monte Carlo 計算すら可能な現在の読者は不思議に思われるかもしれない。これは何も日本だけの話ではなかった。筆者が 1977～78 年に滞在した西ドイツ（当時）でも事情は似たりよったりで、高速炉研究開発の中心地だったカールスルーエでも KFK–INR という ABBN 型 26 群核定数が標準解析手法の中核であった。世界的にみても核データライブラリー開発の大先達の一人である J.J.Schmidt の出身母体であり、中性子反応の実験および理論の先進グループを擁し、評価ずみ核データライブラリーKEDAK-3 を持っていたにも関わらず、KEDAK から ABBN 型定数を生成するコードシステム MIGROS はまだ開発・試用段階にあった。当時、臨界直前の状態にあった高速原型炉 SNR-300 の核計算が行われていたブリュッセルの Belgonucleaire でも KFK–INR が使われていた。

2-3. JENDL の開発

上記のような当時の状況にも関わらずシグマ委員会は先を読んでいた。明確に年度を特定することはできないが、早いうちから国産の評価ずみ核データライブラリーの作成を意図していたと思われ（米国の ENDF／B–I は 1968 年に公開されている）、1971 年には JENDL 第 0 次版の作成案の検討を始めていた（これは筆者の社会人一年目に当たる）。第 0 次版は一種の「練習」であり、1974 年に完成した。JENDL 第 1 次版（JENDL-1）は 1977 年秋に公開されている。その後、JENDL は第 4 次版にまで発展し、General Purpose File と呼ばれる JENDL 本体と、使用目的に応じた多くの「特殊目的ファイル」が開発されて広い用途に用いられており、日本の原子力技術開発の骨格の役割を果たして来たのはご承知の通りである。

ここでやや本筋から逸れるが話題を一つ。JENDL、ENDF–B と並んで三大ファイル（その後ロシアの BROND、中国の CENDL が台頭）の一つとされた JEFF の E は **E**urope の E と思われている方がおられるかもしれない。実質 JEFF はヨーロッパのライブラリーであり、まわりもそう思っている。だがこれは Joint **E**valuated Fission and Fusion Nuclear Data Library の E なのである。JEFF の前身 JEF（Joint Evaluated File）はヨーロッパ主導のプロジェクトであったが“collaborative project between the NEA Data Bank Member countries”と銘打たれている。その初版は 1985 年に公開されているからその前後のことと記憶するが、OECD／NEA(Nuclear Energy Agency) の会議で、原研の菊池康之氏は「JEF の coordinate やファイル化は日本も出資している NEA Data Bank がやっている。が、日本には既に JENDL があり、これは二重投資となり承服しがたい」と主張された。正論である。これがなければ E は Europe の E になっていたかもしれない。その後、菊地氏には OECD／NEA の重要な活動となる WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation) に「日本（正確には JENDL）代表には崩壊熱／崩壊データをやっている人がいないから」と筆者もメンバーとして参加させてくださり、多くの会議にご一緒した。同氏の学識、語学力は圧巻で、座長であろうがなかろうが、全ての会議を結果的に主導しておられた。フランス語も堪能だったと記憶する。菊池氏を始めこれまで名前を挙げさせていただいた方々のほとんど（今もご活躍の川合氏を除く）は既に鬼籍に入ってしまわれた。匂うが如く今盛りだったシグマ委員会の絶頂期も茫々たる過去の記憶となりつつあるが、その精神は現在にも脈々と受け継がれていることは常々実感されるところである。

とはいえ、一生ベータ崩壊とその周辺をウロウロ生きてきた筆者にはJEFFの存在は大変ありがたく貴重であった。それはJENDLでは（正確にはJNDC FP Decay Data Libraryの時代から）ベータ崩壊大局的理論の理論値を大幅に取り入れ、ENDF/B-VIもこれに倣ったため、実験データを一貫して採用し続けたJEFFは格好の対照相手であったからである。複数のライブラリーがあることは貴重であった。その後TAGS測定[2)]の進展により、現在はJENDL、ENDF–B、JEFF間の差異も次第に収束しつつある。

3. 核データ部会の発足

日本原子力学会では1993年に「専門分野別研究部会（部会）規定」が制定され、翌年３月「炉物理部会」はじめ６部会が発足した。核データ分野はこの状況の中でどのような選択をなすべきなのか、決して簡単な決断ではなかった。この時、シグマ委員会の中で議論を先導されたのが井頭政之（東工大）と山野直樹（住原工）のお二人である。今でこそ部会員二百数十人を要する堂々たる部会であるが、発足当時、最低限必要な部会員数（100人前後だったと記憶する）を集められるかどうかから始まって、解決すべき問題も多々あった。アメリカ原子力学会においてすら「核データ部会」はなく、炉物理部会がこの分野をカバーしている。今だったら、核データは炉心計算だけのものではなく分野横断的に広く使われており、部会設立の説明もし易いであろう。が、当時としては海外の先例もなく、設立趣意書（部会HPからアクセス可能）の論理構築も簡単ではなかったと記憶する。だが舵はきられ、更田豊治郎氏を部会長に2000年の日本原子力学会「春の年会」三日目の3月30日の「設立総会」で正式に発足した。本来この講演をされておられた筈の更田初代部会長は惜しくも2016年に逝去され、筆者が代理を勤めることとなった次第である。

核データ部会の発足は時期にも恵まれ、または中長期的に見れば核データ分野のその後の発展の枠組みとしても好適なものであった。シグマ委員会活動は高速炉開発に的を絞ったプロジェクトとしてメーカー３社の要請に基づいて発足した経緯からも、分野横断的な展開や活動透明性の確保、外部への働きかけ等は苦手であった。2000年代に入ると、核データと核物理、天体核物理、核医学といった他分野との接点（接面と言うべきか）は急速に広がり、一方、原子力分野に限っても中性子断面積のみならずさらに広範な原子核にかかわるデータが必要になってくる。このような状況には、誰でも出入りでき、他分野との協力もしやすい学会／部会の方がやりやすい。福島事故以来、残念ながら学会員数は漸減しているものの、すでに述べたように核データ部会員数が倍増している背景には上記のような状況があると考えられる。

4. おわりに

日本の科学の世界では研究者が最新のテーマに集中するあまり、その波頭が通り過ぎたあとには無人の荒野しか残らないと、昔どこかで聞いたことがある。筆者自身がこれを実感したのは1980〜1990年代にT社でレーザー応用の研究に特化した時代であった。この技術は原子物理学の応用であり、日本では原子物理学はすでに衰亡していた。日本発の論文は読むことなく、欧米それにイスラエル(!)の論文をたよりに研究をすすめた。いま、原子核物理学が衰退の道をたどりつつあるように思われるが、核データと核物理の連携が分野の荒野化を防いでくれるよう願ってやまないし、今後の日本原子力学会核データ部会の活動がひとつの鍵をにぎっていることを強調して稿を終えたい。

資料

1） 中嶋龍三、百田光雄、桂木學、岩城利夫、更田豊治郎、椙山一典、村田徹、中沢正治、瑞慶覧篤、Nigel Tubbs、核データニュース、No. 44 ［通巻80号］(1993)
2） 例えば、A.Algora, D.Jordan, J.L.Tain, B.Rubio, J.Agramunt *et al.*, Reactor Decay Heat in ^{239}Pu: Solving the γ Discrepancy in the 4-3000-s Cooling Period, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501 (2010)

Tadashi Yoshida,
Tokyo Tech.

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（2）核データ部会 20 年に寄せて

(2) For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

＊ 深堀　智生[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

核データ部会の創立 20 周年に当たり、今後の部会活動の参考になるように歴史を含めて、概要の報告を試みる。黎明期については、最初に講演される吉田正先生のご発表に譲り、本報告では、その後の歩みについて振り返ってみたい。

2. 部会 20 年の歩み

核データ部会の概要については、基本的に部会 HP（http://www.aesj.or.jp/~ndd/）を見てもらえば全部書いてある。「核データ部会設立趣意書」によると、「あらゆる原子力システムは原子核の反応にその技術の基礎を置いている。したがって、原子核の反応をはじめその構造や崩壊に関する深い知見と、それに基づく広範で精度の高い核データの集積が必須のものとなる。これにくわえて、放射線工学や加速器・ビーム工学などの原子力関連技術は、計測、材料などの工学分野から、物理学、生物学、医学、環境科学、天体核物理へとその応用の裾野を広げつつある。その結果、原子核物理をはじめとする基礎研究領域と、原子力関連技術とのボーダーレス化が進み、またそこで必要とされる核データも極めて多岐にわたるものとなる。」とある。このような必要性を満たすため、我が国では、「シグマ委員会」[1)]を中心に活動を続けてきたが、工学的観点に立脚した原子核反応のより深い理解と核データの量的拡大をバランスよく達成するためには、学会における情報交換と適切な議論が必須であることから、2000 年に「核データ部会」を新たに設立した。これをもって、核データの工学的データベースとしての集大成である JENDL の作成をつかさどる原子力機構の核データ研究グループ及び JENDL 委員会とアカデミックな観点からのバランスの取れた活動を俯瞰的に行うことができるようになった。関連して、第 9 期の核データ部会長名で、シグマ委員会へ 2 件の諮問を行った。核データの今後を考え得上で指標となるロードマップの検討及び以下で述べる「核データ」連載講座の監修である。

個別の活動に先立って、運営小委員会のメンバーの変遷を上記の観点から振り返ってみたい。現在 10 期目の運営小委員会であるが、部会長は、第 1 期の更田豊治郎氏（日本海洋科学振興財団（当時））と報告者以外はすべて大学の先生である。それも小林（京大）、馬場（東北大）、吉田（武蔵工大（当時））、井頭（東工大）、石橋（九大）、千葉敏（東工大）のという、そうそうたる先生方である。初期は、大学、研究機関、民間企業出身の委員の数が拮抗していたが、徐々に民間の委員が減少し、第 9、10 期では民間の方はゼロである。この辺り、今後の展開を模索する必要があるかもしれない。

以下、核データ部会の今までの代表的活動について、概要を報告する。

2-1. 核データ研究会

2005 年までは、原研のシグマ委員会が核データセンターを事務局に開催していたが、原子力機構の発足に伴い、核データ部会主催で開催することを報告者からお願いした。2006 年度の核データ研究会は、作業の遅れから、2007 年 1 月に東海村で開催している。このため、2007 年には、2007 年度のものと合わせて 2 回核データ研究会が開催されたことになる。ここから、2009 年までは東海村で実施していたが、原子力機構が主催ではないので、各大学等で持ちまわってはどうかとの意見があり、2010 年の九大筑紫キャンパスを皮切りに、東海村（2011、2015、2017 年）、京大炉（2012 年）、福井大国際原子力工学研究所（2013 年）、北大（2014 年）、KEK（2016 年）、東工大（2018 年）と続き、2019 年には九大筑紫キャンパスに戻ってきた。各報文集は JAEA-Conf シリーズとして刊行している。このため、報文集は原子力機構の HP

（https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/）からダウンロードすることができる。

2-2. 日韓サマースクール

韓国との共同開催で夏期セミナーを開催している。核データ部会だけでなく、炉物理部会、放射線工学部会、加速器・ビーム科学部会の 4 部会合同で、日本と韓国で交互に開催している。4 部会合同ということで、原子力学会に「日韓原子力学会学生・若手研究者交流事業運営連絡会」が設置され、資金援助が受けられるようになった。本 4 部会の日韓交流が起点であったが、2005 年に日韓相互の人材育成について両学会間で学生・若手研究者間の交流に関する付属協定が締結され、日韓相互に日韓サマースクール/日韓学生セミナー等の開催を財政支援する事業が発足した。第 1 回は 2005 年に東海村で開催されたものと定義（上記連絡会の発足後）されているが、実は 2004 年に第 0 回と呼ぶべき日韓 4 部会合同サマースクールが韓国浦項加速器研究所で開催されている。この後、日韓交互に KAERI（2006 年）、九大伊都キャンパス（2008 年）、成均館大学校水原キャンパス（2010 年）、京大炉（2012 年）、いばらき量子ビーム研究センター（2015 年）、KAIST（2017 年）、阪大 RCNP（2019 年）と続いている。

2-3. 部会賞

部会賞は、その授与により原子力平和利用における核データ分野の発展や進歩をうながすことを目的として設置されている。部会賞には、学術賞と奨励賞があり、共通して核データ分野において学術または技術上の優れた業績を対象としている。奨励賞の違いは、当該年度末までに満 40 歳に達しない部会員を対象とし、将来性に富む成果であれば，未完成のものでも良いという点である。2019 年度までにそれぞれ 13 件の表彰が実施されている。

2-4. 連載講座

2017-2018 年の学会誌に 8 回シリーズで「核データ研究の最前線－たゆまざる真値の追及、そして新たなニーズへ応える為に－」の連載講座を、部会の総合力を以って執筆した。また、この監修をシグマ委員会にお願いして、素晴らしいものができたと思っている。部会が企画した連載講座は、核データを利用しているが、そこでどのような研究開発が行なわれているかといった話には縁の少ない原子力関係者に好評であった。

実は 2001 年（学会誌 43 巻 5-8 月号）に連載講座の第一弾があった。そこでは、核データとは何か？（第 1 回）、原子核物理入門（第 2 回）、核データの測定と応用（第 3 回）、核データの応用と今後の展望（第 4 回）と短期のものであったが、それまでに核データというものを知っていないか、知っていても本質的なことにまで考えが及ばなかった層にもある意味で「核データ」という言葉が浸透したと思える。さらに、これを見て核データに興味を覚えた学生がいたことを聞き及んでいる。

2-5. 核データ利用者支援小委員会 (愛称: 核データなんでも相談室)

核データにはなお強い要求があり、信頼度の高いデータへの要請は留まることはないと思われることから、社会のニーズに応える核データとは何か、各実験者・研究者はどの部分について寄与できるか、をよく検討した上で、部会の編集・広報活動の一環としての情報交換の場を提供しようと設置した。この活動自体は、2015 年 3 月終了した。その後、原子力機構の核データ研究グループに引き継がれた。

3. おわりに

核データ部会の活動は、上記以外にも年会や大会での企画セッションや核データニュースもあるが、予稿にすべて記載してしまうと、当日のお楽しみが半減してしまう恐れがあるため、本稿では概要の記載に留めることをご容赦願いたい。ただし、「今後のために言い残したいことは何？」との問いに対する答えは、核データに関する核データ部会、シグマ委員会及び JENDL 委員会の三位一体の体制であると考える。

参考文献

1) 深堀智生、「「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告：(4)「シグマ」調査専門委員会の活動予定」、核データニュース第 125 号（掲載予定）

*Tokio Fukahori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会　合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（3）私の夢見る 20 年後の核データ研究　～測定研究を通して～

(3) My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*木村　敦[1]
[1]原子力機構

1. 初めに

20 年というのは長いような短いような微妙な時間です。これが 100 年というのならば「核データの誤差は工作精度に比べて十分に小さく、工学的に無視できるようになっていることでしょう。」とか「実験ができないような短寿命核や測定が困難な反応でも原子核理論からの計算によって実用上は問題のない精度が達成できていることでしょう。」とか大風呂敷を拡げることができます。逆に 5 年といわれれば現在の実験装置や計算機の能力が制約となって実現可能な範囲は大きく制限されてしまいます。一方、20 年という時間は、計画を立て、お金が付き（これが最大の山であることは言うまでもありません)、それを実行できれば大きな進展がみられる長さであります。そこで、筆者が考える 20 年後の核データ測定を楽観的に予言してみます。

なお、自分のこれまで研究の経歴から、話の内容が中性子核データに関する夢に偏っていることは御容赦いただければと思います。

2. 20 年後の核データ研究に関する夢

- **「核データを利用する計算コード（モンテカルロ計算など）に核データの誤差が取り込まれ、核データに起因する誤差が広く認識されるようになるでしょう。」**

  原子力以外にも医療や加速器工学などの分野へ核データの利用が急激に広がりつつあります。原子力関係の研究者には核データには誤差がつきものであり、それが工学的に無視できない場合もあるのは当然のことと理解されていますが、原子力以外の多くの分野の研究者には「核データにも当然誤差はあるが真空透磁率の誤差（$1.25663706212(19)\times10^{-6}$）のように工学的には十分無視できるほど小さい」と誤解されているのが現状です。そのため、多くのユーザーが数値誤差しか認識せずに計算コードを利用し、核データに関する要望が我々にフィードバックされにくい状況になっています。

  20 年後には計算結果に核データ起因の誤差が表記され、利用者がその大きさを認識し、我々にフィードバックが戻ってくるようになるでしょう。もちろんこうなるためには、計算コードの開発者の多大な協力が必要ですが、我々の方でも、

  ・ほとんどすべての核種（特に安定核）・反応に対する誤差の評価
  ・中性子だけでなく、陽子や重陽子に対するデータの整備
  ・誤差評価のため実験データの少ない核種・反応に対する測定

  が必要になります。

- **「希少な放射性試料が国内で生産されるようになるでしょう。」**

  核データの測定実験では希少な放射性試料の入手が大きな課題となっております。現状では試料のほとんどを海外から購入しており、測定できる核種に大きな制限ができております。

  20 年後には放射化学のグループとの協働が進み、日本国内で放射性核種を使用済み燃料から分取し、実験ができる体制が確立されていることでしょう。

- **「理論と実験の融合が進み、理論に制約を与える実験が多く実施されることでしょう。」**

  実験による直接測定が困難な核種・反応に対する核データの要求が年々強くなっています。そのような反応に対しては理論計算による導出が行われておりますが、より計算精度を向上させるためには、実験により計算に制約を与える事が不可欠です。

  20 年後にはこの傾向がさらに強まり、理論計算に制約を与えるための実験が多く行われるようになるでしょう。また理論計算による導出だけでなく、代理反応を利用した測定も今まで以上に活発に進められていく事でしょう。

- **「複数の試料を複数の施設で測定する体制が整備されることで、誤差の議論が可能となり、真値への収束が進むでしょう。」**

  測定データには各実験者が妥当と思う誤差を評価しております。つけられている誤差には測定試料に起因するものと実験施設や解析法などに起因するものが主にありますが、現状の値付けされた誤差の妥当性の検討が十分ではなく、その結果、真値への収束を妨げていると感じております。

  20 年後には国際的な試料データベースの構築と海外の実験施設との連携の強化が行われ、試料を交換して複数の施設で測定する体制が整うでしょう。同一の施設での異なる試料の測定結果、若しくは同一の試料の異なる施設での実験結果を比較することが可能になります。これにより、試料起因の誤差と測定手法に関する誤差の切り分けが可能となり、つけられた誤差の妥当性をより深く議論することが可能となります。その結果、より早く真値への収束が進む事でしょう。

- **「新しい核データ測定のための施設が建設され、測定が開始されているでしょう。」**

  筆者は現在、J-PARC センターに設置された中性子核反応測定装置(ANNRI)で実験を行っております。ANNRI は 2009 年に完成した大強度のパルス中性子源を利用できる実験装置ですが、残念ながら非密封 RI や核燃料物質を使用することができません。そのため、核分裂断面積の測定、U や Pu の断面積測定ができない状況になっております。核燃料物質の利用が可能なパルス中性子源としては京都大学にある電子線加速器がありますが、1965 年に完成した加速器であります。

  20 年後には、予算を獲得して核燃料物質が利用可能な新たなパルス中性子源を用いた実験装置の運用が開始され、日本国内で核分裂反応を用いた実験が盛んに行われている事でしょう。(切に希望します。)

3. 終わりに

核データ部会創立 20 周年にあたり、20 年後の夢を語らせていただく機会を頂きました。安易な気持ちで引き受けたのですが、20 年後というと（リタイア間近ですが）現役で部会に在籍している可能性が高く、（当然開催される）創立 40 周年の記念セッションでこの文章の答え合わせをすることになるかもしれません。20 年後のその時に、この夢が現実になっているように精進していきたいと思います。

なお、本文章はあくまでも筆者個人の私見、夢であり、所属組織を代表するものではありません。

*Atsushi Kimura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会　合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（4）20 年後の未来へ、核データから道を切り拓く

(4) Towards the future: Explore science from nuclear data

*湊　太志[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

複雑極まる原子核の性質を分析・理解し、理学的・工学的応用のために数値データ化して整理するのが核データ評価研究の仕事である。「核データ」の存在意義は疑う余地もないが、核データ評価研究が本当に必要な分野であるか疑われる空気も全くないわけではない。将来も核データが原子力応用の基盤データとして存在し、社会のさらなる発展に寄与するためには、核データ評価の研究者はどのような活動を今後していくべきだろう。現在のユーザーからのニーズに応えるだけではなく、自ら科学の最先端を切り拓く姿勢や社会へのアウトリーチ活動が求められている。

2. 核データ評価の仕事

核データ評価は、測定された実験データを基に、評価者が原子核の特性を考慮しながら尤もらしい数値データを与える仕事である。また、評価した数値データをある特定の形式（例えば ENDF フォーマットなど）に変換して保守・管理する事も仕事である。時には、評価済みデータをモンテカルロ粒子輸送計算コードなどに使用できるよう、評価データを処理することも核データ評価の仕事として含む。応用上重要な核データの中で、主役となるのは中性子核反応断面積である。そして、中性子核反応断面積の核データ評価作業の半分以上を占めるのが、理論モデルによる断面積評価である。実験データは、全ての反応チャンネル（非弾性散乱、α崩壊など）や全てのエネルギーで測定されているわけではないので、理論モデルを用いて内挿および外挿するのである。

中性子核反応の核データ評価は、上述のように、入射中性子エネルギーに準じて開くあらゆる反応チャンネルに対応していなくてはならない。原子核は有限多体系であるため、その反応を統一的に記述できる理論はいまだ存在しない。そのため、与えられた系のエネルギー領域に特化した複数の異なる理論モデルを重ね合わせて、反応を記述するしかない。結果として、核データ評価者に要求される理論モデルの知識の幅は多様に及び、R-Matrix 理論、光学模型、統計模型、励起子モデルなどを筆頭に、それらのモデル計算コードを作動させるためのインプットデータを求める理論モデルも理解していなくてはならない。また、核データ評価者は、実験で用いられた手法の理解も必要となる。

このように核データ評価者は、まさしく核物理学全般のスペシャリストといっても過言ではない。核物理学の知識を備え、原子力応用に対する視点も備えた研究人材はそうは居ないだろう。もちろん、必ずしもその分野の専門家と同じくらい情報に精通しているわけではない。しかし、核データ評価の仕事をこなすためには、核物理学のスペシャリストになろうという気概は重要である。また裏をかえせば、核データ評価に従事すれば原子核の持つ様々な特性を知ることができる、ということである。

3. 核データ評価のいま

多くの先駆者の努力により、複雑極まる原子核反応の核データ評価は、理論計算においては明確に体系化されている。核データ評価研究の創成期に比べると、理論計算においてははるかに簡便になったと思われる。若手の核データ研究者はその恩恵を大きく受けている。もちろん、実験データから如何に尤もらしい評価値を与えるかは、いまだに評価者によって考え方が異なり、統一した手法は存在しない。

現在、核データ研究グループでは、廃止措置やバックエンドを支える基盤となる評価済核データを整備し核データライブラリ JENDL-5 として取り纏める作業を行っている。JENDL-5 では、構造材となる核種の再評価やこれまでなかった安定核種の収録、核分裂収率や不安定核種の崩壊データと水の中性子散乱則データの改良などを予定している。最近では、新しい光核反応の評価済データが JENDL に加わり、今後はさらに、重陽子核反応の評価済データが追加される予定である。これらは加速器や医療など、原子炉以外への核データ利用の需要が高まってきているためである。このように、核データ研究グループでは、中性子核反応以外の核データ評価ファイルにも視野を広げようとしている。

一方で、エネルギー利用という点で、既存の核データの性能は十分なレベルに達しているのではないかという声が国内外からちらほら聞こえてくる。共分散データの拡充や数 MeV～数 10 MeV 以上の高エネルギー領域における断面積評価など、まだ多くの改善すべき点が残されているが、改善する余地がなくなった核データ領域はこれから少しずつ増えてくるだろう。ユーザーのリクエストに対する努力の成果と言えるが、あるレベルに達するとニーズが無くなってしまうというのは、どんな工学的製品についても共通して言えることである。高度成長期に個人消費を支え、急速に発展した白物家電は、付け加えるものがないくらい高い性能を持った日本製よりも、安くて使いやすい外国製の物が求められる時代となっている。核データも十分なレベルに達した後は、高度な物理的知識を追加していくよりも、利便性を高めることが主体になってしまうのだろうか。

3. 将来に向けて

もしこのまま核データが、主なユーザーである原子力分野から要求されることがないくらい、高い品質に達してしまったならば、核データ評価者はそれ以上にいったい何ができるだろうか。上述のように利便性を高め、品質保証とともに輸送計算に必要な処理済の数値データライブラリをパッケージ化して、製品として外部へ売り出す営業マンに転職するのだろうか。それも正解であると思う。しかし核データのニーズは、核データ研究者の努力次第で、これからの 20 年さらに加速することができると思う。

加速のキーとなるのが、社会や他分野との相互作用を増やすことである。特に、（1）核データ研究の問題点を他分野と情報共有すること、（2）核データ研究で培った知見を宣伝活動することである。まず、（1）について議論する。核データ評価者は、現在の核データ評価手法に使われている理論モデルの一部に、原子核の特性を記述するうえで十分でない部分があることを認識している。例えば、励起子モデルの一粒子準位密度や相対論的効果などである。こういった改善の余地のある部分は、最新の核物理研究を利用して、修正していくことが可能であろう。しかし、その問題点を核データ研究に隣接する研究分野やユーザーと情報共有することは、必ずしもできているとは言えない。このため、いざ「〇〇が核データの高精度化に必要」と主張しても、その波及効果を核物理研究者やユーザー側が容易に想像できず、協力や同意を得ることが難しい状況にある。核データ評価に関わる専門的な問題点をリストアップして公開し、分かり易い形で核物理研究者やユーザーと情報共有すべきではないだろうか。これにより、これまで見えなかった問題点や過小評価していた問題点を表面化させ、将来の核データ研究の動機になっていくのではないだろうか。

しかし（1）だけでは、核データ研究に加速度をつけるための推進力として十分ではない。そこで重要となるのが（2）であると考える。核データそのもの、および核データ評価で培われた技術や知見を、核物理や原子力を超えた分野へ活かすことである。医療や宇宙分野がその一つであるだろう。特に宇宙分野における核データは、原子力利用ほどの精度は求められていないため、ある程度の高精度化を達成することで、ブレークスルーを与えることができるかもしれない。しかし、医療や宇宙分野は既に核データの利用が行われており、即座に新しい変化が起きる可能性は高くない。真に加速度をつけるためには、これまで視野に入ってこなかった分野について自ら積極的に情報収集し、可能性があれば共同研究を提案することである。特に、当たり前のことであるが、誰もやっていないテーマにチャレンジすることである。最初は小さな前進でも、研究の進展とともに可能性を見つけられることもあるだろう。白物家電がインターネットとつながり（いわゆる IoT）、さらには人工知能ともつながるようになった現代は、人々はその日のおすすめの献立情報を冷蔵庫のディスプレイから得ることができ、エアコンは最適な空調環境を提供できるようになった。核データも

異なる研究とのオーバーラップによってそのポテンシャルを引き出していくことができるのではないだろうか。

また今後、研究者は、社会に対してアウトリーチできることも必須になっていくだろう。社会に対する各機関の科学研究のアピール合戦は年々熱くなっているように見える。幸いにも、核データは既に様々な分野に応用されている。おそらく、アウトリーチで強く宣伝できる内容はいくらでもあるだろう。アウトリーチによって核データの知名度を上げることは、社会という強力なサポーターを得ることでもあり、他分野に依らない独立した存在意義を持つことにつながる。何よりも、自らの研究意欲を高めることにつながる。

4. まとめ

これからの核データ評価の研究者に期待したいことは、これまでの縁の下の力持ち的存在ではなく、自らが新しい研究分野を切り拓き、核データ以外の分野でも専門家となることである。そして、原子力分野からの安定したユーザー数に満足することなく、核物理や原子力を超えた他分野と積極的に協同研究を行ってその数を増やし、核データの重要性を高めることである。今後の大きな課題は、核データを通した成果を国民に伝え、核データという分野を社会に根付かせることができるかどうかである。20 年後には、これまで予想もしなかった潜在的な核データの可能性が見つかり、その応用が社会を豊かにしていることを期待したい。

---

*Futoshi Minato[1]
[1]JAEA

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

[3B_PL]「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

座長:関村 直人(東大)

2020年3月18日(水) 13:00 〜 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[3B_PL01] 福島第一原発廃炉の課題と廃炉委の取り組み

*宮野 廣[1] （1. 廃炉委）

[3B_PL02] 廃炉作業のリスク評価手法の検討

*山本 章夫[1] （1. 名大）

[3B_PL03] 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

*瀧口 克己[1] （1. 東工大）

[3B_PL04] エンドステートに向けた放射性廃棄物管理に係る様々なシナリオの検討

*柳原 敏[1] （1. 福井大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（1）福島第一原発廃炉の課題と廃炉委の取り組み

(1) Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima-Daiichi NPS

*宮野 廣[1]

[1]廃炉委委員長，法政大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉・汚染水問題の根本的な解決に向けて、政府は中長期ロードマップを策定し、それに基づく廃炉・汚染水対策の進捗管理を実施している。2013 年 11 月に、1F は原子力規制委員会によって特定原子力施設として指定され、東京電力が廃止措置を実施している。技術的な難易度が極めて高い課題を多く伴うため、東京電力自らによる取り組みに加え、政府による補助事業や施設整備事業を通じ、現場への適用を目指した信頼性の高い技術の研究開発が進められている。

廃炉委は、政府の中長期ロードマップ、NDF/東京電力の技術戦略プランの情報に基づき、廃炉作業を分析、検討して、課題を抽出し、適切な対応策をとりまとめてきた。これらの内容は、報告書として公開するとともに、学会内外に情報発信し、コミュニケーション活動を積極的に取り組んできた。学会内では秋の大会、春の年会を持ち、春には一般向けのシンポジウムを持ち、説明責任を果たしている。2019 年には、ＪＡＥＡの協力を得て、日本機械学会の動エネ部門およびロボメカ部門と連携して廃炉国際シンポジウム FDR2019（International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research ）を開催した。

2. 1F 廃炉活動

2-1. 最新の中長期ロードマップ

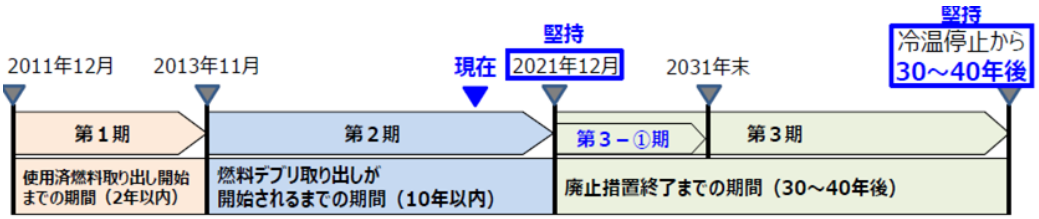
2019 年末に、最新の中長期ロードマップが発表された（図 1 参照）。廃炉作業が終了するまでのマイルストーンを明示し目標となる工程を立てたものである。使用済燃料プール内の燃料取り出し開始までの期間（第 1 期）、燃料デブリ取り出しが開始するまでの期間（第 2 期）、廃炉完了までの期間（第 3 期）に分けられており、現在は第 2 期にあたり、廃炉完了時期を、2011 年 12 月を起点として 30～40 年後としている。使用済燃料プール内からの使用済燃料の取り出しについては、4 号機では 2014 年に完了している。

汚染水対策としては、2020 年内に汚染水発生量を 150m3/日程度に抑制するとともに建屋内滞留水の処理完了を目指している。使用済み燃料プールからの燃料取り出し開始時期については、1、2 号機が 2023 年度目処、3 号機が 2018 年度中頃とされている。燃料デブリ取り出しは、2019 年度に初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定し、事故発生から 10 年後に当たる 2021 年度内に初号機の燃料デブリ取り出しを開始するとしている。

更に、廃棄物対策は、2021 年度頃に、処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通しをつけるとし、燃料デブリの取り出しについては、NDF が「戦略プラン」で技術的検討を行い、以下の方針としている。

取り組みは、ステップ・バイ・ステップのアプローチとして作業は小規模なものから始め、状況を確認しながら、得られる情報に基づいて柔軟に見直しを行いつつ、以下のように段階的に拡大していくとしている。

- 取り出す方法としては、PCV を完全に水で満たす「冠水工法」は技術的難易度が高いことなどから、容器内に存在する燃料デブリを「気中工法」で取り出す工法に軸足を置き進める。
- まず、PCV 底部の横からアクセスして燃料デブリの取り出しを段階的に進める。



作業項目	達成目標	時期
汚染水対策	汚染水発生量を100 m3/日程度に抑制	2025年内
滞留水処理	建屋内滞留水処理完了 建屋内滞留水を2020年度末に半分程度まで低減	2020年内 2022年度～ 2024年度
燃料取り出し	1号機～6号機燃料取り出しの完了 1号機大型カバーの設置完了 1号機燃料取り出しの開始（安全確保・飛散防止対策のため工法変更） 2号機燃料取り出しの開始（安全確保・飛散防止対策のため工法変更）	2031年度内 2023年度頃 2027～28年度 2024～26年度
燃料デブリ取り出し	初号機の燃料デブリ取り出しの開始 （2号機から着手。段階的に取り出し規模を拡大）	2021年度
廃棄物対策	処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し ガレキ等の屋外一時保管解消	2021年度頃 2028年度内

2019年12月27日の見直し決定より

図１　中長期ロードマップ２０１９の要点

2-2. 情報発信・コミュニケーション

廃炉委では、今年度、新たに取り組んだ分科会での成果も出つつある。分科会の最新の活動はセッションの以降の報告で紹介するが、ここでは、その他の最新の活動のいくつかを紹介する。

情報発信は。この 1 年、秋の大会、春の年会に加え、公開シンポジウムを開催した。新たに公開した成果報告は以下の 2 件である。これらは、学会 HP にて公開している。

・廃炉での「リスク評価」
・事故炉の構造健全性評価

１）秋の大会、春の年会「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－現状および活動報告-」

・「春の年会」中の 2019 年 3 月 20 日午後、廃炉検討委員会セッション
・「秋の大会」中の 2019 年 9 月 13 日午後、廃炉検討委員会セッション

２）春のシンポジウム

福島第一事故後、9 年が経過する 2019 年 3 月 7 日に、機械振興会館にて、一般向けのシンポジウムをテーマ:「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉－確実な廃炉のために今すべきこと」の内容で開催した。

３）部会、連絡会等との連携

「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（ANFURD 学協会連絡会）は、原子力関連以外の多くの分野の学術団体 36 団体が参加して、福島第一の廃炉を共に考える集まりである。

改めて参加団体を以下に記す。

エネルギー資源学会、化学工学会、日本物質管理学会、環境放射能除染学会、計測自動制御学会、資源・素材学会、地震工学会、水文・水資源学会、大気環境学会、土木学会、日本アイソトープ学会、日本応用物理学会、日本海洋学会、日本機械学会、日本技術士会、日本気象学会、日本ｺﾝｸﾘｰﾄ学会、日本混相流学会、日本地震学会、日本地震工学会、日本水産学会、日本電気協会、日本土壌肥料学会、日本農芸化学会、日本物理学会、日本放射化学会、日本放射線影響学会、日本保険物理学会、日本保全学会、日本ロボット学会、農業農村工学会、廃棄物資源循環学会、腐食防食学会、プラズマ・核融合学会、レーザー学会

原子力学会内の各部門、水化学、原子力安全、原子力発電、バックエンド、炉物理、核燃料、などの

部門活動と連携した活動を推進している。

４）国際会議の開催　FDR2019「廃炉国際ワークショップ(FDR2019: International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research)」

この会議は、JAEA の協力を得て、日本機械学会（JSME）と日本原子力学会（AESJ）が共同で開催した初めての福島第一の廃炉に関する国際会議であり、各国の技術者や研究者など１８０人余りが参加した。特に海外からの論文の投稿も多く（40%超）、各会場で常時５０人程度が参加する有意義なものとなった。詳細は、学会誌にて報告、参照願いたい。

５）新たな体制

最新の活動の廃炉委関連の体制を以下にします。

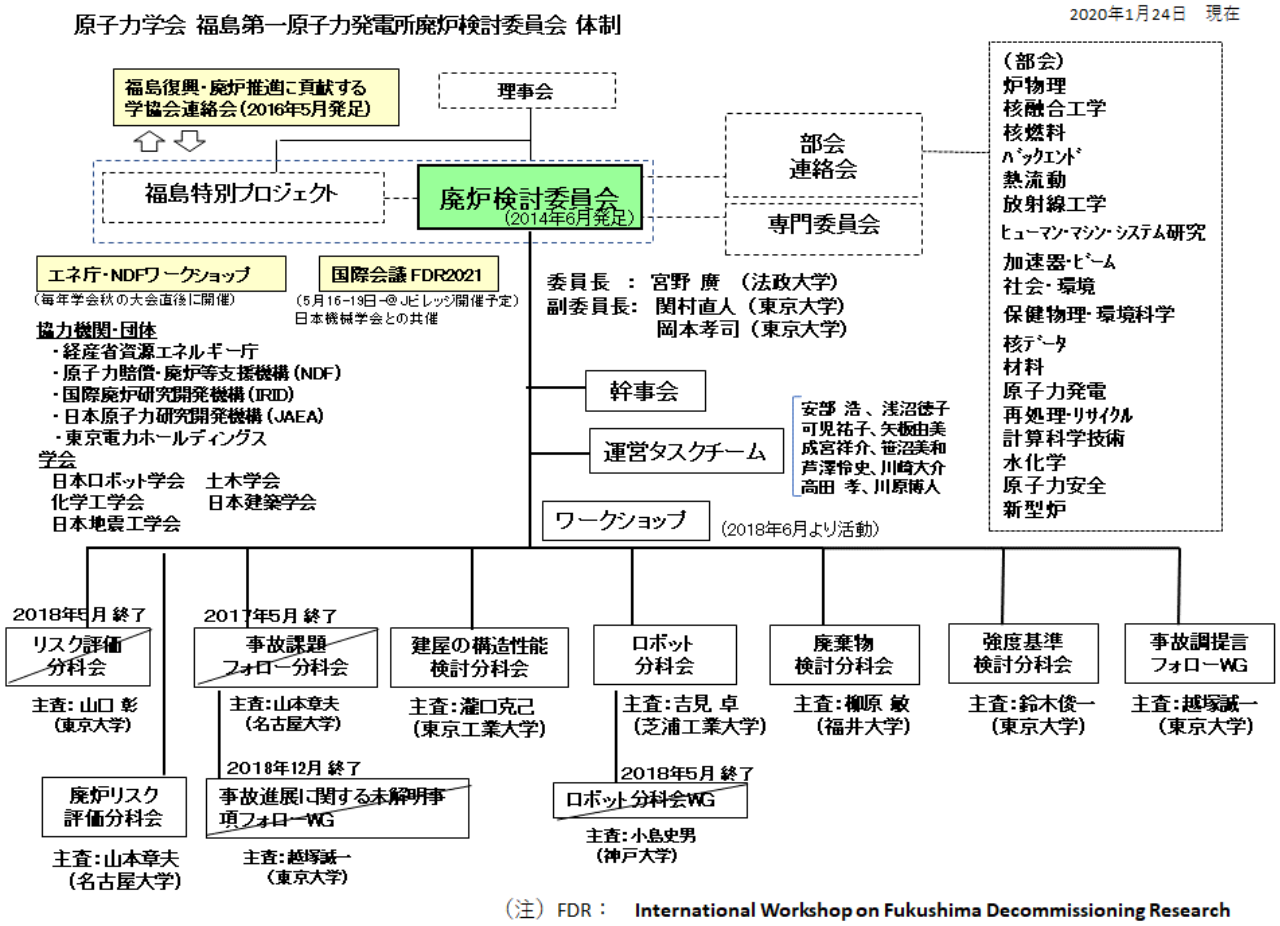


図２　廃炉検討委員会の体制

2-3. 今後の活動

今後の活動の概要を以下に示す。

（１）廃炉委の活動

○福島第一の廃炉作業は、中長期ロードマップに示されたように新たな段階に進む。燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入ると同時に、難しいチャレンジに取り組む。ますます、世界から最先端の技術と英知を結集し、連携を深めて取り組む必要がある。

○2021年の東日本大震災、福島事故から10年目を迎えるに向けた活動に取り組む。

事故調で取りまとめた各界への提言のフォローの活動を始める。廃炉委では学会理事会と連携し、「事故調提言フォローWG」（主査：越塚東大教授）を設置して活動する。

（例）　・背後要因のうち組織的なものに関する事項の分析
　　・専門家集団としての学会・学術界の取組みの在り方の検討

フォローテーマの骨子を以下に示す。

１．原子力安全の基本的な事項
（１）原子力安全の目標の明確化と体系化への取組み
（２）深層防護の理解の深化と適用の強化
２．直接要因に関する事項
（１）外的事象への対策の強化
（２）過酷事故対策の強化
（３）緊急事態への準備と対応体制の強化
（４）原子力安全評価技術の高度化
３．背後要因のうち組織的なものに関する事項
（１）専門家集団としての学会・学術界の取組み
（２）産業界の取組み
（３）安全規制機関の取組み
４．共通的な事項
（１）原子力安全研究基盤の充実強化
（２）国際協力体制の強化
（３）原子力人材の育成
５．今後の復興に関する事項
（１）今後の環境修復への取組み

○課題解決型のWSの開催を継続する。
（例）トリチウム水への対応、風評被害、計量管理、弁別の考え方、クリアランスの評価法など
学会としてどのように対応すべきか、議論を進め、社会に発信していかなければならない。

（２）分科会の活動

・「廃炉リスク評価分科会」・・リスク評価法の確立
・「建屋の構造性能検討分科会」・・廃炉の構造評価法の提案(構造劣化の問題)
・「ロボット分科会」・・炉内調査ロボットの開発、信頼性の提言
・「廃棄物検討分科会」・・“目指す姿”（フューチュアプラン）の提言
・「強度基準検討分科会」を新設し、事故炉の強度基準の検討

（３）国際会議

FDR2021（廃炉国際ワークショップ）は、2021 年 5 月 16 日－19 日@J ヴィレッジにて開催を予定している。多くの学会員からの投稿を期待する。

（４）その他の廃炉委のシンポジウム、セッション等の活動

福島の廃炉への取り組みを、今後の原子力発電の安全確保にどのように生かしていくべきなのか。その視点での議論が抜けている。

・福島第一の事故の反省の再考。
・安全確保への本質的な議論と実行に生かす。
・行き過ぎの審査基準の問題への適切な助言（例：厳しすぎる竜巻の風速、津波高さの一律適用と最大予想値を基準とすることの問題）
・「新知見」の問題への対応として、何を「新知見」とするのか、十分に検証されたものを「新知見」とすべきなのか、規格基準への取り込みを論文ベースか、査読論文ベースか

等を検討する。

3. おわりに

福島第一の廃炉作業は、いよいよ初めての取り組みの段階に入る。「燃料デブリのサンプルを取り出しての更なる詳細調査」、「燃料デブリの性状を把握しての取り出し計画の策定」、「燃料デブリの試取り出し」、「燃料デブリの本格取り出し」と段階を踏んで進められる。難しい段階に入る。技術者の英知を結集し、連携を深めていく取り組んでいかなければならない。各組織での活動、連携、さらに廃炉委でのワークショップでの議論を踏まえて、実効的な支援につなげて行きたい。

*Hiroshi Miyano[1]

[1]Chair.of 1F Decommissioning Committee AESJ, Hosei Univ.

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告
Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（2）廃炉作業のリスク評価手法の検討

燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討

(2) Study on risk evaluation methods for decommissioning of Fukushima Daiichi

*山本 章夫[1]，高田 孝[2]，竹田 敏[3]
[1]名古屋大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]大阪大学

1. はじめに

廃炉リスク評価分科会では、原子力損害賠償・廃炉等支援機構がこれまでに開発したリスク評価手法のレビューを中心に、廃炉におけるリスク評価の目的を再確認し、福島第一原子力発電所の現状を踏まえて、合理的に実現可能なリスク分析手法について検討した。本発表では、2019 年 10 月に公開した廃炉リスク評価分科会の報告書[1]をもとに、廃炉作業のリスク評価手法について検討した内容を報告する。

2. リスク評価の考え方

福島第一原子力発電所において燃料デブリを取り出す作業は、現在の準安定状態に手を加え、格納容器に開口部を設けて燃料デブリにアクセスし、準安定状態に変化をもたらす行為である。作業に伴って放射線リスクが増加する可能性があることから、燃料デブリの取り出し作業にかかるリスク評価手法を対象とする。

燃料デブリの取り出しにおいては、原子力安全に関するリスクだけでなく、一般の労働安全に関するリスクや関連する費用が増加するリスク等が存在する。いずれのリスクも廃炉作業の意思決定には重要であるが、燃料デブリの取り出し作業は高い放射能を持つ燃料デブリの状態や位置を変化させる行為であることから、原子力安全に関するリスクを対象とする。

リスクはシナリオ、頻度及び影響の組み合わせ（リスクトリプレット）により表現できることをふまえ、シナリオごとに頻度と影響を評価する必要がある。頻度については、原子力施設で一般的に用いられる単位期間あたりの確率だけでなく、作業達成までの確率の時間積分値も評価する。また、影響については、公衆および環境への影響を代表させるものとして、放射性物質の閉じ込め施設からの放出量と、敷地境界外放出による周辺への影響（敷地境界線量）を評価する。なお、プラント状況には不明確な点が多いことから、まずは全体としてシナリオを把握し、頻度や影響を考慮して絞り込みを行ったうえで、必要に応じて精緻化することとする。

3. リスク分析手法

リスク分析として、まずはハザード分析を実施して、事象進展シナリオを体系的に抽出する。また、概略的なリスク評価を実施して、抽出された事象進展シナリオを、詳細なリスク評価が必要なものとそうでないものにスクリーニングする。その後、必要と判断された事象進展シナリオについて、詳細なリスク評価を実施する。なお、燃料デブリの取り出し作業については得られる情報が限られていることから、現時点で精緻なモデル化を行うことは困難であり、米国で核燃料施設に用いられている総合安全解析（ISA）手法[2]のような簡易的な手法を参考にすることも現実的である。本章ではハザード分析、スクリーニング、定量化について示す。

3-1. ハザード分析

事象進展シナリオを抽出するにあたり、分析対象を明確にする必要がある。具体的には、環境に放出され

る可能性があるリスク源（放射性物質の性状・分布）を特定し、プラント状況（閉じ込め機能や作業状況）を明確にして、その放出経路や誘因事象を特定することが必要となる。

事象進展シナリオの体系的な分析手法としては、MLD、HAZOP 及び FMEA 等がある。MLD は放射性物質が放出されるための要因分析を実施することにより事象進展シナリオを抽出するトップダウン的な手法であり、HAZOP や FMEA は系統設備の機能喪失やプラントパラメータの変化からリスク源が環境へ放出される事象進展シナリオを抽出していくボトムアップ的な手法である。ボトムアップ手法とトップダウン手法の組み合わせにより、論理的で見落としの少ない事象進展シナリオの抽出が可能になる(図 1)。

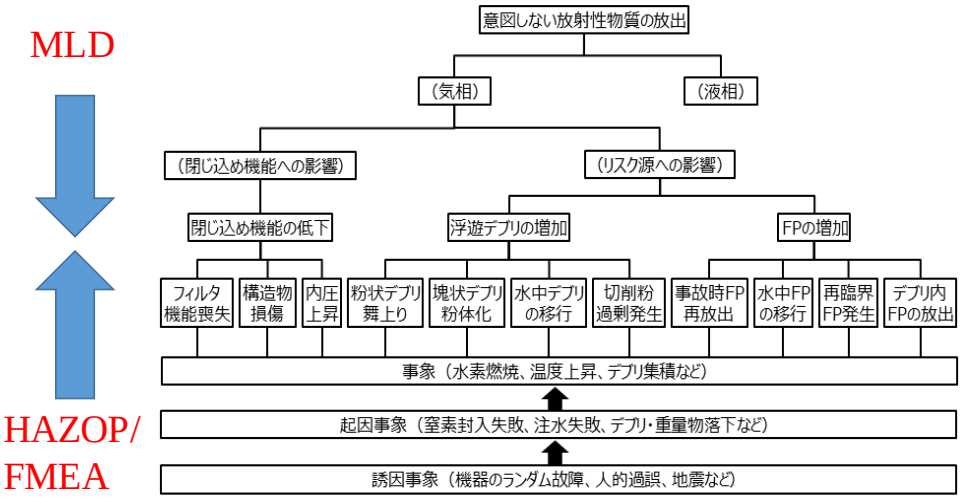


図 1 ハザード分析を整理した気相放出に至るシナリオの例

3-2. スクリーニング

スクリーニングを実施するにあたり、評価者のバイアスを抑制するための仕組みを設けるため、事象進展シナリオの頻度と影響を定性評価するための重要度評価指標を設定してその過程を明示することが必要となる。重要度評価指標は、例えば、事象進展シナリオの発生頻度の判定基準（「非常に起こり難い」、「起こり難い」及び「起こり得る」等）と影響の判定基準（「影響はない」、「影響はほとんどない」及び「影響があり得る」等）を設定した上で、頻度及び影響の判定の組み合わせに対して重要度の「高」、「中」及び「低」を設定する方法等が考えられる。

3-3. 定量化

頻度については、事象進展シナリオを起因事象ごとに ET で整理し、ET のヘディングに設定する各事象の条件付発生確率を FT モデルや工学的判断等により設定することで、一連の発生確率が評価できる。機器の失敗確率や物理・化学現象の発生確率については、公開のデータベースを活用して与えることや、簡易なモデルと工学的判断を組み合わせて評価することが考えられる。

影響については、五因子法[3]により概算評価が可能である。五因子法では放射性物質の総量（MAR)、事象の影響を受ける割合(DR)、事象の影響を受けたもののうち雰囲気中に放出され浮遊する割合(ARF)、肺への吸入性微粒子の割合(RF)、環境中に漏えいする割合(LPF)を乗じて放射性物質の放出量を求める（式(1)）。

$$[\text{放射性物質放出量}] = [\text{MAR}] \times [\text{DR}] \times [\text{ARF}] \times [\text{RF}] \times [\text{LPF}] \quad (1)$$

4. リスク分析手法の適用性検討

リスク分析を実施するにあたり、現状と各作業工程において、リスクに影響し得るプラント状況、工法及び作業の違いを特定する必要があるため、本検討ではこの違いを例示した。また、例示した違いについて、リスク分析手法を用いて評価する方法を示した。

プラントの状況の違いの例として、PCV の補修や開口部の設置により静的閉じ込め機能に変化がある場合、

気相部及び液相部に浮遊する放射性物質の漏えいのしやすさが異なることが挙げられる。この影響は LPF の違いによって表すことができる。工法の違いの例として、燃料デブリへのアクセス方法の違いにより、取り出し装置等の重量や設置高さや、重量物又は燃料デブリや構造物の切削片が落下したときの燃料デブリの粉体化等への影響が異なることが挙げられる。これらの影響は支持構造物の耐震性や、DR、ARF 及び RF の違いによって表すことができる。作業の違いの例として、燃料デブリの取り出し時においては燃料デブリ切削装置の設置や当該設備を用いた人的作業が新たに発生することが挙げられる。当該作業に伴う人的過誤の発生を起点とした事象進展シナリオは、HAZOP による分析において系統設備や作業に伴うパラメータを適切に選ぶことによって抽出できる。

5. まとめと今後の課題

福島第一原子力発電所の廃炉における重要なリスク源である燃料デブリ及びその取り出しについて、リスク評価手法を検討した。今後は、検討した分析手法を活用しつつ福島第一原子力発電所の定量的リスク評価を実施し、安全かつ速やかな廃炉に資するためのリスク情報を提供していくことが望まれる。また、廃炉作業者に対するリスクの評価、経年劣化、廃炉作業で得られる知見の反映が必要となると考えられる。

参考文献

[1] 一般社団法人　日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　廃炉リスク評価分科会 (2019) 『廃炉リスク評価分科会　報告書（燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討)』
(URL: http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public)

[2] USNRC, “Integrated Safety Analysis Guidance document”, NUREG-1513, (2001)

[3] USNRC, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410,(1998)

*Akio Yamamoto[1], Takashi Takata[2], and Satoshi Takeda[3]

[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Osaka Univ.

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS

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

Structural integrity of reactor building until fuel removal

*瀧口　克己[1]

[1]東京工業大学・名誉教授

1. 概要

本講演タイトルは、建屋の構造性能検討分科会が、2019 年 3 月にまとめた中間報告書・第一報のタイトルである。この報告書は日本原子力学会の H.P.の会員限定欄で閲覧可能である。

ここでは、その報告書の概要を説明する。種々の仮定の背景、すなわち、知見の確かさの水準、性能評価上の安全率等について述べることになる。地震動に対する建屋の安全性をどのように評価しているかということを論じるともいえる。

2. 主旨

建屋の地震に対する安全性をどう評価するかという主題は、色々な局面で議論を繰り返す必要がある。例えば、材料の力学特性の経年変化を調べる際に、それが建物あるいは部材の構造特性とどのような関連性をもっているかを十分に把握されていることが前提となるが、現実には、その検討が十分とは言えない場合も散見される。

この活動報告が、解析や調査における重要度の判断に役立てば、また、検討洩れ事象の有無を良く考えてみる契機となれば本望である。次に報告書の目次を示す。

3. 報告書の目次

1. はじめに
  1.1 建屋の構造性能検討分科会について
  1.2 報告書の位置づけ
2. 基本事項
  2.1 福島第一原子力発電所の廃炉と現状のリスク
  2.2 検討対象
  2.3 考慮する地震動
3. 原子炉建屋の耐震性評価
  3.1 福島第一原子力発電所の耐震設計の経緯
  3.2 原子炉建屋の耐震性評価方針,
  3.3　地震応答解析手法の検討
  3.4 耐震性評価の目安値の検討
  3.5 基準地震動 Ss に対する対象施設の評価
  3.6 検討用地震動に対する対象施設の評価,
  3.7 対象施設の耐震性について
4. 建屋の構造性能に関する今後の課題
5. おわりに

---

*Katsuki Takiguchi[1]

[1]Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（4）エンドステートに向けた放射性廃棄物管理に係る様々なシナリオの検討

(4) Study on radioactive waste management scenarios toward end state

*柳原 敏[1]

[1]福井大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に係る中長期ロードマップでは、2021 年から燃料デブリの取り出しを予定している。これは 1F サイトの新な利用を目指すゴール（エンドステート）に向けた第一歩である。ゴールに至る過程には様々な選択肢（シナリオ）がある。廃棄物検討分科会では、国際機関における廃炉・サイト修復に係る検討内容の調査[1],[2]、わが国の廃棄物管理に係る現状の整理、これまでに発生した廃棄物の物量、性状、処理・保管状況の調査を進めるとともに、今後発生すると予想される廃棄物量の推定結果などに基づき、エンドステートを視野に入れた廃炉とサイト修復の方針及び廃棄物管理シナリオを検討した。本報告では廃棄物検討分科会が実施した検討結果について紹介する。

2. シナリオの検討

2.1 タイムライン

廃炉・サイト修復では発生する放射性廃棄物の行先、放射性廃棄物の発生量の抑制、サイトの有効利用を視野に入れたエンドステート及びタイムラインの検討が重要である。また、エンドステートの姿によっては発生する放射性廃棄物の量が異なり、それに応じて廃棄物対策も異なるため、エンドステートや中間エンドステートを定めて、廃炉作業に取り組むことが求められる（図 1）。なお、この検討において重要なことは 1F サイトをどのように活用するかの視点である。

2.2 シナリオの範囲

1F のエンドステートにおける「機器・構造物及び汚染土壌などの撤去の範囲」、また、「機器・構造物の解体からエンドステートに至るまでの期間」を変数とし、その状態を以下の 2 ケースとした。

A： 機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染が全て取り除かれた状態

B： 機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染の一部が管理・監視の可能な状況で残存する状態

また、エンドステートに至るまでの主要な工程は、廃炉作業とサイト修復とし、廃炉作業は即時解体と遅延解体（安全貯蔵のあとに解体撤去）を想定した。

① 原子炉施設に存在する機器・構造物の解体撤去（廃炉工事）

② サイト内の汚染した土壌、構造物などの撤去（サイト修復）

③ サイト修復が終了しサイトの利用が可能になるまでの猶予期間

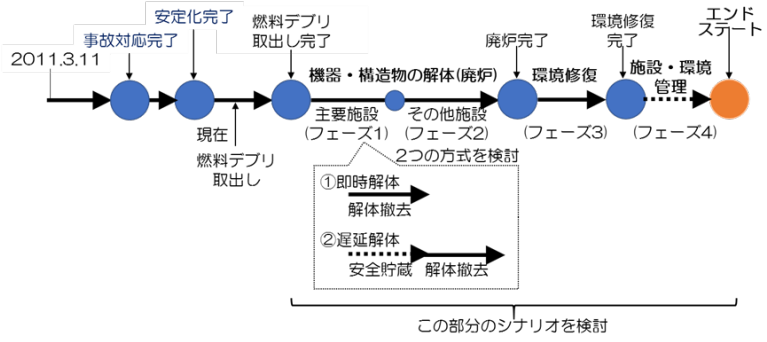


図 1 検討の対象範囲と時間軸

2.3 シナリオの設定

廃炉とサイト修復に係る活動を大きく 4 期（フェーズ 1-4）に分類するとともに、放射性廃棄物の行先としては、概括的に「処分場に処分」、「サイトで貯蔵」、「廃棄物をできるだけ発生させない（除染・解体領域を限定して原子力施設の管理を継続）」の３つを基本とした。また、「放射性廃棄物をできるだけ発生させない」

については、どこまで解体するのか（「建屋解体まで(地下構造物残存)」、「全て解体撤去」など)、どこまで除染するのか（「サイトの除染・修復の程度」）など、様々な選択肢があり得る。これらの選択肢を考慮した上で、上述したタイムライン及び領域区分に対し、2 つのエンドステートの状態（制限なし解放、制限付き解放）と 2 つの廃炉方式（即時解体、遅延解体）を組み合わせた 4 つのシナリオを設定した(図 3)。なお、時間軸の考え方の目安の一例として、A には中長期ロードマップの目標行程として挙げられている 30 年程度、B には 100 年程度、C には低レベル放射性廃棄物処分施設の管理期間と同様の 300 年程度が考えられる。

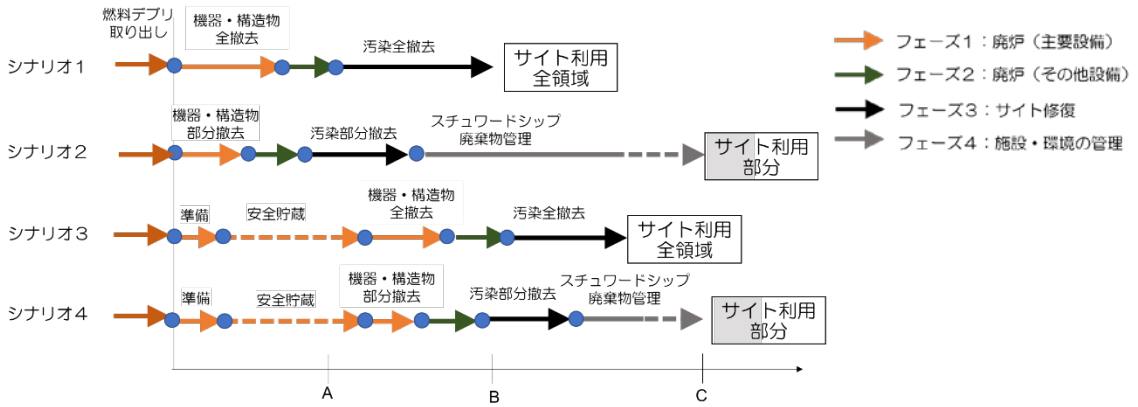


図３ シナリオのタイムラインとサイト利用の可能性

3.シナリオの特徴

①シナリオ 1：即時・全撤去

汚染した機器・構造物及び汚染土壌などを早い時期に全量撤去するため、サイトはクリーンな更地となる。但し、機器・建屋の放射能の減衰はあまり期待できないため、工事が困難となる可能性がある。また、大量の放射性廃棄物が比較的短期間で発生するため（約 800 万トン）[3]、この廃棄物の保管・搬出状況が工事に影響を及ぼす可能性があり、処分が実現できないとサイト解放が不可能となる。

②シナリオ 2：即時・部分撤去

機器構造物の一部（地下構造物）及び土壌等の汚染を管理・監視の状態で残すため、廃炉・サイト修復を早期に終了できる。廃炉工事では、地上部のみの解体であり、サイト修復では安全を確認した上で汚染土壌等を残して一部領域の管理・監視を継続するため、放射性廃棄物の発生量を低減できる。放射性廃棄物は処分施設に搬出可能となるまで保管施設に保管するため、保管が長期に及ぶ可能性がある。

③シナリオ 3：全撤去・安全貯蔵

施設を安全貯蔵の状態に置くため、廃炉工事に取り組む時期は遅くなるが、この間に施設解体の技術的な準備が可能になり、また、放射能の減衰により安全貯蔵後の作業が容易になる。さらに、安全貯蔵期間中には放射性廃棄物の処分施設を確保し、サイト修復を進めることができる。サイト全域の解法が可能であるが、廃炉・サイト修復の終了時期が遅れるため、サイトの有効利用が可能になるまでに長期間を要する。放射性廃棄物は全てサイト外に搬出するが、廃炉・サイト修復の終了（フェーズ 3 の終了）までにはその他の施設の廃炉工事及びサイト修復で発生する放射性廃棄物はほぼゼロになることが予想される。

④シナリオ 4：部分撤去・安全貯蔵

施設を安全貯蔵の状態に置くため、廃炉作業に取り組む時期は遅くなる。この期間中には、施設解体の技術的な準備、機器・構造物の放射能の減衰による作業の容易化、放射性廃棄物の処分施設の確保、サイト修復の実施の可能性がある。施設は地上部のみを解体、また、サイト修復では安全を確認した上で一部領域の継続した管理・監視が行われるため放射性廃棄物の発生量をかなり低減できる。サイトには地下構造物及び汚染土壌等が残存し、また、放射性廃棄物保管施設が設置されるので、サイト解放は限定される。安全貯蔵期間に加えて、放射性廃棄物の処分施設の確保、残存施設の放射能の減衰を待つことが必要なことから長期

間を有する。なお、廃炉・サイト修復の終了（フェーズ３の終了）まで待てば、その他の施設の廃炉工事及びサイト修復で発生する放射性廃棄物はほぼゼロになることが予想される。

以上に示した様に、原子炉建屋、タービン建屋の地下部分及び汚染を管理・監視の状態で残存させる場合(シナリオ2、4)では、主要施設の廃炉工事から発生する廃棄物量を約半分に、またサイト修復で発生する廃棄物量を大幅に減少することができる。なお、放射性廃棄物は時間の経過とともに放射能が減衰するため、レベル区分毎の廃棄物量が変わり、放射性廃棄物として取り扱う必要がなくなる可能性もある。例えば、主要核種が ^{137}Cs であると想定すると、フェーズ１の開始時に比較して放射能濃度はAの段階で約2分の１、Bの階で10分の1、Cの段階で1000分の1程度になることが予想される。また、その他施設の廃炉工事とサイト修復から発生する放射性廃棄物のレベル区分をL3（放射能レベルが極めて低い廃棄物）とし、その濃度に対する放射性廃棄物の重量分布が一様（100Bq/gから0.1Bq/gまで一様に分布）であると仮定すると、シナリオ３，４におけるフェーズ２−４の放射性廃棄物はゼロになる。

4.おわりに

１F廃炉の最終状態として事故前の状態に戻すことが困難であるとすれば、如何なる姿を目標とするかの議論が必要になる。海外の例でも、原子力サイト全体を完全に解放した例は稀であるが、米国エネルギー省の環境管理プログラムにおいてサイトの一部をビジネスセンターや公園に利用している例がある。

エンドステートには、原子力施設としての利用、一般の人々のサイト立ち入りを限定した利用（制限付き解放)、誰もが自由に利用できる土地（施設）として解放（無効束解放）など、様々な選択肢が考えられる。これらの検討では、サイトの利用形態やサイトの活用時期をサイト周辺の環境も考慮して検討することが求められ、以下の視点が必要と思われる。

- サイトの有効利用（一部/全部、制限/無制限）が可能か
- 安全性（作業員及び公衆、合理性（経済性）は確保されるのか
- 放射性廃棄物の安全な管理は可能、また、放射性廃棄物の行先を決められるのか
- エンドステートまでの概略工程が社会的受容性を有するか

参考文献

[1] IAEA, Experience and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of accidents, 2014
[2] OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable Remediation of Nuclear Installations, 2016
[3] H. Kawamura, et al., Decommissioning and Environmental remediation Scenario development for Fukushima Daiichi, Proceedings of TopSafe 2017, 12-16, February 2017 IAEA

*Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告2 経済産業省[文部科学省共催]

[3C_PL] 原子力イノベーションの追求

座長:越塚 誠一(東大)

2020年3月18日(水) 13:00 〜 14:30 C会場 (共通講義棟 L棟1F L-2)

[3C_PL01] 原子力イノベーションに向けた経済産業省の取組み

*舟木 健太郎[1] （1. 経産省）

[3C_PL02] 原子力イノベーションに向けた文部科学省の取組み

*清浦 隆[1] （1. 文科省）

[3C_PL03] 原子力イノベーションに向けた日本原子力研究開発機構の取組み

*門馬 利行[1] （1. JAEA）

[3C_PL04] 原子力イノベーションを促進するエコシステム【パネル討論】

*講演者全員[1]、*守屋 公三明[2]、*木村 芳貴[3] （2. 原安協、3. MHI）

©日本原子力学会

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]
[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・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・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]
[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・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・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・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・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・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・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 「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

[3D_PL]「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告 ―3年間の活動実績と今後の展開―

座長:勝村 庸介(RI協会)

2020年3月18日(水) 13:00 ～ 14:30 D会場 (共通講義棟 L棟1F L-1)

[3D_PL01] 実機での FP挙動に関わる状況把握の現状

*髙木 純一[1] （1. 東芝ESS）

[3D_PL02] FP挙動評価に関する実験研究の調査結果

*逢坂 正彦[1] （1. JAEA）

[3D_PL03] 短/中/長期 FP挙動評価

*唐沢 英年[1] （1. エネ総研）

[3D_PL04] 研究専門委員会の寄与と役割

*内田 俊介[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年春の年会

総合講演・報告３

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告

― 3 年間の活動実績と今後の展開 ―

Latest activities of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

（1）実機での FP 挙動に関わる状況把握の現状

(1) Latest status of understanding of FP behavior in the 1F plant

*高木 純一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ(株)

1. はじめに

WG3（**技術課題摘出** WG）の活動を中心に、WG3 で議論された実機での FP 関連実測データを整理し、これまでに報告された 1F での FP 挙動に関わる状況把握の現状をまとめる。さらに廃炉作業に係わる FP 関連の技術課題の整理と今後の対応について言及する。

2. WG3 における活動概要

2-1. WG3 でのこれまでの報告概要（中間成果）

WG3 では、プラントデータを用いて FP のマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係る FP の所在箇所とその量を可能な限り定量化して作業計画に反映させることを目的とする。このため、WG1 からは評価のための情報提供を受け、実機評価に不可欠な事象解明のための実験を提案する。また、WG2 からはモデル解析による実機での FP 挙動に関する現象再現の情報を入手し、下流側からの Backward 評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献する。この両輪を適切に回すために、より多くの現場の情報を入手して分析・評価することが必要になる。

これまでの活動では、1F プラントの実機データとして、汚染水処理実績（第 1 回）、格納容器内線量率調査状況（第 2 回、図 1）、1 号機原子炉建屋環境改善の取組み（第 5 回）、2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果（第 6 回、図 2）の報告があった。また、放射性廃棄物に関わる評価結果として、廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ（第 3 回）、汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定（第 7 回）が報告された。さらに、実機放射能挙動の解析コードの観点からの推定評価に関して、汚染水の現状とその評価手法、（第 5 回）、再注水時の H_2/FP 放出促進（第 6 回）、短/中/長期 FP 挙動解析手法（第 7 回）が報告された。これらの成果はいずれも実機の知見に基づく観察結果ないし分析・評価結果であり、1F 事故に基づく課題摘出のためには不可欠な情報である。講演題目の一覧を表 1 に示す。

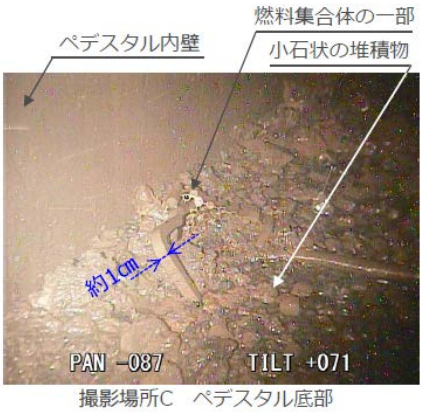


図 1　2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果 [1)]

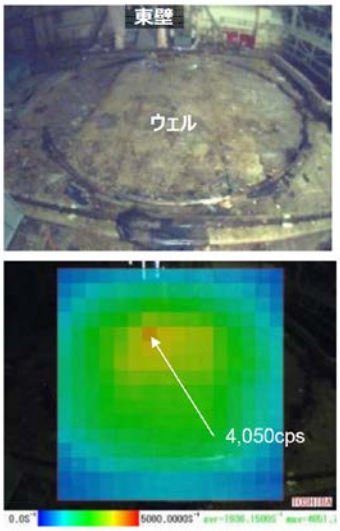


図 2　2 号機原子炉建屋オペフロ－ウェル周辺の主要線源分布 [2)]

表１　WG3 にて報告された講演題目一覧

回	年	月日	分類	講演題目	所属
1	2018年	11月17日	解析評価	Phebus-FPT3 実験結果の概要と福島第一原発事故中のFP挙動との対比	研究機関
			実機データ	福島第一原子力発電所における汚染水処理の実績	メーカー
2	2018年	2月19日	実機データ	福島第一原子力発電所格納容器内調査 線量率調査状況	ＩＲＩＤ
			解析評価	原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価- Backward 評価の例-	研究機関
3	2018年	7月31日	廃棄物データ	廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ	研究機関
4	2018年	11月15日	リスク評価	燃料デブリ取り出しに係る定量的リスク評価手法の開発－現状と課題	ＮＤＦ
			性状	核分裂生成物の基礎性状について	研究機関
5	2019年	3月12日	実機データ	福島第一・１号機原子炉建屋環境改善の取組み	メーカー
			解析評価	汚染水の現状とその評価手法	研究機関
6	2019年	7月17日	実機データ	2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について	電力
			解析評価	1F事故注水停止後再注水時の水素およびFP放出促進について	研究機関
7	2019年	11月12日	廃棄物データ	福島第一事故汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定	メーカー
			解析評価	短/中/長期FP挙動解析手法	研究機関

2-2. 1F の放射能データの現状

上述の実機データについては、事故から 9 年が経過した現在でも十分な情報が得られている訳ではない。タービン建屋を経て多核種除去装置に導かれている汚染滞留水のデータは、比較的採取が容易であり、そのデータ点数も多いと言える。しかしながら、これらのデータはソースタームの観点からは下流側のデータであり、発生源からの FP 挙動を推定評価するためには十分な情報とは言えない。一方、格納容器内の調査は漸く進展を見せてきたが、高い放射線量のためにアクセスが極めて困難であり、現時点はまだカメラによる目視の段階であり、放射能データの採取はこれからのチャレンジとなる。従って、核種の分布や化学形態の情報については未だ皆無に近い状況である。

また、建屋から放出された放射能による汚染廃棄物のデータは、金属・コンクリート等様々な形態があるが、その由来は個々に異なっており、ソースタームとの関連を系統的に調査することは困難を伴う。これらのデータは環境影響の評価や処分シナリオの構築に資するものとして重要な意味を持つと言えよう。

このような状況で、核種移行挙動の解析ツールを用いて、Backward 評価の視点からソースタームを推定していく試みがすでに始められており、将来的なベンチマークを見据えつつ、当面は限られた情報から核種の発生、移行、付着、離脱挙動を推定評価する努力を続けていくことが強く求められている。

2-3. 廃炉作業に係わる FP 関連の技術課題の整理

このような現状を踏まえ、本研究専門委員会が 1F 廃炉推進にどのように貢献して行けるかを考える時、WG3 の活動は極めて重要である。WG1 と WG2 との橋渡しを行いながら、解析精度向上とともに、何よりも 1F 廃炉作業の効率的遂行と作業従事者の被ばく低減のための提言を果たして行きたい。

克服すべき技術課題を整理すると以下のようになると考えられる。

①調査に伴う汚染データの取得

PCV 内部調査、オペフロ調査に伴い、今後、多種多様な汚染データ（バルク、付着）や線量率データの取得が図られていく。それらの情報に迅速にアクセスし、分析する体制を整えることが重要である。調査が優先することは当然であるが並行して効率的・合理的なデータ取得の検討が必要である。

②FP 核種の化学形態の同定

通常の元素分析、核種分析に加え、FP 挙動の詳細を把握するためには化学形態の特定が必須である。これまで、ヨウ素やセシウムに関して代表的な化学形態しか考慮されていなかったが、1F 事故の知見から、従来想定していなかったシリコン等を含んだ化学形態の存在が指摘されている。

③燃料デブリ取り出し（少量サンプリング～小規模な取り出し）への要求事項の提言

デブリ随伴 FP（燃料デブリ中の FP）と付着 FP（PCV 内の構造材等への付着 FP）の両面から FP 挙動を総合的に評価する必要があるが、そのためには今後のデブリ取り出しにおいて、サンプリング項目、分析項目を明確にして要求事項をきちんと提言していく必要がある。

2-4. WG3 の廃炉作業への寄与目標と役割

本報告の最後では研究専門委員会の廃炉への寄与と役割を総括するが、ここでは、WG3 が担う廃炉作業へ

の寄与目標と役割について述べる。

まず、事故後 FP の分布、存在形態の把握に関して、実測値の収集とそれに基づく FP 分布、化学形態の把握が必要である。廃炉作業推進の観点では FP の除去性の把握が必要であり、そのためには除染手法とその効果確認法の提案が必要となる。さらに、蓄積 FP の影響評価としては被ばく線量評価手法の提案、汚染水処理法の有効性評価が必要であり、最終的に総合的なリスク評価への提言が求められて行くと考えられる。

このように WG3 では、常に実機データに基づく議論の構築と、そこから得られる廃炉作業推進への寄与目標と役割を常に意識し、WG1、WG2 との共同作業を進めて行くこととする。

3. おわりに

今後の制約の多い廃炉推進作業の中で、作業遂行と被ばく低減を達成するためには、FP 核種のデータ取得が極めて重要となる。全体最適を図りつつ、コンセンサスを得た上で、有用な情報取得を行い、FP 挙動評価を解析、実測の両面から推進していく体制を整えたい。

参考文献：

1) 東京電力 HD、「福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果」（2018 年 2 月）
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf

2) 東京電力 HD、「2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～」、特定原子力施設監視・評価検討会（第 71 回）、（2019 年 5 月）https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf

*Junichi Takagi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2020年春の年会

総合講演・報告３

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告 - ３年間の活動実績と今後の展開 -

Latest Activities of Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

(2) FP 挙動評価に関する実験研究の調査結果

(2) Survey results of experimental studies on FP behavior

***逢坂 正彦[1]**

[1]原子力機構

1. 活動の目的

福島第一原子力発電所（1F）廃炉に向けたデブリ取出し等のための研究開発においては、主な線源となる放射性 Cs 等 FP の高精度かつ精緻な空間分布とその時間変化を評価することが不可欠である。本「WG1 FP 実験」では、解析等に関する他の 2 つの WG からのニーズ等を踏まえ、FP に関する現象の特定、モデルの高度化、及び解析の検証に必要となる FP に関する実験の提案を目的として、提案のベースとなる FP 現象・挙動についての課題リストの作成を行ってきた。

2. FP 現象・挙動についての課題リストの作成と今後の進め方

ソースタームに関する PIRT 等に基づき、SA 時の FP 放出移行に係る現象・挙動を時系列や原子炉内で主に生じる場所等に応じて 11 の項目に区分した。これらの区分ごとに、熱流動、SA 解析、化学、計算科学、燃料等、多様な専門性を持つ委員から、FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等について、計 20 件の調査を行い、現象・挙動リストとしてまとめた（表 1）。さらに、1F 廃炉に資するための実験提案につなげるために、各現象・挙動について 1F 廃炉における研究課題等[1]との関係性を考察した結果、「廃炉に要する数十年間にわたる長期的な FP 放出移行」について重要な課題であると考え、今後調査をすすめていくこととした。また、試験的デブリ取り出しが 2021 年内に計画されている状況[2]において、重要課題の解決に必要なデブリの分析及び評価に関して、WG1 として検討していくことも重要であると考えられる。

表１　FP に関する現象・挙動リスト

	項目	概要	講演項目
①	MOX／高燃焼度燃料影響	FP放出挙動への影響	・FP放出挙動
②	FP化学挙動（高温）	Bの化学的影響、Cs等の鋼材との化学反応　等	・FP化学研究 ・付着FPの高度分析
③	デブリ／廃棄物中FP分布	Sr，Ba，B等の残留・分布	
④	FPリーク経路	パッキン、隙間、スクラビング	・SA解析コードのモデルと課題
⑤	FP化学挙動（低温）	I/Cs/Ru化学	・ラジオリシスの影響 ・I/Cs/Ru化学　・Sr/Iの溶液化学
⑥	FP挙動（低温）	FPエアロゾルのコンクリ等への沈着・浸透・再浮遊	・コンクリートへのFP浸透挙動 ・新規除染材等開発
⑦	水分・酸化等影響（低温）	スプレー、スクラビング、吸湿・溶解	・SA解析コードのモデルと課題
⑧	水相移行	デブリ・沈着物からのFP溶出、壁面等への沈着、水位変化時の移行	・スラグからの元素溶出挙動 ・FP浸出挙動
⑨	物理化学性状変化	デブリ、沈着物の水分等との反応、酸化など、性状変化によるFP溶出・再浮遊・再固着	・1F除染技術開発
⑩	関連	炉外、他施設等	・環境動態研究　・1F放射性微粒子の分析及び評価 ・再処理事故時のFP挙動評価
⑪	その他	全体、SA、実験設備、Pjサーベイ	・レベル2 PRA　・FP関連実験調査と国内施設紹介 ・SARNET PIRTの紹介　・FP関連の計算科学技術の現状 ・ロードマップの作成について　・廃炉リスク評価

[参考文献]

[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、６つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について（案）、廃炉研究開発連携会議（第６回）、平成２９年１２月２１日.

[2] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議、東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ、令和元年 12 月 27 日.

*Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

総合講演・報告 3

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告

—3 年間の活動実績と今後の展開—

Latest activities of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

（3）短/中/長期 FP 挙動評価

(3) Short, medium and long term behavior of FPs

*唐澤　英年[1]

[1]IAE

1. 緒言

ベンチマーク評価 WG は、SA 解析コードの精度向上のため、SA 解析コードに組込まれている FP 挙動評価モデルの内容を検討している。そして、Phebus FP 試験のベンチマークで得られた FP 挙動に対する解析モデルの技術課題を検討している。また、1F 廃炉作業に不可欠な放射性核種の分布を把握するため、SA 解析コードによる 1F 内の Cs 分布評価に対する技術課題を検討している。これら検討状況について報告する。

2. SA 解析コードに組込まれている FP 挙動モデルの概要

SA 解析コードとして、MELCOR, MAAP, ASTEC, SAMPSON, THARES を選定し、これら解析コードに組込まれている FP 挙動モデルを比較検討している。FP 挙動モデルとしては、燃料/デブリからの FP 放出、制御材/構造材の放出、FP 化学形、エアロゾル生成・移行・沈着、スクラビング、ヨウ素化学を検討している。モデルの不確定性については、モデルとして実験で得られた相関式を用いている場合が多いことから、実験条件を調査している。

3. Phebus FP 試験のベンチマークで得られた課題

参考にした解析は、FPT1 ベンチマーク(ISP-46)と FPT3 ベンチマーク(EC-SARNET)で、FP 挙動に対して得られた技術課題を下表に示す[1, 2]。Cs の化学形に関しては、従来 CsOH と CsI とされていたが、多くの解析コードで Cs_2MoO_4 を扱うようになった。また、B_4C 制御棒に関しては、Cs_3BO_3 の生成による I2 割合増加や、リロケーションした B_4C/SS/Zry 混合液体の燃料アッタクによる FP の早期放出などモデルの改良が必要とされている。ただし、Phebus FP 試験は PWR の炉心を模擬した試験であることから、BWR の炉心体系における B_4C 制御棒の挙動に関しては、別途検討が必要である。

表 1　Phebus FP 試験ベンチマークで得られた主な技術課題[1, 2]

項目	解析コード	ベンチマーク結果	技術課題
FP/構造材の放出	・MELCOR ・ASTEC ・MAAP4 ・SAMPSON	・揮発性 FP の積算放出割合は再現 ・Mo は低く Ba は非常に高く評価、Ru/U は分散大 ・構造材は過小評価	・中/低揮発性核種と U の放出モデル ・溶融 AIC からの Ag/In /Cd の放出と Zr 被覆管からの Sn 放出のモデル ・B 放出モデル
一次系での移行・沈着	・ICARE2 ・SCDAP/RELAP5	・UP で過小評価 ・SG で過大評価	・壁への FP 蒸気凝縮モデル ・熱泳動モデル ・Cs/I の化学形
格納容器内での沈着		・拡散泳動と重力沈降が主要沈着機構だが、結果は様々	・拡散による沈着モデル ・ヨウ素化学モデル

4. 1F 事故解析で得られた課題

1F 事故のベンチマーク(BSAF)が、CSNI により 16 機関で MELCOR, MAAP, ASTEC,SAMPSON, THALES2,

SOCRAT を用いて行われた[3]。境界条件を固定した最適解析では、RCS 圧力／水位、燃料温度、水素発生についてはコード間の差は小さかった。しかし、燃料のリロケーション、外部注水による冷却、ベントに関しては、各コードのモデル化の違いにより差が出た。

BSAF フェーズ 2 では、8 機関で MELCOR, SAMPSON, ASTEC, MAAP を用い 1 号機から 3 号機までのソースタームを評価した。得られた環境へのソースタームを用い、SNL 所有の大気拡散モデルで沈着量を評価した[4]。沈着量は、気象条件だけでなくソースタームの不確定性にも大きく依存した。WW ベントによる環境へのソースターム評価は、プールスクラビングモデルに影響される。このため、各コードで使用しているプールスクラビングモデルを比較検討している。

5. 1F 内の Cs 分布評価

1F 廃炉を安全かつ効率的に進めるためには、燃料デブリだけでなく Cs の分布評価が必要である。このためには、BSAF のような SA 解析で得られる事故直後の Cs 分布評価（短期評価）だけでなく、その後の汚染水処理の評価（中期評価）と、燃料デブリ取出しまで、及び燃料デブリ取出し時の放射性核種の移動を評価（長期評価）する必要がある。SA 解析コードは本来ソースターム評価を目的としているので、Cs などの放射性核種の中・長期挙動を評価する 1F 廃炉解析ツールには、下表に示すモデルの追加などの検討が必要である。また、これらモデルの開発には、PCV 内部調査データなど実機測定データを活用することが重要となる。

表 2　1F 廃炉解析ツールに必要なモデル

項目	必要なモデルなど	活用する実機データ等
・配管や機器への FP 沈着	・配管内エアロゾル沈着モデル	・建屋内線量率分布 ・CAMS 線量率
・PCV からのエアロゾルのリーク	・狭隘部でのエアロゾル捕捉モデル	
・冷却水によるエアロゾルの洗浄	・壁沈着エアロゾルの水洗浄モデル	・CAMS 線量率 ・汚染水の核種分析 ・PCV 内部調査
・燃料デブリからの放射性核種の追加放出	・Cs/Sr やアクチノイドなどの放射性核種の水相への溶解モデル	
・コンクリート内への核種浸透	・コンクリート内での Cs/Sr などの放射性核種イオンの吸脱着モデル	
・沈着エアロゾルの形態変化	・壁に沈着したエアロゾルの放射線などによる化学形態変化モデル	・PCV 内部調査
・水素燃焼によるエアロゾルの再浮遊	・壁に沈着したエアロゾルの水素燃焼に伴う高速流による再浮遊モデル	・WSPEEDI 解析結果 ・敷地内デブリ線量率
・解析区画分割	・ソースターム解析では考慮していない PCV 内の機器などを含めた解析区画	・建屋内線量率分布

6. まとめ

今後、各コードで使用している FP 挙動モデルの不確定性を調査するとともに、各 WG と意見交換を行い、モデル高度化に必要な実験や Cs 分布評価に必要な実機データなどを明らかにしていく。そして、SA 解析コードの FP 挙動評価モデル高度化に必要な技術課題をまとめるとともに、!F 廃炉解析ツール開発に必要なモデルとモデル開発に活用できる実機データをまとめていく。

参考文献

[1] B.Clement and T.Haste, Note Technique SEMAR 03/0021(2003).

[2] M.D.Giuli, et.al., Proc. of NENE2014, 312.1(2014).

[3] Phase 1 Summary Report, NEA/CSNI/R18(2016).

[4] https://www.nrc.gov/docs/ML1909/ML19093B815.pdf

*Hidetoshi Karasawa[1]　[1]IAE

2020年春の年会

総合講演・報告３

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告 - ３年間の活動実績と今後の展開 -

Latest Activities of Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

（4）研究専門委員会の廃炉への寄与と役割

(4) Major contribution and roles of the committee

***内田 俊介 [1]**
[1]原子力機構

1. はじめに

本研究専門委員会は、3つのWGの活動を通し、福島第一原子力発電所（1F）でのFP挙動の把握、FP挙動評価のためのシビアアクシデント解析コードのベンチマーク評価及びそれらを支える基礎実験の計画･実施を進めている[1]。4年間にわたる本研究専門委員会の活動を通し、実機でのFP 挙動実態の理解を深め、可能な限り事故時にFPがどう挙動し、現状でどう分散しているかを把握して、これらをシステマティックにまとめ、廃炉作業に有益な知見として技術報告書を刊行する予定である。

本セッションでは、円滑な廃炉作業遂行に必要な FP 挙動把握に視点を置き、FP 挙動の把握、予測に係わる諸課題とその対応について議論し、今後のまとめ方の妥当性の確認と必要な軌道修正を図りたい。本発表では、本研究専門委員会の廃炉作業への寄与と役割、今後の進め方、技術報告書の概要を提示し、会場からのコメントを受け必要な修正案について議論する。

2. 本研究専門委員会の廃炉作業への寄与目標と役割

表１に本研究専門委員会の廃炉作業への寄与目標と期待される役割をまとめる。

表１ 研究専門委員会の廃炉への寄与と役割

寄与目標 廃炉のために何が求められているか	役割 研究専門委員会が果たすべき役割	担当 WG
・事故後FPの分布、存在形態の把握	・実測値からFP分布を把握	❸
	・非測定領域への外挿（中/長期FP挙動解析モデルの提案）	❷
	・不足関連データの取得促進計画と実行策の提案	❶
・蓄積FPの安定性の把握	・再溶解、飛散評価のデータベースのサーベイ	❶
・FPの除去性の把握	・除染関連データベースのサーベイ	❶
	・除染手法と効果確認法の提案	❸
	・除染効果評価（線量率/廃棄物量低減）法の提案	❷
・蓄積FPの作業者、環境への影響評価	・線量率/被ばく量評価 手法の提案	❸
・蓄積FPの廃棄物への影響評価	・汚染水処理法の有効性評価	❸
・総合的なリスク評価	・リスク解析/評価の基礎データのサーベイ	❶
	・リスク解析/評価への提言	❸

各WGの寄与については、先の発表でカバーされたものと考える

廃炉はこれまで経験されたことのない新しい分野であり、測定に基づくプラントの実態把握が重要であるが、同時に限られたデータからプラント全体の、特に FP の分布、存在形態を、補完し、把握することが、廃炉作業の円滑遂行、必要な設備開発、作業リスクの低減、最終処分まで含めた法整備のためにも不可欠である。作業を進める中で、想定外の事象に遭遇することもあり得るが、可能な限りの知識で対応し、新しい課題にも臆せず挑戦することが重要であると考える。多分野の技術者、研究者が協力して、廃炉作業の計画、運営に当たるなかで、共通の技術ベースを確保することに少しでも貢献できればと考える。

3. 廃炉作業における本研究専門委員会各 WG の役割

上記２．達成のために、各 WG を如何に有機的に結びつけることができるかが重要である。図 2 に廃炉計画、作業への貢献をターゲットとした各 WG の役割分担と主要成果を示す。WG での議論を通して、これ

までに得られた知見をまとめ、従来知見での 1F 評価の限界を見極め、新たな展開を図る。

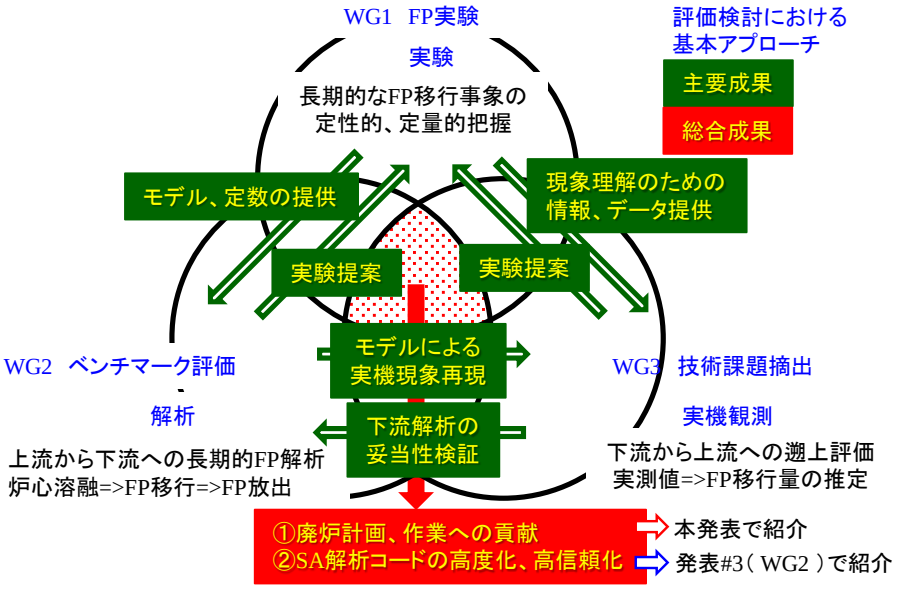


図1 主として廃炉に向けた3つのWGの役割分担と主要成果

4. 今後の進め方

成果の一例として、プラント内の FP のマスバランス表について示す。事故直後の FP 分布と存在形態は SA 解析コードで解析される。格納容器内に分散した FP は、一部は汚染水として処理され、あるものはガス、粒子として環境へ放出される。汚染瓦礫としてプラント内に放出されたもの、また将来は、除染廃棄物あるいはデブリ取り出しの副生物としてプラントに保管されるものも、その量、存在形態を把握することが必須となる。廃炉作業が進み、状況把握および測定が進むと、FP のマスバランスも逐次修正され、修正版に基づいて廃炉作業が進められる。

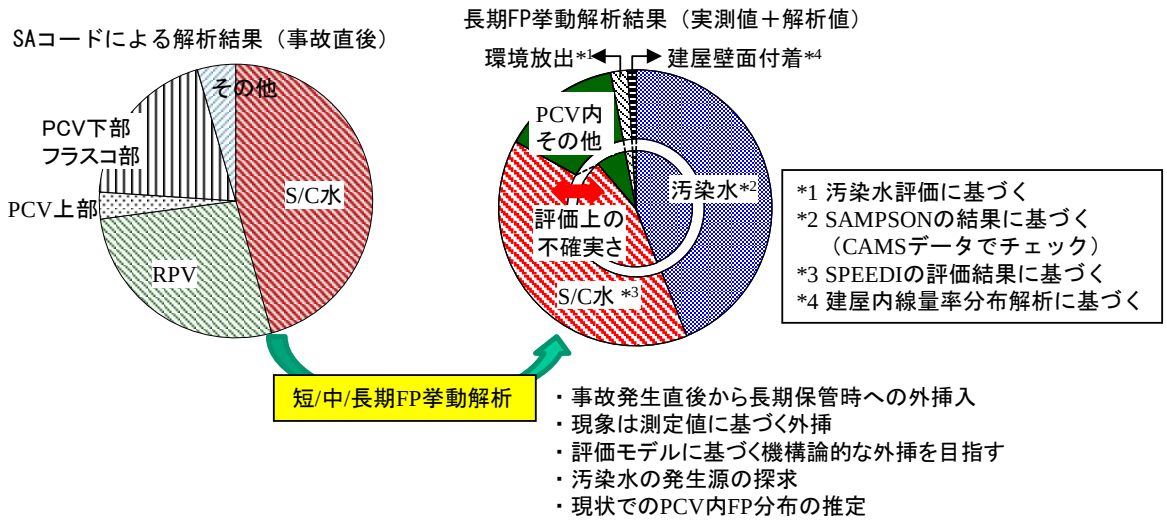


図3 1-3号機各炉のFPバランス図（短期評価値と長期評価値の比較）

5. まとめ

技術を確実に次世代につなぐため、集めた情報、知識を技術報告としてまとめ、関係者の共通の知識ベースとすると共に、次世代の技術者、研究への TT の手段として活用を図りたい。

[参考文献] [1] 勝村庸介ほか、事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動状況、日本原子力学会誌 ASTMOΣ、**60** (10)、pp596-600 (2018).

*Shunsuke Uchida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告3 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

[3G_PL] 「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

原子力における水素安全対策の向上に向けて

座長:村松 健(東京都市大)

2020年3月18日(水) 13:00 〜 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[3G_PL01] 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

*村松 健[1] （1. 東京都市大）

[3G_PL02] CFDによる水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析の結果

*松本 昌昭[1] （1. 三菱総研）

[3G_PL03] CFDによる実機 PWR-CV内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見

*福田 龍[1] （1. MHI）

[3G_PL04] 水素挙動統合解析システムの公開について

*寺田 敦彦[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*村松　健[1]

[1]東京都市大学

1. はじめに

水素安全は、原子力分野のみならず水素インフラの分野でも注目を集めており、安全工学の重要な一分野となっている。特に軽水型原子力発電施設については、日米における２回のシビアアクシデントの経験を踏まえ、継続的安全性向上の観点から一層の研究を進めることが重要と認識されており、資源エネルギー庁では、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」の一環として「水素安全対策高度化」事業を進めている[1]。日本原子力学会では、この事業からの委託を受けて「水素安全対策高度化」特別専門委員会を設置し、水素発生から燃焼・爆発、さらに水素安全対策に係わる熱流動解析の課題について、国内有識者からの最新情報や知見を収集して整理し、解析技術の開発方向性を検討する活動を行っている。

2. 水素安全高度化事業の概要

水素安全対策高度化事業は、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価の更なる信頼性の向上に向けて、シビアアクシデント時の水素拡散から爆発燃焼、その影響評価までを解析する数値流体力学 CFD による解析システム(CFD 水素挙動統合解析システム)を整備することを目的とし、世界の最先端の情報を精査し、解析のためのモデルの改良や解析の効率化などを含めて解析システムの整備を進めている。

なお、この事業は平成 24 年度から 27 年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業（以後フェーズ 1 の事業と呼ぶ）の成果を踏まえて実施されている。フェーズ 1 の事業での調査･研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [2]としてまとめられている。現在の事業はそのフェーズ２であり、平成 28 年度から令和 2 年度までの計画で進められており､成果はコードシステム及びハンドブックの第 2 版としてまとめられる予定である。

3. 今回の総合講演のねらい

当特別専門委員会では、活動の一環として、国内外の最新知見の共有を図ることを目的に一般公開セミナーを過去５回開催しており、さらに学会年会での総合講演として継続的に成果報告を行っており、2019 年春にはフェーズ２の 2018 年度の成果[3]を中心に報告を行った。今回の総合講演では、特別専門委員会報告を含めて、次の４件の講演を行う。現在の予定では次年度が最終年度となることから、今回は、格納容器(CV)内の拡散･混合・燃焼･爆発解析を中心に、これまでに得られた知見と今後の予定をまとめて紹介すると共に、得ようとする成果がどのように活用できるかについても研究者の期待･提案を述べ、それを基に会場の参加者からもコメントを頂き､最終年度での取りまとめに活かしたいと考えている。

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告（本講演）

(2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析

(3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見

*Ken Muramatsu[1]

[1]Tokyo City Univ.

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について

4. 令和元年度の特別専門委員会の活動

令和元年度の委員会開催実績を表 1 に示す。第 1 回では、これまでの成果として、CFD コードによる燃焼伝播及び爆轟発生の解析結果とともに、アクシデントマネジメントの手順検討への活用の見通しが報告された。また、これに対する議論では、技術的な議論に加えて、開発したコードの公開に当たっては、実験解析や実機への適用解析の知見・経験を利用ガイドとしてまとめておくことが重要との指摘や、今後の実用段階では、水素の燃焼・爆発によるリスクの一層の低減に向けて、新たに導入された重大事故等対処設備を含めた幅広いアクシデントマネジメント手順や設備挙動のシミュレーションが必要となるので、それを支援するためのコードのメンテナンスや今後明らかとなる技術的課題の検討を行う研究体制が必要、といった指摘がなされた。また、福島第一事故における水素挙動に関する最新の知見についても、紹介を受け、検討した。

第 2 回はメール審議とし、JAEA 主催「原子力水素安全に関するワークショップ 2019」の紹介があった。

さらに第 3 回は、本日の総合講演の発表予定の情報を基に成果の評価や活用上の課題について議論を行う予定である。

5. 終わりに

本活動は経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 資源エネ庁、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化) 」 https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/event/180831a/pdf/180903/005.pdf.

[2] 日野竜太郎他(編)、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック (第 1 版)」、JAEA-Review 2016-038、(2016).

[3] 総合講演「原子力における水素安全対策の向上に向けて-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」ほか、日本原子力学会「2019 春の大会」予稿集、(2019).

表 1　令和元年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の開催状況

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者・機関
第 1 回 2019 年 12 月 26 日(木) 三菱総合研究所	• 水素挙動統合解析システムの構築　全体計画と今年度進捗 ➢ 実機格納容器内の燃焼・爆発解析と得られた知見及びアクシデントマネジメントのための知見の整理方法など。 • 福島第一原発 2 号機の格納容器からの水素漏洩と事故防止安全対策	三菱重工 (福田龍) 東工大 (奈良林直)
第 2 回 2020 年 2 月 7 日(金) メール審議とし、右記情報を配布。	• 福島リサーチコンフェレンス「原子力水素安全に関するワークショップ 2019」の開催結果について（報告） ➢ 欧州の 5 名を含め 45 名が参加。廃炉措置段階での水素安全管理など、口頭及びポスター発表 20 件があったことの紹介。 • 春の年会での企画セッション（総合講演）の提案について	事務局 JAEA (日野竜太郎)
第 3 回 2020 年 2 月 19 日(水) 三菱総合研究所	• 春の年会における総合講演について ➢ これまでに得られた知見、今後の活用可能性等につき議論	東京都市大 (村松健) 三菱総研 (松本昌明) 三菱重工 (福田龍) JAEA (寺田敦彦)

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析の結果

Validation analysis results on hydrogen diffusion and combustion by CFD using existing experimental data

*松本　昌昭[1]，佐藤　郁也[1]，河合　理城[1]，藤山　翔乃[1]，中村　京春[1]
[1]三菱総合研究所

1. はじめに

経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するために、数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備及び大規模多区画における水素拡散・混合試験の照合解析を行い、CFD 解析コードの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM 及び DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用し、実験データに基づく照合解析を通して成立範囲の確認を行った。本事業は平成 28 年度より開始しており、昨年度までは火炎速度と設備規模に着目して、様々な条件下での燃焼試験解析及び拡散・混合試験解析を実施してきた。昨年度までの解析結果から、燃焼試験解析については非均一水素濃度条件下での ddtFoam の適用性に課題が残り、また、拡散・混合試験解析についてはより大規模多区画な体系における OpenFOAM の適用性を確認する必要性が生じた。

そこで、今年度は、非均一水素濃度条件下での燃焼解析として ENACCEF 試験（RUN736）を選定し、特に水素濃度が低い条件下における ddtFoam の適用性を確認した。また、拡散・混合試験解析については、NUPEC 試験（M-8-1, M-4-3）を選定し、大規模体系における上部及び下部からの水素放出試験の解析を実施した。

2-1. 非均一水素濃度条件下での燃焼試験解析：ENACCEF 試験（RUN736）

非均一水素濃度条件下における照合解析結果の一例として、ENACCEF 試験の解析結果を示す。RUN736 については一昨年度も ddtFoam で解析を実施したが、特に水素濃度の低い位置での燃焼の再現性が課題であったため、今年度はメッシュモデルを改良し、Quenching（消炎）効果を考慮しないことで水素濃度が希薄な条件下でも消炎しない解析条

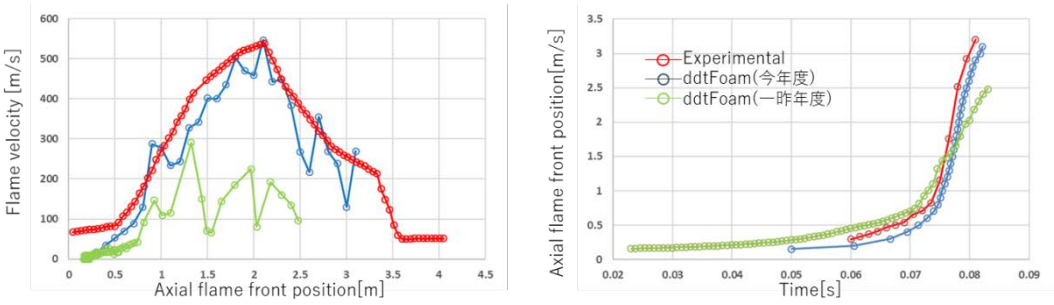


図 1　火炎速度（左）と火炎面位置（右）の時間変化（ENACCEF 試験 RUN736）

*Masaaki Matsumoto[1], Fumiya Sato[1], Masaki Kawai[1], Shono Fujiyama[1], Keishun Nakamura[1]
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

件とした。火炎速度及び火炎面位置に関する解析結果を図 1 に示す。特に、一昨年度は再現ができていなかった水素濃度が 10%未満となる領域での火炎速度については消炎を考慮しないことにより実験結果を適切に再現する火炎速度分布を得ることができた。

2-2. 加圧器室上部からの水素放出試験解析：NUPEC 試験（M-8-1）

拡散・混合試験の照合解析の一例として、NUPEC 試験の解析結果を示す。NUPEC 試験には数多くの試験ケースが存在するが、OpenFOAM による成層化の再現性を確認することを目的として、本年度の照合解析においては M-8-1（加圧器室上部からの水素（He）放出、格納容器上部に水素が成層化するケース）及び、M-4-3（加圧器室下部からの水素（He）放出、格納容器全体に水素がほぼ均一に拡散するケース）を選定した。水素濃度分布の解析結果を図 2 に示す。

照合解析においてはメッシュ数を 25cm 及び 12cm として 2 パターンの条件で計算しており、いずれのメッシュにおいても成層化が確認できたが、25 ㎝メッシュの方がより実験結果に近い解析結果を得ることができた。25cm メッシュにおいて、より実験結果に近い解析結果を得ることができた要因としては、使用しているモデル（Realize k-ε）に含まれる乱流粘性の影響が小さく、数値粘性の影響が大きいことによる影響が考えられる。なお、12 ㎝メッシュにおける解析では 1 週間程度の時間を要したが、25 ㎝メッシュでは半日程度であった。結論として、今後実施する実機解析においては、解析に要する時間を考慮するとともに、メッシュ数によるモデルへの影響を踏まえてメッシュ作成を行うことが重要となることがわかった。

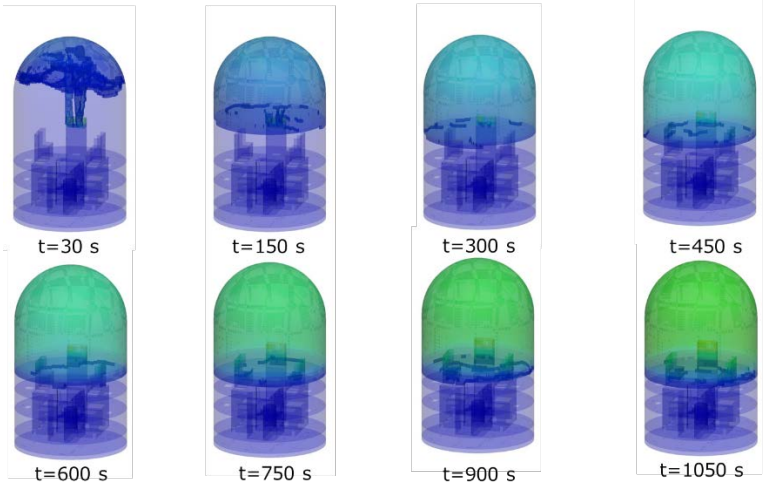


図 2　水素濃度分布の解析結果（25cm メッシュ）

3. おわりに

これまで様々な火炎速度及び小規模から大規模までのスケールでの OpenFOAM 及び ddtFoam の適用性の評価を行ってきたが、本年度は燃焼解析として非均一水素濃度条件下に着目し、拡散・混合解析は大規模多区画の試験に着目した解析を実施した。結果として、水素濃度が低い領域を解析する場合には Quenching 効果を過大評価しないようにモデルを設定することで、より実際に近しい火炎伝播速度の解析結果を得られることがわかった。また、拡散・混合解析については加圧器室上部放出による水素（He）の成層化を確認でき、OpenFOAM の実機解析に向けた準備を進めることができた。今後は、燃焼解析と拡散・混合解析を統合し、連続的な解析が可能なシステムの整備を目指す。また、実機 CV スケールにおける解析を実施し、より大型かつ複雑形状における OpenFOAM の適用性を確認していく。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] OECD Nuclear energy agency, “ISP-49 on Hydrogen Combustion”, NEA.CSNI.R(2011)9, OECD, Paris (2011)
[2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書 平成 4 年度”

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(3) CFDによる実機PWR-CV内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
CFD Analysis of hydrogen behavior in PWR CV and utilization of CFD code system for improved hydrogen safety

*福田　龍[1]
[1]三菱重工

１．はじめに
試験照合解析で適用性が確認された各種モデルを用いてPWR実機CV内での水素挙動解析に2020年度から本格的に着手している。CFD解析による水素挙動の主要な目的は、LP（集中定数系）解析コードでは評価できない水素の燃焼に伴う火炎加速による動的荷重の発生の有無と程度を、拡散混合解析から得られる詳細な濃度分布も考慮して実施することである。現在まで得られている知見の報告と水素安全の高度化に向けたCFD解析システムの活用の提言を行う。

２．実機CV内水素挙動解析
2.1　CV内水素拡散混合挙動解析による現在までの知見
水素及び水蒸気の放出位置、放出速度等を変えたさまざまな条件で解析を進めているが、放出後の水素及び水蒸気はCV内全体で良好な混合となり局所的な高濃度が生じるケースは認められていない。またCV内下部の各種の機器での気体の過熱及びCV内の頂部等の壁面での水蒸気凝縮はCV内の良好な循環流形成を促進する。AM策であるCVスプレイの効果を取り込むと、CV内の良好な水素と水蒸気の混合をさらに加速させる結果となる。一方で個々の区画に着目すると、水素放出区画内では水素の放出継続中は、水素濃度の分布が顕著であるが、それ以外のほぼCV内の全区画では良好な混合により均一に近い濃度となる。

2.2　CV内水素燃焼挙動解析による現在までの知見
予混合均一条件のもと、水素・水蒸気組成、着火位置を変えたさまざまなケースにおいて燃焼に伴う強い圧力波の生成と動的荷重の発生につながる火炎加速の有無に着目して解析を進めている。水蒸気を含有しない極端な組成（ﾄﾞﾗｲ条件）では、現行の水素濃度基準13%を超えるとDDTの発生が実機解析でも確認されること、水蒸気の増加（ｳｪｯﾄ条件）に伴い燃焼の進行は著しく緩慢となり火炎加速の発生が生じにくくなることが確認された。極端な組成条件のもと火炎加速が生じる場合、主に燃焼の進行が1方向に加速されやすい形状の外周部の区画での周方向での燃焼やSG等の機器と区画壁との間隙部を鉛直方向に進む燃焼において、火炎前方の圧力波が衝撃波に増大し、そこから爆轟に遷移しやすい傾向にあることが、事前の予測通り確認された。

2.3　今後のCV内解析
拡散解析では事故発生後、長時間の水蒸気及び水素の発生が継続した場合のPAR等による水素濃度低減効果や長時間後のスプレイ作動による水蒸気凝縮による水素の着火・燃焼への移行のための解析を行う。燃焼解析では、拡散解析を引き継いだ非均一な濃度分布下での水素燃焼やスプレイ凝縮に伴う燃焼における火炎加速の有無に着目して解析を行う。さらに、火炎加速による強い圧力波の発生を前提としたCV壁面への動的荷重の作用を入力とした構造応答解析を行う予定としている。これらの解析を通じて、より実

*Ryo Fukuda[1]
[1]MHI.

用的なメッシュ、タイムステップの設定等の解析システムへのフィードバックについても検討を深める。

３．CV 解析による知見を踏まえた水素安全の高度化に向けた水素 CFD 解析システムの適用について

新規制基準への適合審査を経て、炉心損傷事故及び炉心損傷後の水素発生事故が生じる確率はさまざまな SA 方策の導入とともに軽減されており、水素安全の向上も図られている。さらに２項のとおり、CV 内の水素挙動に係るこれまでの CFD 解析により得られた知見として、拡散・混合解析では多様な SA 対策とあいまって CV 内では水素及び水蒸気による良好な循環流が形成されること、燃焼解析では水素及び水蒸気の組成において爆轟遷移が確認された条件と実機での水素発生事故の複数のシーケンスでの条件との間で明確な乖離が認められること、等が挙げられる。これらを踏まえて、従来の LP コードによる水素挙動解析の充実に加え、CFD による解析を補完することで、以下のような水素安全の高度化への寄与が期待される。

・水素燃焼時の安全余裕の適正化と今後の追加知見への対応

LP コードと比べ直接燃焼解析で火炎加速の評価が可能な CFD 解析を活用すると、CV 内の動的荷重発生に対する安全余裕及び水素処理装置をはじめとする SA 機器の有効性のより的確な評価が可能となる。この適正化・定量化された余裕は、今後の水素挙動に係る知見が新たに得られた際にも、現行の安全機器による安全確保が十分であるか否かについて評価を行う際の信頼できるベースとなる。

・水素発生事故時の CV 内状態監視と AM 施策の有効活用

水素発生事故時に CV 内の圧力と水素濃度を監視しながら、必要な低減策であるスプレイ散布やイグナイタの作動等のタイミングや容量等について、現場の捜査員が不安なく判断できるために、CV 内の多様な状態における水素燃焼時の安全性を LP 解析に加えて CFD 解析で補完することが有効な判断材料となる。

・CV 以外の水素安全の評価への適用

構築された水素挙動の CFD 解析システムは、CV 以外での水素安全の評価に適用が期待できる。たとえば、耐圧設計ではない原子炉建屋に CV から流出した水素挙動については、濃度分布を考慮しての可燃性雰囲気とならないことを拡散混合解析により、ベント配管を含む FV 装置内で火炎加速に伴う大きな動的荷重が発生しないことを燃焼解析により、LP コードでは困難であった詳細な評価が可能となる。

・外的事象起因の水素発生事故の評価への適用

多数の AM 策の適用が困難となりうる外的事象に起因する水素発生事故時の評価についても、CFD 解析システムにより CV 破損への影響について、従来の LP 解析よりは詳細な評価が可能と考えられるが、際限ない巨大地震の発生等を考慮した解析を現時点で行うことは時期尚早と考えられる。一方で、CFD による個々の解析結果を地震等の大きさの頻度を考慮して行うリスクの評価に組み入れる手法については、今後の計算機技術・容量の進歩と地震 PRA 等の評価技術の進捗を念頭に、そのイメージを構築していくことを考えている。

４．おわりに

本検討は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。 また水素安全対策特別専門委員会及び運営委員会において水素 CFD 解析システム構築の進捗及びその具体的な活用案に貴重なご意見をいただいた委員各位に謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.

[2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について
Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*寺田 敦彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度から本年度迄、２期（フェーズ１[1]：平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ２：平成 28 年度～令和 2 年度（予定））にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素に関わる安全評価･対策改善に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。本報告では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた現在の取組みを紹介する。

2. システムの構成

原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用に注目して、システムコードを補完する水素挙動解析システム（図１）の整備を進めている。開発は、フェーズ１にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し[1]、現在のフェーズ２では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を行った[2]。

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて３つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できるよう、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを作成して連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備した。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[3]、OpenFOAM[4]、衝撃解析コード AUTODYN[5]である。本事業では、新たに図１に示す※部分の開発を行った。水蒸気雰囲気中での水素ガスの移流解析や燃焼解析をするために必要な蒸気凝縮モデル、水素燃焼モデルに関するユーザ定義関数を作成し、ANSYS FLUENT で計算できるようにした。火炎が亜音速に達する早い爆燃や爆轟に遷移する DDT の解析に関しては、ddtFoam[6]をベースに水蒸気特有の燃焼特性や AMR が活用できる改良を行って OpenFOAM で解析できるようにした。さらに、AUTODYN において、構造物の健全性評価を行うために

*Atsuhiko Terada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

FLUENT または OpenFOAM の燃焼解析結果として得られた爆風圧分布を境界条件とするためのインターフェースプログラムを作成している。

3. 公開に向けた現在の取り組み

システムを構成する各コードに新たに導入した蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルや熱化学物性データに係るプログラムおよびコード間インターフェースプログラム（図１※部分）について、事業終了後に安全性向上に向けた有効的な活用を希望される事業者、メーカ、研究機関等に提供できるよう、環境整備を進めている。一例として、原子力機構の PRODAS[7]を通した提供等を検討している。また、各コードユーザを対象として、各コードマニュアルを補完する仕様と使い方をマニュアルに整備するとともに、既存の実験データとの照合解析を行った良好事例やメッシュ密度、境界条件等のユーザ効果による影響を参考資料として、ガイドラインというかたちに整理する予定である。各文献は、現在、初版を作成中であり、次年度、新たに得られる知見や使い勝手等を考慮して改訂を行っていく計画である。

4. おわりに

本報では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた取り組みを紹介した。今後、当該システムが事業者、メーカ、研究機関等のユーザが安全性向上に向けて活用できる環境整備の検討を進めていく。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
[2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.
[3] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、hyttp://www.ansys.com/.
[4] ESI 他、OpenFOAM、http://www.openfoam.com/.
[5] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、http://www.ansys.com/.
[6] ETTNER, Florian; VOLLMER, Klaus G.: SATTELMAYER, Thomas.” Numerical simulation of the deflagration-to-detonation transition in inhomogeneous mixtures ”, Journal of combustion,2014.
[7] PRODAS、https://prodas.jaea.go.jp/PRAD8001.

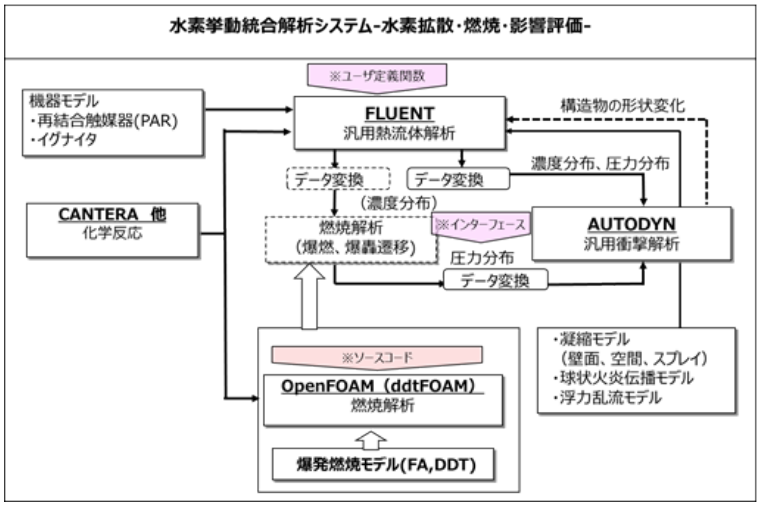


図 1.水素挙動統合解析システムの基本構成

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

[3H_PL] BWRプラントにおける新しい教育・訓練の動向

座長:高橋 信(東北大)

2020年3月18日(水) 13:00 〜 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[3H_PL01] 福島事故後の BWR運転訓練の取り組み

*辻 貴行[1] （1. BWR運転訓練セ）

[3H_PL02] 緊急時対応力の向上に向けた取り組み

*土屋 直柔[1] （1. 東北電力）

[3H_PL03] 想定外事象への対応能力向上のための訓練とは

*高橋 信[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

2020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

BWR プラントにおける新しい教育・訓練の動向
Education and Training for BWR Power Plant

（1）福島事故後の BWR 運転訓練の取り組み

(1) Improvement efforts of BWR Operator training in response to Fukushima nuclear accident

*辻 貴行
㈱BWR 運転訓練センター（BTC）

BWR 運転訓練センター（以下、BTC）での福島第一原子力発電所事故後の BWR 原子力発電所運転員に対する運転訓練の取り組みについて紹介し、さらに今後の取り組みや課題についても紹介する。

1. 運転訓練体系

BTC は、1971 年の設立以来、BWR 原子力発電所の運転員の教育、訓練の専門機関として事業展開している。BTC では提供する訓練コースの体系（運転訓練体系）を運転員の職位、技能レベル別に構築しており、運転員訓練における環境変化に応じて適宜見直している。現在の運転訓練体系は（一社）日本電気協会の「原子力発電所運転員の教育・訓練指針」（JEAG-4802）の内容に基づき、SAT（Systematic Approach to Training：体系的教育・訓練手法）を採用し、訓練プログラムを構築している。

2. 福島第一原子力発電所事故後の運転訓練体系の見直し

福島第一原子力発電所事故以降、特に重大事故対応に関する教育・訓練範囲の拡大が図られた。BTC では 2012 年度から福島第一原子力発電所事故時の挙動や時間的な進展状況についてシミュレータで模擬するとともに緊急安全対策の内容について理解を深める「1F 事故振返り訓練」を開発、提供開始した。また、2014 年度からは運転の指揮者や操作員上位職向けに、重大事故に至った場合のプラントパラメータ挙動や対応手順を習得できる訓練として「SA 訓練」も開発、提供開始した。その後、これら訓練の内容や新規制基準に関する内容を体系的に習得できるよう、BTC と電力会社のワーキンググループで新しい訓練体系を検討し、2017 年度から新訓練体系で訓練提供を開始している。また、新訓練体系の構築にあたっては、事故時対応操作手順の内容を網羅できるよう考慮した。

以上により、重大事故やその対処設備までを含め、体系的に訓練できるようになった。

3. 運転員の事故対応パフォーマンス向上のための取り組み

福島第一原子力発電所事故以前から、電力会社では事故対応訓練中の運転員の振る舞い、コミュニケーション、エラー防止ツール使用の定着に関して課題を認識し、取り組みがなされていた。

2013 年に BTC では電力会社とともにベンチマークの機会を持ち、米国における取り組み状況の調査結果を基に「統制のとれたコミュニケーション」を提唱し、訓練時の指導に盛り込んだ。各電力会社においても事故対応時の運転員のパフォーマンス（振る舞い）向上について取り組みがなされた。これら取り組みの標準化を図るため、原子力安全推進協会（JANSI）の提案により BTC 及び BWR 電力各社で検討会を立ち上げ、「BWR 標準的な事故対応パフォーマンスガイドライン」を制定した。

この取り組みにより原子炉スクラム直後の過渡的な状況における発話の重複によるコミュニケーションエラーの防止、明確な指示の実現、クルー全員の意思を統一し事故対応にあたる等、事故時の高ストレス下においてもより確実な対応操作ができることを目指している。

4. 今後の運転訓練の在り方について

福島第一原子力発電所の事故では、手順書で想定されている範囲を超えた事象が発生した。今後は、福島

第一原子力発電所事故のように手順書の想定範囲を超えるような事象についても対応できることが求められる。その技量を習得するための基礎となるものは、発電所の設備や手順に関する本質的な理解であると考えている。

訓練では、これらの技量を身に付けられるよう、講義時には手順の目的や根拠を重点的に解説し、運転訓練シミュレータを使用した対応操作訓練では、対応操作終了後に事象の振返りを行っている。振返り時には、インストラクタが訓練生に対し操作の根拠や判断の理由等に関する質問を行ったり、対応操作時の改善項目を伝えたりしている。そうして学習したものをより定着させるため、同じ事故事象を再度実施し、成功体験ができる機会を設ける取り組みも行っている。

試験では、運転訓練シミュレータでの事故対応操作の評価項目として「発生した異常事象を正しく把握し、適切な手順を選択し的確・迅速な対応操作を実施できること」に加え、「プラント全体へどのような影響が及ぶ可能性があるか予測し、対応できる」ことがある。さらに、対応操作では表面に現れてこない「発電所の設備知識」や「手順の目的、根拠」、「判断の理由」等について問うため、口答による試験を、一部の訓練コースで実施している。これらの取り組みは、手順書に記載されている内容に従って操作を実施できれば良いのではなく、手順書を「理解して使う」段階まで運転員のレベルを上げることを目的としている。

今後はこのような取り組みを通じて身に付けた発電所の設備や手順に関する知識を応用し、手順書の想定を超えるような事象に対応する訓練について検討が必要と考える。

---

*Takayuki Tsuji
BWR Operator Training Center Corp.

2020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

BWR プラントにおける新しい教育・訓練の動向
Education and Training for BWR Power Plant

(2)緊急時対応力の向上に向けた取り組み

(2) Efforts at Onagawa Power Station (Tohoku-epco) for improvement of emergency response abilities

*土屋　直柔[1]，三浦　壮弘[1]，佐藤　貴洋[1]，工藤　隆司[1]
[1]東北電力株式会社

1. 緒言

東北電力では，女川原子力発電所第 2 号機，東通原子力発電所第 1 号機の新規制基準適合性審査を申請し，安全対策工事を実施するとともに，各種訓練を通して緊急時対応力の向上を図っている。本論文では，女川原子力発電所における防災訓練の改善活動（PDCA）と至近の取り組みのトピックスについて紹介する。

2. 防災訓練の改善活動（PDCA）

2.1　訓練計画

当所における防災訓練の改善活動（PDCA）は図 1 に示すとおりであり，規制要求や社会的要請等も踏まえ，3 ヵ年の中期計画を策定して，緊急時対応力における世界最高水準（エクセレンス）を目指した活動を段階的に展開している。特に女川では，計画的に新規制基準に適合する訓練内容へ移行していることから，2019~2021 年度中期計画において「適合性審査の有効性評価シナリオ・起因事象への対応の習熟」および「様々な状況を想定した実施体制の検証」等を課題として，個別の訓練実施計画を策定している。

2.2　訓練体制・評価・改善

訓練は，プレイヤー，コントローラおよび評価者の体制で実施する。

評価は，WANO「PO&C」や JANSI「緊急時対応エクセレンス・ガイドライン」等を参考にした期待事項および基準を設定し，プレイヤー達成度に基づいて定量的に行っている。加えて，プレイヤー自身の振り返りを行い，訓練内容を構築した事務局とプレイヤー間で反省事項の捉え方と改善の方向性を擦り合わせている。これらのように，様々な視点から評価することは重要である。

また，昨年度より指揮者クラス（本部長・統括者・本部長補佐・班長）を 2 チーム体制（ゾウ，トラ）として，訓練のプレイヤーと評価者を交互に分担している（図 2)。この運用により，訓練機会の均平化と相互評価による双方の力量向上が図られ，訓練効率の向上と長期事象への対応可能性の確保に繋げていく。

抽出された課題は，スクリーニングにより優先度を決定して，優先度に応じた対応期限を設定し，改善策の検討と実施により計画的に改善を図っている。

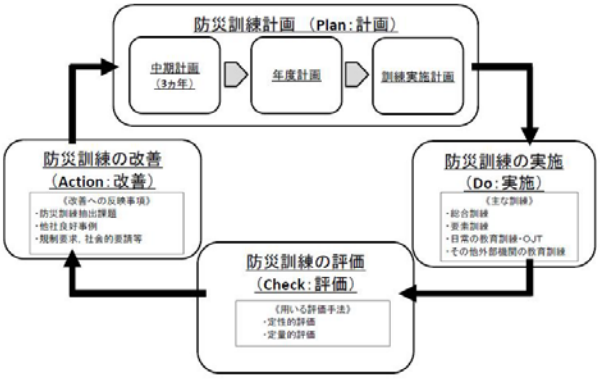


図 1　防災訓練の改善活動（PDCA）

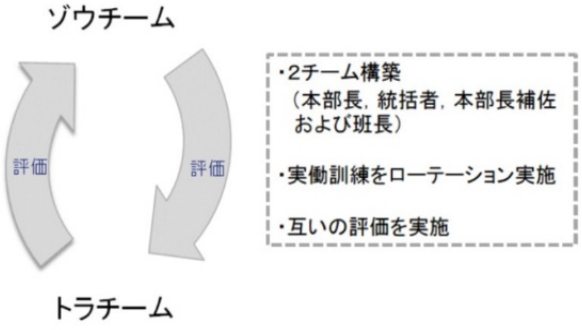


図 2　防災訓練の実施体制

3. 緊急時対応力の向上に向けた各種取組

3.1 訓練シナリオ作成

訓練シナリオは，「考えさせる」「負荷を与える」「これまでやった事がない」という 3 つの視点を意識して作成している（図 3)。そのねらいは以下のとおり。

「考えさせる」　－スキル検証（リスク把握・先読み，回避戦略立案・順位付け，正確な判断ができるか）

「負荷を与える」－スキル検証（リソース・ツール等の活用と有効性検証）

「これまでやった事がない」－タスク対応実効性検証

－対応の改善（責任分担の変更などによる効率化，ツール開発など）

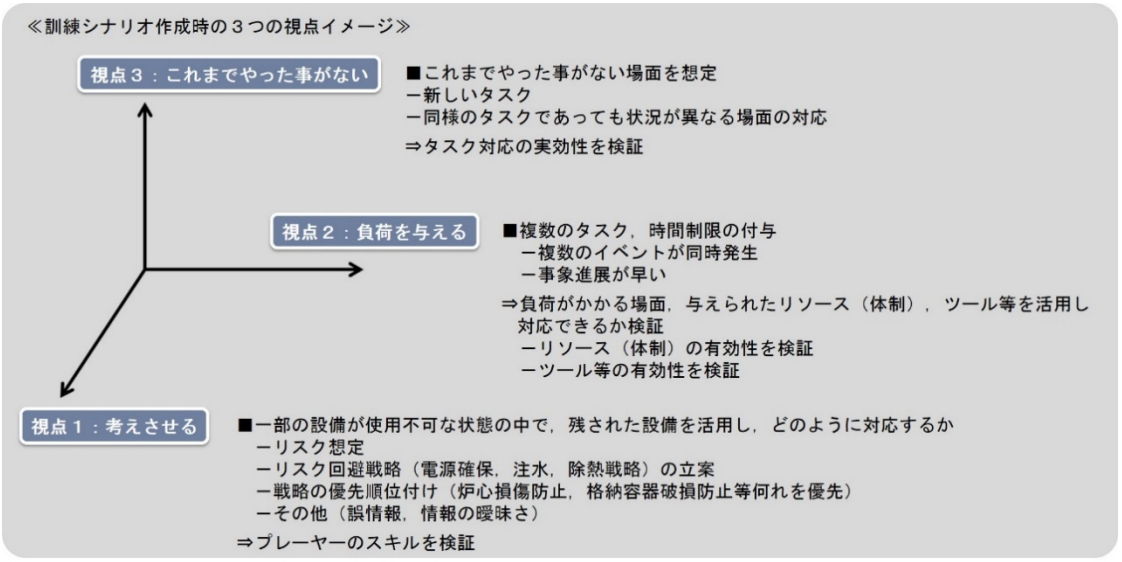


図 3　訓練シナリオ作成時の 3 つの視点（イメージ）

3.2 他社ベンチマークおよび外部機関レビューの活用

当所は，法令要求を満足するだけではなく世界最高水準の緊急時対応力を具備するため，他社の良好事例をベンチマークするとともに，WANO・JANSI 等の外部機関による支援やレビュー結果を積極的に活用していくこととしている。

その一環として，平成 29 年度，JANSI による防災訓練の実効性向上に係る支援「原子力防災訓練アシスタンスビジット」を活用して，他社の担当者ならびに他業界における緊急時対応の専門家と訓練運営について議論した。そこで受けた有用な助言・提案については，中期計画や個別訓練実施計画に反映して改善に取り組んでいる。

3.3 ノンテクニカルスキル向上訓練の導入

当所は，過去に実施した他社ベンチマークの結果を踏まえ，平成 30 年度より，ノンテクニカルスキル向上訓練を導入している。緊急時対応力としては，機材操作やプラント・系統・設備の理解等の技術的な知見を使いこなす技量である「テクニカルスキル」ばかりではなく，状況判断・リーダーシップ・コミュニケーション等の組織のパフォーマンスを向上させるために必要となる人的な技量である「ノンテクニカルスキル」が重要な要素となる。このため，当所は，双方のスキルを総合的に向上させることで緊急時対応力の更なる向上を図ることとしており，平成 30 年度以降，電力中央研究所や JANSI の支援を受けている。

具体的には，勉強会を定期的に開催し，緊急時におけるノンテクニカルスキルの重要性について，要員の理解醸成を図っている。加えて，総合訓練時のプレイヤーの「行動観察」により，ノンテクニカルスキルの実施状況を評価して弱点を分析し，その弱点に特化した訓練を実施するなどにより改善を図っている。

今後は“自立的に計画立案・対応実施を行うことができる人材の育成”を目指した活動を検討していく。

4. 結言

緊急時対応力の向上のためには，法令要求を満足するだけではなく，他社の良好事例やWANO・JANSI等の外部機関のレビュー結果などを積極的に活用することにより，世界最高水準の行動規範を取り入れて継続して改善を行うことが重要である。

女川原子力発電所では，新規制基準を踏まえた防災訓練の改善に継続的に取り組んでいるところではあるが，特にノンテクニカルスキル（組織としてのパフォーマンスを向上させるために必要となる人的技量（状況判断・リーダーシップ・コミュニケーション等））に着目した訓練を導入している。こうした活動を通して，女川2号機の再稼働に向けて必要となる力量を関係要員全体に確実に付与すべく工夫していきたい。

---

*Naonari Tsuchiya[1]　Takehiro Miura[1]　Takahiro Sato[1]　Takashi Kudo[1]

[1]Tohoku Electric Power Company., .

2020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

BWR プラントにおける新しい教育・訓練の動向
Education and Training for BWR Power Plant

（3）想定外事象への対応能力向上のための訓練とは

(3) Training for Coping with Unexpected Situations

*高橋　信[1]
[1]東北大学

1. 3.11 以降の訓練のあり方

福島第一原子力発電所事故の教訓に基づき、原子力発電所の更なる安全性向上のために新規制基準が規定され、様々な規制要求に対応するべく各事業者は対策工事を実施し再稼働に向けて準備を進めている。規制要求の多くはハードウェア上の設計変更、設備追加、土木工事等を通じて安全性を向上させる方向であり、安全上の対応が要求される想定される状況を広範囲にそして厳しく設定することで、「想定外」の状況を最大限減らすことを目指している。このような方向での安全性向上の努力は当然必要であるが、この想定範囲を拡大すればするほど対策コストは増大する。安全性を最優先することは原子力発電を担う事業者にとって重要なことであるが、際限のないコスト増は原子力発電の経済的な成立性そのものを損なう怖れがある。更に重要なことは、このようなわかりやすい想定範囲の拡大による安全性向上は社会的な説明のためという側面が否定できず、その背後にある可能性がある組織的要因によるシステミックなリスクに対する対応が見過ごされる可能性ある。安全性向上のハードウエア対策を補完し安全確保のキーとなるのは、人間だけが有する高い柔軟性に基づく運転員の事象対応能力の向上である。

訓練の観点から考えると、訓練時のシナリオの内容をより厳しくして起こりそうもないことを対象とする訓練を繰り返し行うことが想定外の可能性を減らすためには重要であるが、組み合わせ的な状況の数は膨大になり限られた訓練時間の中で多様なシナリオを経験させることは現実的には不可能である。更には厳しすぎてリアリティの低いシナリオは訓練をされる側にとってはやる気を削がれる可能性がある。3.11 以前の訓練においても安全系の複数同時不作動等の確率的に見れば極めて低い事象に対する訓練も行われていたが、実際に起きたことはその時点では仮定されていない長時間の全電源喪失という事象であり、従来の訓練ではカバーされていなかったことになる。

2. 訓練において考慮すべき点

2.1 手順への盲従の危険性の認識

運転員の訓練においては単に手順に従うだけでなく自ら考えることを重視した訓練が行われていることは評価できるが、プラント全体としてはコンプライアンス重視型のルールを守ることを第一に訓練が行われている傾向も否定できない。規制側に厳しく監視されている現場においては規定を逸脱しないということが最も重視されるのは当然のことであるが、規定を守ること重視し安全が損なわれることもあるということを認識する必要がある。航空機の事故例であるが、離陸後すぐに火災が発生し、本来であればすぐに緊急降下し燃料を廃棄、緊急着陸すべきところ、キャプテンはすぐには降下せずに、規則に従って煙と火災発生時の チェックリストを参照する ことを指示。その間に火災が広がり操縦不能となり海に墜落、299 名が死亡という事故が実際に発生している。この事故の場合はルールに盲目的に従うことの危険性を示しているが、この例とは逆の場合、つまり十分な検討を行わず規則に従わなかったことにより大きなトラブルとなった場合であり、JCO 事故がこれに該当する。ルールを逸脱することのリスクの十分な検討なしに規則に従わなかったことでトラブルが発生した場合は、ルールを逸脱したことに対して厳しく批判されることも同様にあり得ることである。これが現場の人たちがおかれたダブルバインドの状況であり、現場の熟練した人たちはこの状況を理解し、経験に基づき上手く調

*Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

整することによりこの状況に適切に対処している。しかしこの調整が必ずしもいつも適切に機能するとは限らない。

2.2 手順への過度の熟練

予め起こりうる広範囲の状況を予見しそれに対処できるようにシナリオを作って訓練を実施することは重要なことであり、緊急時対策訓練は基本的には手順に基づき起こりうる多様な状況に対処できることを示すことを目指している。しかしながら、前述のように網羅的に起こりうる状況を事前に想定することは不可能であり、常に「訓練では対応した経験のない事象」が発生しうることを前提にする必要がある。手順に従うことを優先した訓練を繰り返すことでその手順がカバーする範囲内に事象に関しては優れたパフォーマンスを発揮することが可能であるが、逆に手順において想定されている範囲を超える事象が発生した場合、より脆弱性が高まることを本研究グループは認知実験を通じて実証している[1]。もちろんある程度は手順に従って作業を行うことは基本であるが、作業手順の意味を考えることなく盲目的に手順に従うことにより、対象システムと手順の意味に対する理解が醸成されず、手順書が使えない「想定外」事象におけるパフォーマンスの低下につながる可能性がある。

3. 想定外事象対応能力の向上

訓練の結果としての理想的状況は、基本的な手順に基づく対応をしっかりと行うことが出来て、手順が対抗できない状況の発生を迅速に認識して、手順から逸脱するリスクを十分に考慮しながら、臨機応変の対応を行うことができる事ではないだろうか。しかし、手順の対応範囲を広げて訓練すればするほど、手順が対応出来ない臨機応変の対応が必要とされる状況が少なくなってくるというトレードオフが生じてしまうとい困難さがある。そもそも「臨機応変の対応能力」というものが存在するのか、存在するとすればそれはどのような要素により構成され、そのような訓練で向上させることができるのか？我々の学生を被験者とした認知実験では、発生することを予測することが難しい事象が発生したときに、その状況を切り抜ける能力に個人差があることまでは明らかにすることに成功している[2]。今後は、その能力の個人差がどのように生じるのか、何らかの介入訓練で向上させることができるのかを検討していく予定である。

参考文献：

[1] 澤里　玄太，佐藤　博則，星井　義隆，中野渡　寛之，高橋　信、手順書の整備が想定外事象のパフォーマンスに与える影響に関する実験研究、ヒューマンインタフェース学会論文誌、Vol. 21、2019, pp. 187-198.
[2] 高橋 一基, 星井 義隆, 狩川 大輔, 高橋 信, 想定外事象対応能力に関する実験研究, ヒューマンインタフェースシンポジウム 2019 論文集, 3C2-3,2019.

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

[3J_PL] 福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

座長:宇根崎 博信(京大)

2020年3月18日(水) 13:00 〜 14:30 J会場 (共通講義棟 M棟2F M-24)

[3J_PL01] 福島第一原子力発電所デブリの概況について

*倉田 正輝[1] （1. JAEA）

[3J_PL02] 燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

*奥村 啓介[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020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

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後
Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

（1）福島第一原子力発電所デブリの概況について

(1) Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*倉田 正輝[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故により、核燃料を約 300 トン含有し、鋼材やコンクリートなどの構造材を含めるとその数倍の重量の燃料デブリが形成され、1～3 号機の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure Vessel）や原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内に堆積していると考えられている。現在、『試験的な燃料デブリ取出し（2021 年見込み)』に向けて、様々な評価・検討が進められている。

計量管理は、燃料デブリの本格的な取出しに向けた重要課題の一つである。その検討に向けて、燃料デブリの特徴をとりまとめ、データベースとして整備することが必要となる。本講演では、廃炉・汚染水対策事業「総合的な炉内状況把握の高度化（H28-H29 年度)」において基本を整備し、東京電力において新たな知見を随時付記しながら高精度化を進めている『炉内状況推定図』等を用いて、現状で予想されている号機ごと領域ごとの燃料デブリの特徴およびその不確かさについて報告する。

2. 炉内状況推定図[1]

2-1. 評価の概要

上述の補助金事業では、コアチーム（BWR プラント、シビアアクシデント（SA）解析、先進的解析手法、伝熱、流体、核燃料や核分裂生成物（FP: Fission Products）のふるまい、模擬試験技術等の専門家集団）を結成し評価を行った。まず、現状で活用できる知見・データ（事故時プラントデータ、冷温停止以降の現場データ（温度変化等)、ミューオン観測や様々な SA 解析コードによる評価結果、先進的解析手法や模擬試験による事故進展要素現象の評価、PCV 内部観察の結果、1F で取得されたサンプルの分析、従来実施された SA 模擬試験、TMI-2 事故解析の結果、等）を網羅・整理し、燃料デブリが堆積している 1～3 号機について『情報集約図』を作成した。次に、各号機ごとに関連する情報を照らし合わせて、RPV および PCV 内の状況（燃料デブリやその他堆積物・破損物の状況）を推定し、その推定根拠を示しつつ『炉内状況推定図』としてとりまとめた。『炉内状況推定図』は、東京電力による高精度化が継続されている。

表 1 炉内状況推定図の凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	燃料デブリ（金属を多く含む）
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD（内部にデブリ）
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物（材質不明）

2-2. 燃料デブリ等の堆積物の分布と分類方法

炉内状況把握に期待された役割は、燃料デブリが事故炉のどこにどの程度存在しているかを提示することであった。しかし、これまでに従来知見・データだけでは、燃料デブリの存在部位と物量を正確に評価することは困難であった。そこで、現状で最も確からしい燃料デブリの堆積状態を概念図として示すこととした。**表 1** に堆積物の種類や破損状態を示す凡例を示す。まず、RPV 内の炉心部では、燃料棒の一部が切り株状に残留、そこに崩落したルースデブリ（UO_2燃料ペレットや酸化したジルカロイ（Zry）被覆管等の混合物で、完全には溶融に至らなかったためポーラスな形状を維持しているもの）が付着している可能性を考慮し

た。RPV 内の下部プレナムでは、形状をほぼ維持したあるいは破損・崩落した制御棒案内管（CRGT: Control Rod Guide Tube）の残留、炉心から崩落したルースデブリの残留、ルースデブリと冷却水との反応で形成されると推定した粒子状デブリの堆積、さらにこれらのデブリが溶融・凝固して形成される稠密な酸化物デブリの堆積とその制御棒駆動機構（CRD: Control Rod Drive）内への侵入、金属系デブリ（合金あるいは化合物）の溶融・凝固物の堆積と CRD への侵入や下部ヘッドとの金属どうしの化学反応、等を考慮した。さらに RPV 下部ヘッドの外部に取り付けられた CRD の破損とその外表面への金属系あるいは酸化物系のデブリ付着の可能性を考慮した。PCV 内のペデスタル（RPV 直下の円筒形の領域）とドライウェル（ペデスタルの外側の領域）については、酸化物系や金属系デブリの RPV からの移行と堆積、粒子状デブリの形成、1 号機内部観察で観測された泥状の堆積物、2 号機の内部観察で観測された一部未溶融の燃料集合体部材、SA 解析で予想されるコンクリートとの反応生成物の形成、等を考慮した。

2-3. 1 号機の事故進展の概要

図 1 に 1 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。1 号機では、全電源喪失以降約 3 時間、非常用復水器（IC: Isolation Condenser）による炉心冷却が行われたが、それ以降の注水は不可能となった。このため、比較的短時間で炉心溶融して RPV 破損し、ほとんどの燃料デブリがペデスタルに移行したと推定されている。ペデスタル移行後にも、少なくとも数時間は消防車による注水がない状態が継続され、燃料デブリとコンクリートとの反応が進行した可能性が高い。しかし事故時のプラントデータがほとんど計測されておらず、またペデスタル内部調査も行われていないため、他の号機に比べ、不確かさが大きい。

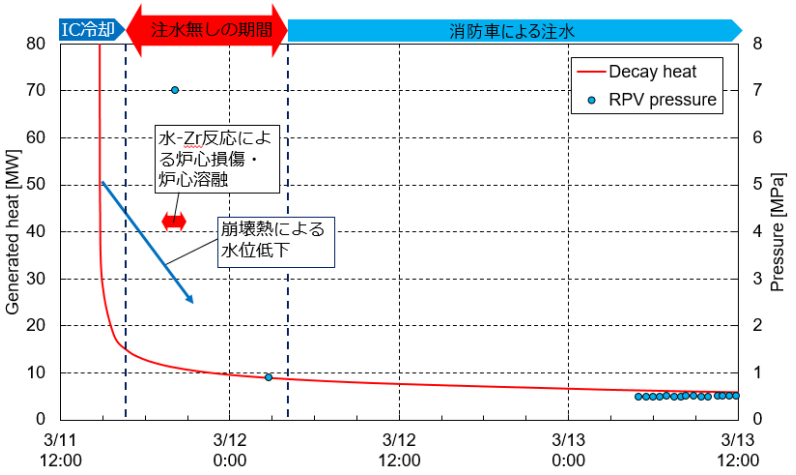


図 1　1 号機の事故シークエンスの概要

2-4. 2 号機の事故進展の概要

図 2 に 2 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。2 号機では、原子炉隔離時冷却系（RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System）により、3 月 14 日の 10 時ごろまで炉心冷却されたが、それ以降注水が不可能になり、炉心水位の低下と RPV 圧力上昇が起こった。同 18 時ごろに消防車による注水を行うために、RPV 内をいったん減圧する作業（SRV 手動開）を実施した。これにより冷却水の急速な減圧沸騰が起こり、冷却水の水位は有効燃料底部（BAF: Bottom of Activated Fuel）以下にまでいったん低下し、炉心は極めて短時間で完全に露出された。このため、少なくとも数時間は、水蒸気がほとんど供給されない条件（水蒸気枯渇条件）で燃料破損・溶融が進行した可能性が高いと考えられている。また、炉心溶融開始後に RPV の圧力上昇が 3 回観測され、大規模の炉心物質の崩落や、冷却水と炉心との化学反応が生じていると予想される。3 回目以降では RPV と PCV の圧力がほぼ等しくなったことから、その段階で RPV が大きく破損した可能性が検討されている[3]。

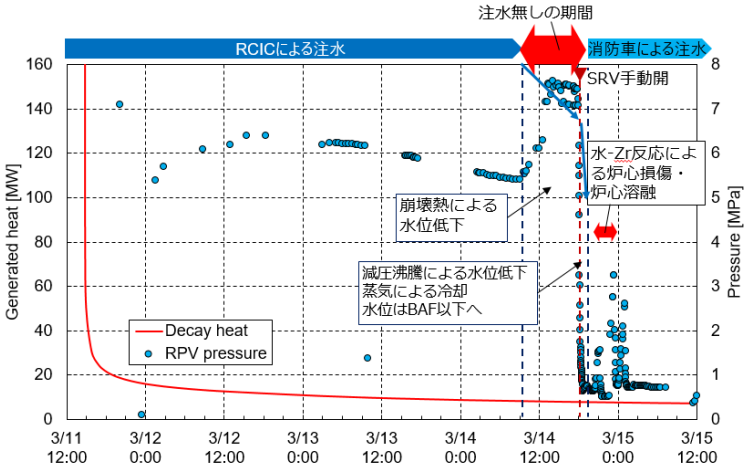


図 2　2 号機の事故シークエンスの概要

2-5. 3 号機の事故進展の概要

図 3 に 3 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。3 号機では、RCIC と高圧炉心注水系（HPCI: High Pressure Coolant Injection）が 3 月 13 日の 2 時ごろまで稼働した後、消防車による注水が開始されるまでの約 8～10 時間の間に炉心溶融が進んだと考えられている。従って、2 号機と異なり、冷却水水位は少しずつ低下し、水蒸気が十分に供給される条件で燃料溶融したと評価されている。このため、燃料崩落前に Zry の酸化がかなり進行した可能性 がある。このことから、2 号機と 3 号機では、燃料物質が下部プレナムに崩落した段階で、未酸化の金属系成分の残留量と崩落物質の持っている熱エネルギー量がかなり異なっていた可能性 が示唆されている[3]。これらは、下部プレナムでの炉心物質の堆積・除熱・再溶融現象や構造材との化学反応に影響した可能性が高く、ペデスタル移行のメカニズムにも影響した可能性が高いと考えられている。

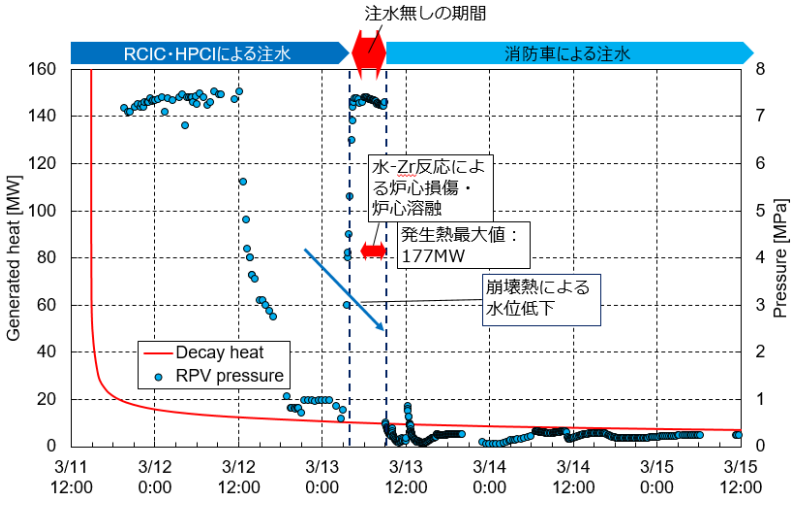


図 3　3 号機の事故シークエンスの概要

3. 燃料デブリ等の堆積物の特徴

ここでは、事故シークエンスやそれ以外の情報・知見を参考にとりまとめた『炉内状況推定図』を示し、領域ごとでの燃料デブリの特徴について、現状での予測をまとめる。

3-1. 1 号機の炉内状況推定図

図 4 に 1 号機の炉内状況推定図を示す[3]。1 号機では、RPV 内に残留する燃料デブリは最も少ないと考えられるが、切り株燃料、CRGT、様々なタイプの燃料デブリが少量残留している可能性を排除できない。CRD には燃料デブリの侵入や付着の可能性がある。

PCV 内では、ペデスタルからドライウェルにかけて大量の燃料デブリが存在すると推定される。RPV から崩落してきた炉心物質とペデスタル内のコンクリートや鋼材等との反応に係る知見が十分でないため、燃料デブリ等の堆積・分布の不確かさが大きい。現状では様々な可能性を並列して考慮しておくのが妥当であろう。溶融した炉心物質とコンクリートとの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）が十分に進んだシナリオでは、ペデスタル底部のコンクリート内に燃料デブリが大きく広がったと予想される。これに対し、MCCI が大規模に発生しなかったシナリオ（後の 3 号機に類似）では、コンクリート面の上に燃料デブリが堆積している可能性が考えられる。両シナリオでは、燃料デブリ中の核物質濃度や分布が大きく異なる。

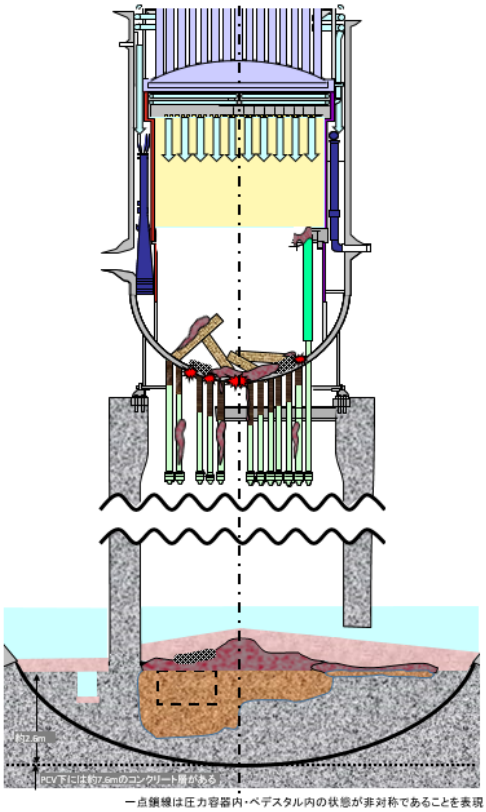


図 4　1 号機の炉内状況推定図

また 1 号機のドライウェルには、最大 1m 以上の厚さで泥状物質が堆積していることがわかっている。サンプル分析結果によると、その主成分は鉄やシリコンなどの構造材に由来する物質である。核燃料物質は、数ミクロンサイズの U 含有粒子として少量検出されている。

MCCI が進行したシナリオでは、表面クラストが形成されて除熱が進まず、溶融状態が一日以上継続した可能性がある。この場合には、燃料デブリ中に大量のコンクリート成分が混入する。さらにその凝固に時間がかかるため、凝固時に成分偏析した可能性も示唆される。チェルノブイリ原発事故で形成された LAVA は大量のコンクリートとの反応生成物であるため、計量管理について、その組成が参考になる可能性がある。LAVA 中には黒色層と褐色層が形成され、それぞれのウラン濃度は約 8wt%、約 4wt%であった[4]。MCCI が進行しないシナリオでは、3 号機の堆積状態が参考になる可能性があるが不確かさが大きい。泥状物質中の核物質濃度はあまり大きくないが、泥状物質の物量自体が多いため、含有される核物質総量の評価のためにはサンプル分析データの蓄積が不可欠である。

3-2. 2 号機の炉内状況推定図

図 5 に 2 号機の炉内状況推定図を示す。2 号機の RPV 炉心領域には、切り株状燃料やルースデブリ、いったん溶融して凝固した酸化物燃料デブリが残留している可能性がある。下部プレナム領域に、燃料デブリの大半が存在している可能性が高く、その形態はルースデブリ、溶融・凝固した酸化物デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と予想されている。また、CRGT が一部倒壊、一部未破損で残留していると予想される。計量管理に関しては、ルースデブリ中の核物質濃度が最も高いと考えられるが、いったん溶融する過程を経ていないと予想され、今後のサンプリングにより、かさ密度や Zry の混入量などを調査する必要があろう。いったん溶融・凝固した酸化物系デブリについては、TMI-2 事故の燃料デブリや様々な SA 模擬試験の燃料デブリの分析値が参考になると考えられる。UO_2:ZrO_2のモル比として 1:3（TMI-2 事故）から 2:3 程度（VULCANO 試験）が一つの目安となろう。粒子状デブリは、酸化物系デブリが破砕したものと考えられる。いずれもサンプル分析による確認が不可欠となる。CRD の根本部分には、燃料デブリとみられる物質が RPV から染み出すように付着しているのが PCV 内部観察で見られている。これはその外観から酸化物系デブリと予想される。その一部がペデスタルに崩落した可能性がある。

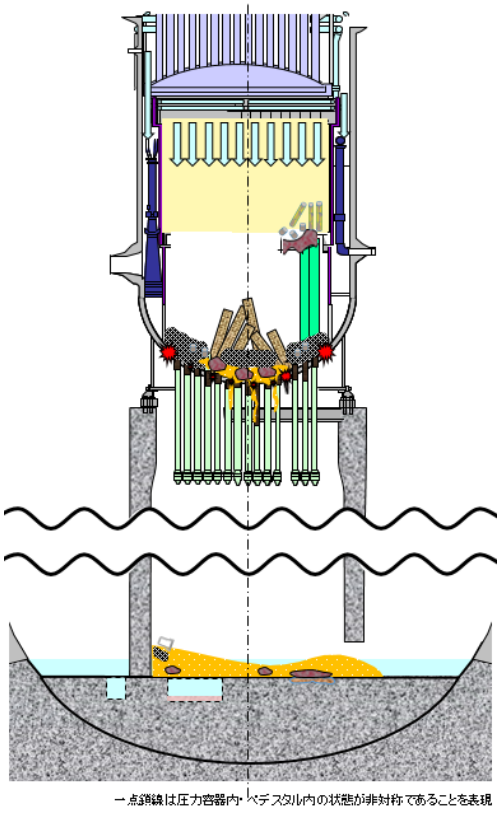


図 5　2 号機の炉内状況推定図

PCV 内ペデスタルには、主に RPV から崩落してきた金属デブリが存在すると予想されている。金属系物質中の核物質濃度はあまり高くなく不純物程度と予想されるが、事故シナリオによっては金属ウランが少量（最大で 1mol%程度）含有されている可能性があり、今後の確認が必要である。また、酸化物系デブリやルースデブリ等が金属系物質の移行に巻き込まれペデスタルに少量移行した可能性が高い。RPV 底部から崩落した物質は酸化物系デブリとなる可能性が高い。2 号機では MCCI はほとんど発生しなかったと考えられている。

3-3. 3 号機の炉内状況推定図

図 6 に 3 号機の炉内状況推定図を示す。3 号機の RPV 内炉心領域には、2 号機と同様の物質が残留していると予想されているが、炉心物質のペデスタル移行が進んだため、その物量自体は少ないと考えられる。計量管理の考え方は、2 号機と同様になる可能性がある。

PCV 内のペデスタルには、主に RPV から崩落してきた炉心物質が鋼材系の構造物を巻き込むようにペデスタルコンクリート面の上に堆積していることがわかっている。堆積高さは最大で 3m 以上に及んでいる。破損した構造物が完全に溶融されずに形状を保っていること、堆積物の中央に小山のような状況が観測されること、等から、RPV から移行してきた燃料物質は完全に溶融した状態ではなく、固体と液体の混合状態であった

可能性が強く示唆される。また、炉心物質全体での理論密度を考量すると、ペデスタル堆積物質はその 2～3 倍の体積を有しており、内部に空洞が多いと考えられる。

これらのことから、ルースデブリ、酸化物系デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と構造材がマクロに混在して堆積している可能性が高い。計量管理では、これらの多様な物質の混在状態を考慮する必要があろう。ここでも、特に堆積物深さ方向の情報蓄積（サンプル分析や事故解析）が重要である。

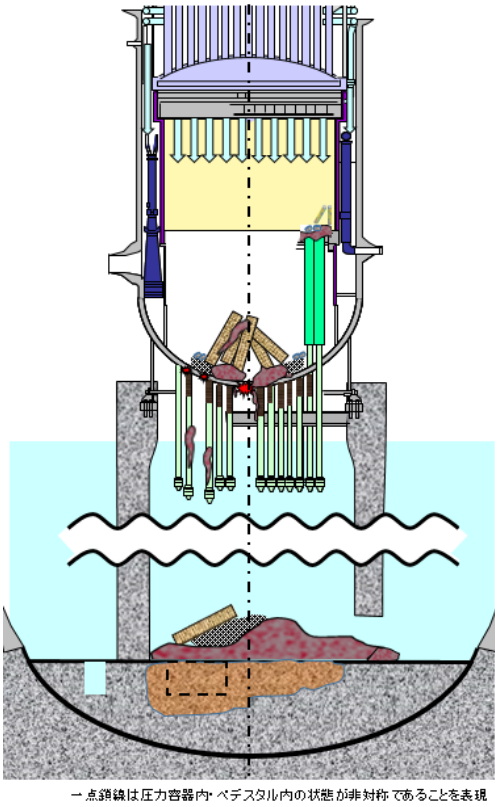


図６　３号機の炉内状況推定図

4. まとめ

現時点で、機構や東電の専門家により認識共有されている、最も確からしい事故シークエンスと炉内状況推定図を紹介し、それに基づいて燃料デブリ等の特徴を考察した。評価の不確かさはあるが、燃料デブリ中の核物質濃度はいくつかのカテゴリーに分類できる可能性があること、各号機の領域ごとに燃料デブリの特徴と主要な堆積物の種類がかなり異なっていること、などが示唆される。本稿では Pu の分布については触れなかったが、その化学的な特徴を考慮するとマクロには U に同伴していると考えられる。一方、化学的環境の違い（酸素ポテンシャル、温度等）による蒸発や偏析については、Pu と U でやや挙動が異なるため、Pu を含有するダスト等が少量形成され飛散した可能性は否定できない。この点も分析による確認が必要となろう。

参考文献

[1] 国際廃炉研究開発機構,“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）” http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf; (current as of Jan. 10, 2020).
[2] S. Mizokami., “Current status and recent investigation result of Fukushima Daiichi,” PLENARY SESSION, ERMSAR2019, Prague, Czech Republic.
[3] T. Yamashita et al., “Comprehensive Analysis and Evaluation of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2,” Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2019.1704581.(in press)
[4] B. Burakov, “Material study of Chernobyl ‘lava’ and ‘hot’ particles, ”International Experts’ Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, Vienna, Austria, 28 January - 1 February 2013, https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM4/30Jan/Burakov.pdf

*Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

2020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

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後
Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

（2）燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

(2) Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*奥村 啓介[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力 HD 福島第一原子力発電所（1F）からの本格的な燃料デブリの取出しに向けて、原子力機構では大学や他の研究機関と連携し、格納容器（PCV）内に分布する燃料デブリの探査技術開発の他、容器に収納された燃料デブリ内の核燃料物質量を非破壊測定により評価する技術、あるいは、燃料デブリと廃棄物を仕分けする技術の開発を進めている。本講演では、1F 燃料デブリの特殊性に起因するこれらの技術開発における課題とその課題解決のための候補技術や技術開発の現状について報告する。

2. 格納容器内の線量率分布と燃料デブリ探査技術

1F 各号機の PCV 内における燃料デブリの分布と性状は、東京電力 HD と国際廃炉研究開発機構(IRID)を中心に進められており[1]、1F の事故進展解析、TMI-2 燃料デブリや模擬燃料デブリの分析、ロボットを使った内部調査等により徐々に明らかにされつつあるが、未だ実際の 1F 燃料デブリの分布や性状が確認されているわけではなく、今後の内部調査の進展や燃料デブリ採取と分析に期待が寄せられている。

原子力機構では、これまでの事故進展解析や内部調査等の結果を利用して、PCV 内のガンマ線の線量率分布予測をモンテカルロ法による放射線輸送計算により行っている[2]。図 1 は、各号機に対する最近の解析結果の例を示したものである。PCV 内の主なガンマ線源は、1)溶融燃料から放出された ^{137}Cs、2)事故前に燃料集合体または炉内構造材中の微量不純物の放射化により生成された ^{60}Co、および 3)原子炉圧力容器(RPV)底部及びペデスタル内外に存在していると考えられている燃料デブリである。これらの解析結果から推測されることは、従来の内部調査に使用されてきた小型の線量計(付与エネルギー領域全体で積分された電気信号)によるガンマ線測定だけでは、汚染 Cs と燃料デブリの区別は容易ではなく、PCV 内の燃料デブリの分布を線量率だけから予測することは難しかろうという点である。

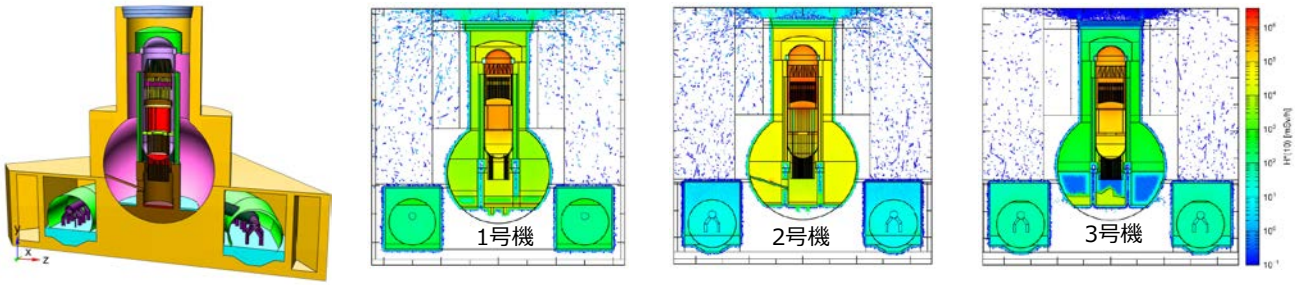


図 1　PCV 内線量率計算モデルと 2021 年 3 月時点の線量率分布予測結果の例

PCV 内の燃料デブリ分布を効率的に探査するためには、汚染 Cs と区別できる燃料デブリ特有の放射線を検知する方法が有効であり、それらは以下のものが考えられる[3]。

*Keisuke Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

- ^{134}Cs や ^{137}Cs(^{137m}Ba)による放出ガンマ線とその散乱線の影響が少ない約 1MeV 以上のアクチニド核種との随伴性が期待できるランタノイド核種が放出するガンマ線の検知。例えば、^{154}Eu の 1.27 MeV や ^{144}Ce(^{144}Pr)の 2.19 MeV などが候補に挙げられるが、^{144}Ce の半減期は 285 日で長期間にわたっては使えないため、^{154}Eu の 1.27 MeV ガンマ線の検知が有力な候補となる。検出器は、号機や探査部位に依存して図１に示した線量率以上の耐放射線性が求められ、^{60}Co の２本のガンマ線(1.17 MeV, 1.33 MeV)と区別可能なエネルギー分解能を有することが求められる。
- 中性子線の検知。主に ^{244}Cm が放出する僅かな自発核分裂中性子、それによる誘起核分裂中性子、アクチニド核種のα崩壊による(α,n)反応により発生する中性子のいずれも燃料デブリ起因と判断できる。中性子束のレベルは、ウラン濃度が比較的高い燃料デブリ組成を想定すると、10^5/cm^2/s 程度と推察されるが、探査部位や燃料デブリの性状によっては、ウラン濃度が低い場合も考えられるため、高いガンマ線環境下で 10^2/cm^2/s 程度の検出限界は必用と考えられる。
- (n,γ)反応や(n,f)反応に起因する比較的高いエネルギー領域に発生するガンマ線の検知。例えば、水没した燃料デブリの近くであれば、H(n,γ)反応による 2.2 MeV の捕獲ガンマ線などが検出できる可能性がある。

いずれの方法にしても、PCV 内で利用するためには、小型軽量、耐放射線性、高検出効率、エネルギー分解能、高圧電源不要、などの多くの制約条件があり、これらの条件を満足する検出器開発は、現在 IRID の他、CLADS が運営する公募研究事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」[4]などで研究開発が進められている。

3. １F 燃料デブリの非破壊測定技術の課題

PCV 内から取出した燃料デブリを対象とする非破壊測定技術に期待されるところは、保障措置対応、臨界安全性評価、燃料デブリ・廃棄物仕分け、処理処分のための核種インベントリ評価など数多くあるが、現在のところ既存の非破壊測定装置を１F 燃料デブリにそのまま適用することは困難であり、１F 燃料デブリに適用できる非破壊測定技術は世界的に見ても研究開発段階にある。これは、以下のような多くの課題による[5]。

【放射線計測に係る課題】

1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要。
2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの放射線遮蔽の最適化が困難。
3) 収納容器の径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽効果は大きく、中性子透過率は小さくなる。
4) 中性子吸収材(ボロン, 可燃性毒物(Gd), 燃料デブリ取出し作業時に投入される臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる。
5) 燃料デブリ取出しが長期化すると比較的短い半減期の放射線は検出できなくなる可能性がある。
6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない。
7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討が必要。
8) 手法に依存して、核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある（例えば未燃焼燃料)。

【測定量から核燃料物質量評価に係る課題】

9) 使用済み燃料と異なり収納容器中の総ウラン量の把握が困難
10) 本格取出しでは、収納容器毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない。
11) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要。
12) 初装荷炉心で約 3 ヵ月後に事故が発生した TMI-2 炉心と異なり、平衡サイクル炉心の燃料が溶融混合しており、燃焼度範囲が広い(0～50 GWd/t)ため、燃焼計算による組成把握が困難。
13) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない。
14) 回収した燃料デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性がある。
15) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

4. 燃料デブリの核燃料物質量評価を目指した非破壊測定技術の開発

直近の少量燃料デブリ取出しを想定した核燃料物質量評価を目的とした測定技術としては、レーザー誘起ブレークダウン発光分光法(LIBS)[6]や、可搬型高エネルギーX 線源を用いた 2 色 X 線 CT スキャン[7]などが検討されている。しかしながら、取出し燃料デブリの量が多くなるほど、あるいは大型容器に燃料デブリが収納された条件においては、これらの技術の適用は困難になると考えられる。このため、原子力機構では、図 2 に示す 4 つの非破壊測定技術を大型の燃料デブリ収納缶を対象とした非破壊測定技術の有力な候補として考え、機構内の他部署や他機関と協力して、非破壊測定技術の開発検討をモンテカルロシミレーションベースで行ってきた[8～10]。その結果、それぞれの候補技術には一長一短があるため、取出し部位での性状や用途に応じて適切な技術を選定あるいは複数手法を組み合わせることが必要と判断された。

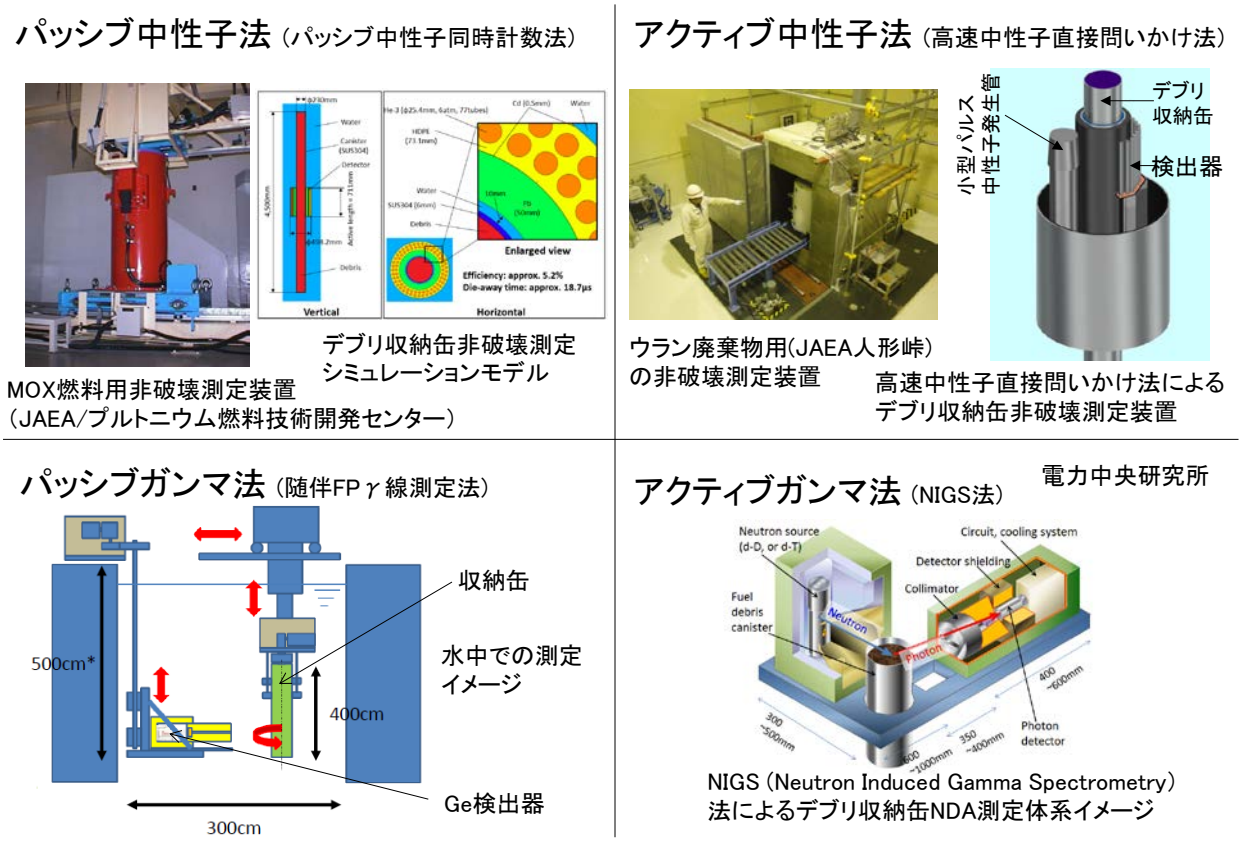


図 2　燃料デブリ収納缶の計量管理を目指した非破壊測定候補技術

例えば、アクティブ中性子法(高速中性子直接問いかけ法)は、上記の 4 手法のうち、唯一核分裂性核種の量を直接測定可能な方法であるが、原理的に容器内での熱核分裂により発生する高速中性子の容器からの漏洩を測定するため、容器内にボロンやガドリニウムなどの熱中性子吸収材が多く存在する場合には、測定自体ができないケースがありえる。一方、パッシブ中性子法は、^{244}Cm の自発核分裂中性子による高速中性子の漏洩量を測定し、容器内の中性子吸収や中性子増倍は 2 次的な補正量としての扱いをするため、中性子吸収材があってもロバストな測定が可能といった利点がある反面、測定量である ^{244}Cm 実効質量からウラン・プルトニウム量を燃焼計算の結果などを利用して間接的に評価する必要があり、測定量の精度が良くても間接評価の段階で大きな評価誤差を生じる欠点がある。また、パッシブガンマ法(随伴 FPγ線測定法)は、燃料デブリ中のユーロピウム元素がウラン・プルトニウムと随伴していることを予めサンプリング燃料デブリの破壊分析などにより良く確認しておく必要がある。また、精度の良い計量管理に利用するためには、燃焼度が異なる混合燃料系に対する新しい燃焼度評価式の開発や、ガンマ線の多様な燃料デブリによる自己遮蔽効果の影響評価手法の開発などが必要とされる。アクティブガンマ法(NIGS 法)は、今のところ計量管理に対する実

用実績はなく、核データや理論計算に頼るところも多いため、実核燃料物質を用いた要素試験などにより燃料デブリへの適用性を良く確認しておく必要がある。

これらの非破壊測定技術開発では、未臨界形状(直径 20cm 程度)の燃料デブリ収納缶を想定したシミュレーションで検討を行ってきたが、燃料デブリ取出しのスループットを向上させるため、収納容器サイズを更に大きくすることも期待されており、その場合には、容器に収納する前に単一ユニットとして十分な未臨界度が維持されることを確認するための測定も必要になってくる。この測定手法については、IRID により開発が進められている燃料デブリ取出し時の臨界近接監視手法（ファイマンα法など）を炉外にも応用することが考えられるが、未臨界度が直接測定できなくても、上記で述べたような非破壊測定法により、取出した燃料デブリが無限体系で未臨界組成であることを確認する方法も有効と考えられる。

5. 燃料デブリと廃棄物仕分け方法の提案

容器に収納された燃料デブリや廃棄物の効率的な長期保管や処理・処分の観点から、PCV 内から取出される燃料デブリとそれ以外の廃棄物とを仕分ける技術開発も期待されている。図 3 は、その概念提案を示したものである。この概念では、PCV 内の放射線測定やカメラ映像等を含む内部調査結果やサンプリング分析結果により、予め各号機の部位ごとに臨界危惧の有無を判定し、α汚染は有っても確実に臨界危惧が無いと判断される部位については、臨界近接監視などを行わないなるべく迅速な取出し方法を適用する。取出し物質に対しては、ガンマ線の簡易測定に基づいて遮蔽厚が異なる大型の廃棄物容器を選定して収納し、アクティブ中性子法を適用する。臨界危惧や中性子吸収材が含まれると予想される部位（主に燃料デブリ）については、形状未臨界の細形容器に収納し、簡易的なガンマ線や中性子線測定に基づいて事前仕分けをし、最後にパッシブ中性子法とアクティブガンマ法によるウラン・プルトニウム量の粗い評価を行って、2 種類の燃料デブリに仕分けすることとしている。燃料デブリに対しては、保障措置への対応ができる評価精度は得られないかもしれないが、燃料デブリを遅滞なく取出すための一方策として提案するものである。

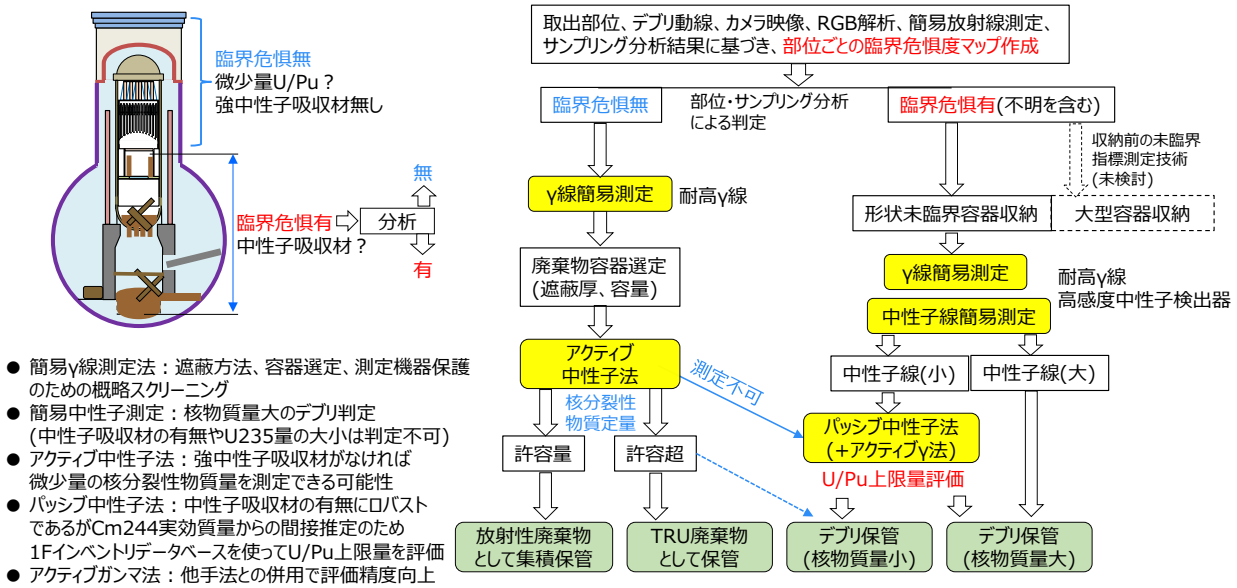


図 3　燃料デブリと廃棄物仕分けの概念提案

6. おわりに

燃料デブリの本格取り出しに向けて、PCV 内燃料デブリの検知技術、燃料デブリ・廃棄物仕分け技術、容器に収納された燃料デブリ中の核燃料物質量の評価技術の開発が期待されている。各技術開発の課題は同様なものが多いが、難易度はこの順番に格段に大きくなっていく。これらの技術開発でキーになると考えられるのは、今後実施が予定されている少量燃料デブリのサンプリングとその組成分析と考えている。例えば、ア

クティブ中性子法を適用する場合には、号機及び部位毎の中性子吸収材の有無やその濃度、パッシブ中性子法などの間接評価手法の適用を考える場合には、^{154}Eu や ^{244}Cm 等の測定対象核種とウラン・プルトニウムとの随伴性や、非破壊測定対象核種と評価対象核種量の相関関係の把握が重要と考えられる。

燃料デブリの非破壊測定技術の開発検討は、これまでは主にモンテカルロシミュレーションで行ってきた。多様な燃料デブリを想定したモックアップ試験の実施は、実際の燃料デブリの性状や組成の不確かさが大きい現状では、高額投資の判断が難しい状況にある。そこで、原子力機構の施設や装置を活用し、実核燃料物質を用いた非破壊測定法の要素試験が行える試験フィールドの整備を近年中に進める計画である。

【参考文献】

[1] IRID, 研究開発公開資料, http://irid.or.jp/research/

[2] K. Okumura, E.S.Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Progress in Nucl. Sci. and Technol. 6, pp.108-112, (2019).

[3] E. S. Riyana, K. Okumura, K. Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” J. Nucl. Sci. and Technol., 56, 922 (2019).

[4] 廃炉国際共同研究センター, 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」 https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/task/

[5] 奥村啓介, 寺島顕一, 長谷竹晃, 他, “燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿, [2F09].

[6] 赤岡克昭, 大場正規, 宮部昌文,他, “レーザー誘起ブレークダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定 - 高分解能分光スペクトル (470-670nm) - ,” JAEA-Research 2016-005 (2016).

[7] 小沢壱生, 三津谷有貴, 土橋克弘, 上坂充, 阿部弘享, 芝知宙, “可搬型 950keV/3.95MeV X 線源を使用した燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿 [1G04].

[8] 長谷竹晃, 能見貴佳, 米田政夫, 芝知宙, 名内泰志, 奥村啓介,他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会 [2D18～2D23]、2017 年秋の大会[3L14～3L17].

[9] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et. al., “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Energy Procedia, 131, 258 (2017).

[10] M. Maeda, K. Furutaka, M. Kureta, et.al., “Simulation study on the design of nondestructive measurement system using fast neutron direct interrogation method to nuclear materials in fuel debris”, J. Nucl. Sci. and Technol., 56, 617 (2019).

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

[3O_PL] 福島県における加速器の利用に関する状況

座長:増田 開(QST)

2020年3月18日(水) 13:00 〜 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[3O_PL01] ホウ素中性子捕捉療法

*高井 良尋[1] （1. 南東北BNCT研究セ）

[3O_PL02] 加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

*鷲山 幸信[1] （1. 福島県立医科大）

[3O_PL03] ナノ微粒子支援型質量分析

*平 修[1] （1. 福島大）

©日本原子力学会

2020年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況
Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（1）ホウ素中性子捕捉療法
世界初病院附設加速器 BNCT 研究センターの現状
(1) Boron Neutron Capture Therapy
World's first Accelerator-based BNCT hospital

*髙井良尋[1]、廣瀬勝己[1]
[1]（一財）脳神経疾患研究所附属 南東北 BNCT 研究センター

1. はじめに
ホウ素中性子捕捉療法（boron neutron capture therapy: BNCT）は、従来の放射線治療とは全く異なる機序を利用したユニークな放射線治療で、ホウ素と熱中性子との核反応で生成するα粒子（α線）とリチウム核を利用した治療法である。

本講演では、BNCT に関する歴史的背景、原理、加速器 BNCT システム、頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験結果について解説する。

2. 歴史的背景
BNCT の概念は、中性子発見からわずか 4 年後の 1936 年に物理学者の Locher により提唱された。世界最初の臨床試験は、1951 年に米国のブルックヘブン国立研究所の研究用原子炉から得られる中性子を用いて行われ、その後、マサチューセッツ工科大学原子炉に引き継がれ 10 年ほど続けられたが治療結果が期待外れであり、その後米国では 1994 年に再開されるまで臨床研究は休止された。一方、日本では 1968 年より悪性脳腫瘍、1987 年より悪性黒色腫に対し、さらに、2001 年には、世界で初めて頭頸部癌（再発耳下腺癌）に対して BNCT が施行され、大きな効果が得られたことが報告されており、日本が大きく世界に貢献してきた治療法である。2000 年ごろより BNCT 用加速器システム開発の機運が世界的に高まり、2009 年 1 月に京都大学と住友重機械工業の共同研究開発により、世界初の中性子発生装置が開発された。2012 年には、その装置とステラファーマ社が合成した Boronophenylalanine（BPA）を用いて再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対する第 I 相臨床試験（企業治験）が京都大学原子炉実験所（KURRI）で施行された。総合南東北病院では、2014 年に福島県の公募事業である国際的先端医療機器開発実証事業費補助事業に採択される形で、同じ装置を導入し、南東北 BNCT センターを設立した（**図1**）。

図1

南東北BNCT研究センター

2016 年 1 月より、KURRI と共同で当施設において再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対し第Ⅱ相臨床試験（企業治験）が開始され 2018 年に終了した。現在、薬事承認にむけての手続きを進めているところである。なお、当 BNCT 研究センターは、病院附設施設としては世界初の BNCT 施設である。

3. 原理
BNCT は、ホウ素と熱中性子との核反応（核変換反応）で生成するα線と反跳リチウム原子核の殺細胞効果を利用した治療である。これら粒子は生物学的効果の高い粒子線（高 LET 放射線、LET：Linear Energy Transfer=線エネルギー付与）で、その飛程は約 9μm と 5μm と極めて短いため、影響はほぼ細胞 1 個に限られる。すなわち、BNCT は細胞 1 個内で起こる生物効果の非常に高い、粒子線治療と言うことができる。従って、ホウ素をがん細胞に選択的に取り込ませることができれば、隣接する正常細胞への傷害の少ないが

ん細胞選択的な治療が可能となる(**図2**)。

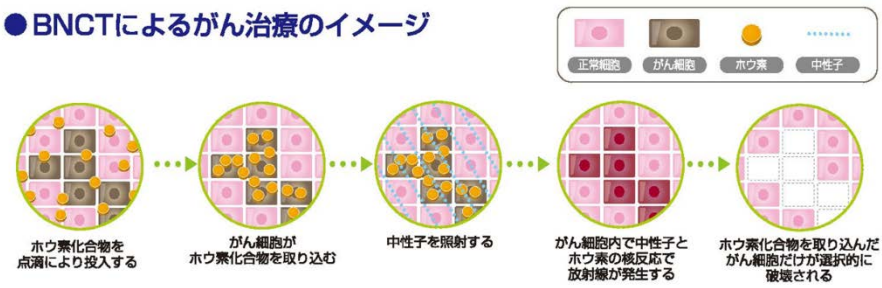


図2　ホウ素と熱中性子との核反応によって生じるアルファ粒子と反跳リチウム核の飛程が短いため、腫瘍細胞を選択的に破壊することができる。

従来臨床で使用されたホウ素薬剤はほとんど BSH と BPA の 2 種類であるが、現在は主に BPA が用いられている。BPA はがん細胞に多く発現している膜タンパク質であるアミノ酸トランスポーターを介して能動的に細胞内に蓄積するため、代謝の亢進しているがん細胞に正常組織の細胞に対して数倍の蓄積が起こるのが一般的で、がん細胞の選択的破壊が可能となる。

ホウ素と核変換反応を効率的に起こすのは熱中性子であるが、熱中性子では治療ができる深さが 2-3cm に過ぎないので、加速器 BNCT では熱中性子よりすこしエネルギーの高い熱外中性子を用いる。熱外中性子は体表から 6cm 程度の深さまで治療可能となる。熱外中性子は体内でエネルギーを失い熱中性子となりホウ素と核反応を起こす。

4. 加速器 BNCT システムの構成と治療

図3に加速器 BNCT システムの見取図を示す。加速器室、照射室、照射準備室、そして線量評価に必要な血中ホウ素濃度の測定のための検査室で構成されている。このシステムは陽子エネルギー30 MeV，最大 2mA の陽子電流出力が可能なサイクロトロン(HM-30)とベリリウムターゲットを組み合わせたシステムであり，Cyclotron-Based Epithermal Neutron Source (C-BENS)と呼称されている．HM-30 ではイオン源で発生した水素の負イオンを 30 MeV まで加速し，薄いカーボンフォイルを通過することによって荷電変換を行い，ビーム輸送系へと陽子ビームを出射する．治療室は 2 室あり、ビームラインはいずれも水平ビームとなっている。

図3

サイクロトロンで生成された陽子ビームは、照射室の手前に設置されたベリリウムターゲットに照射され、中性子に変換され、患者に照射される。患者は照射室前の準備室で固定され、照射室に自動で搬送される。

別フロアには事前に治療体位の決定や患者固定具を作成するためのシミュレーション室や治療計画用 CT 室，そしてホウ素薬剤を点滴投与するための待機室を 5 室設けるなど，将来的により多くの患者に本治療を提供することを見据えた設計としている．

中性子は照射口から出ると広がる性質をもつため、患者は治療前に照射準備室で必要な臥位または坐位の姿勢で照射口に十分密接するように固定される必要がある。患者のセットアップにおいてこの点が X 線や粒子線治療と大きく異なるところである（通常の X 線治療では癌がどこにあっても患者は治療台の中央に固定すればよい)。治療では患者は 2 時間の点滴静注で BPA 投与を受けたのちに照射準備室から照射室へと自動搬送されるが、BPA 投与は継続したままで中性子照射を受ける。BNCT は基本的に 1 回の治療で終了し、1 回の照射時間は通常 40 分前後である。

5. 再発/局所進行頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験

南東北 BNCT 研究センターでは 2016 年 1 月より再発膠芽腫、2016 年 7 月より再発/局所進行頭頸部癌に対して第Ⅱ相臨床試験（企業治験）が開始され、それぞれ 2018 年 6 月、2018 年 2 月に終了した。頭頸部癌に関しては、薬事承認申請書がすでに提出され早晩承認される予定となっているので、ここで治療成績を紹介する。

主要評価項目はBNCT施行日から90日以内の腫瘍縮小効果（ORR)、副次評価項目は全生存率他6項目、有害事象等である。全登録症例は21例で、手術不能再発扁平上皮癌（rSCC)（シスプラチンを含む化学療法に抵抗性癌）8例、手術不能再発/局所進行非扁平上皮癌（nSCC）13例であった。完全奏功率/部分奏功率はrSCCで50%/25%、nSCCで7.7%/61.5%、90日ORRは全例、rSCC、nSCCではそれぞれ７１．75%、69.2%であった。外部対象として設定された、セツキシマブの第Ⅲ相ランダム化比較試験（EXTREAM試験）の対照群として設定されたCDDP＋５FUの奏効率20%に比し極めて良好であった。有害事象はほとんどがgrade２以下で、症候性のgrade3以上のものは粘膜炎、頭蓋内感染、皮膚炎がそれぞれ1例ずつであったが、頭蓋内感染、皮膚炎の症例は登録時にすでに頭蓋底浸潤や皮膚浸潤により炎症を起こしていた症例であり、非常に安全で有効な治療法であることが示唆された。

5. おわりに

BNCTは、腫瘍細胞選択的な放射線治療であり、正常細胞には大きな影響を与えることなくがん治療の可能な画期的な治療法である。BNCTが、がん治療手段の一つに加わることにより、一つのがんに対して、特に頭頸部がんに対しては３度の根治治療が行えるようになる可能性がある。手術および根治的化学放射線療法（chemoradiotherapy:CRT）後再発し、他に治療法のなくなった症例でも、3度目の治療としてBNCTを根治的治療として行うことができる。この治療の順番を逆にして、BNCTを先行すれば、BNCTは手術やCRTに対する耐容性をあまり下げないので、腫瘍が残存した場合安全に救済手術やCRTを追加するような治療法が可能になるかもしれない。このようにBNCTは癌治療にパラダイムシフトを起こしうる治療法になると思われる。薬事承認がこの春にも得られる予定であり、夏前にはBNCTの実臨床が開始されると思われる。加速器BNCTが多くの難治癌に苦しむ患者さんに福音をもたらすであろうことを確信している。

*Yoshihiro Takai[1] and Katsumi Hirose[1]

[1]Southern Tohoku BNCT Research Center

2020年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況
Status of accelerator use in Fukushima Prefecture

（2）加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

(2) Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*鷲山 幸信[1]

[1]福島県立医科大学 先端臨床研究センター

1. はじめに

現在のがん治療は「手術療法」「化学療法」「放射線療法」が主である。放射線療法は患者に対して直接的な介入がないことから、患者に優しい手術として確立した地位を占めており、がんの種類やステージ（病期）によっては手術療法と同等の効果が認められる。放射線療法は患者の外側から X 線やγ線（近年は陽子線や重粒子線も利用可能）を患部に照射し、放射線の持つエネルギーを利用してがんを治療する方法である。得意とするのは主に腫瘍の形がはっきりしているものや、原発巣などである。しかし放射線療法も万能ではなく、全身に転移が発生している場合や、骨髄などの放射線に対して感受性の高い組織に隣接しているようながんは得意でなく、治療するにも照射方法に高度な技術を要する場合が多い。これに対して、薬物の持つ標的集積製と放射線の物理的破壊力を組み合わせた方法がホウ素中性子捕捉療法（BNCT）やアイソトープ治療と呼ばれるものである。BNCT の詳細については専門の先生に委ね、ここではアイソトープ治療を紹介する。アイソトープ治療は内用療法とも呼ばれ、アイソトープ（RI）をがんに集まりやすい薬剤（モノクローナル抗体やペプチド等）に標識して体内に投与し標的を治療する方法である。薬剤が持つ標的特異的集積性を利用するため、血流に乗った薬剤は全身の標的（がん）に集積し、そこで RI の壊変に伴い放出される放射線を利用することにより治療を行う。RI は腫瘍の生物的物理的特徴を考慮して、半減期や放出放射線の最適なものを選択することが可能であり、他方、がんへの集積は分子標的薬剤部分が担う。

放射線はその性質からγ線や X 線は診断に用いる一方、比較的高いエネルギーを持つβ^-線やα線は治療に用いられる。従来その入手性からβ^-線を放出する核種が、核医学分野において転移性骨腫瘍の疼痛緩和や非ホジキンリンパ種などのがんの治療に用いられてきたが、近年、α線放出核種をがん治療に用いた薬

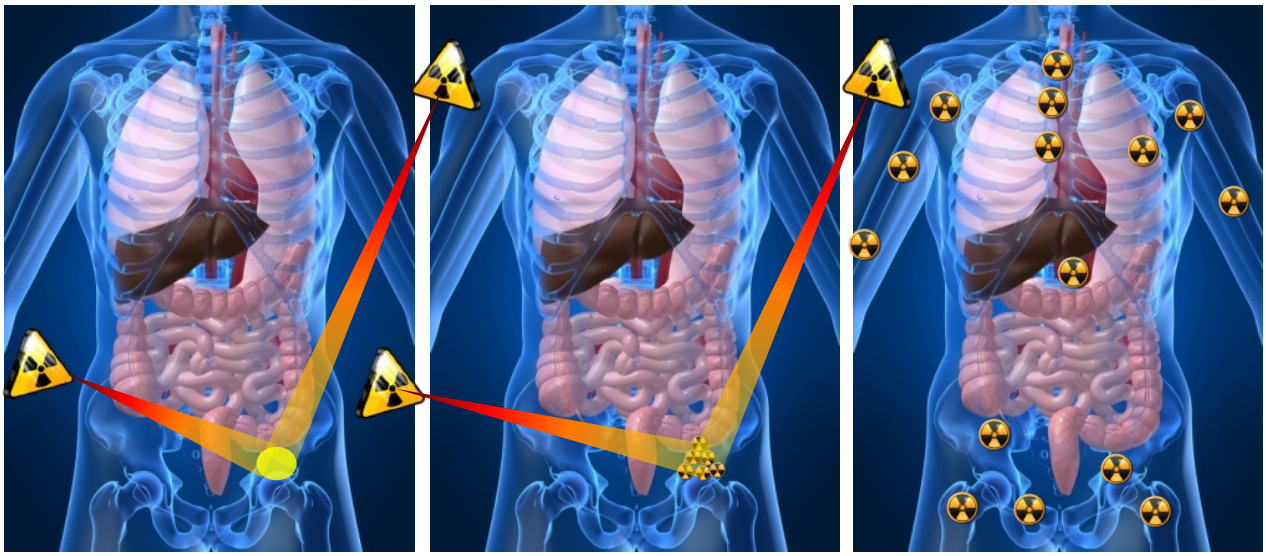


Figure 1　Radiation Therapy, BNCT, and Targeted Radionuclide Therapy

剤の開発が急速に進められている。既に本邦においても去勢抵抗性前立腺がん骨転移に対して塩化ラジウム-223 (ゾーフィゴ®)が利用され、従来の放射性医薬品では不可能であった骨転移患者への延命効果が示されている。海外に目を向ければ、別のα線放出核種であるアクチニウム-225 の標識化合物(225Ac-PSMA-617)により、前立腺がんの全身転移患者の完全寛解が報告され、前立腺がん患者や医師のみならず多くの人々に、α線放出核種への興味を抱かせた。とはいえ、診断用核種の 18F, 99mTc やβ⁻線放出核種の 90Y や 177Lu 等とは異なり、α線放出核種の入手は容易ではない。本講演では、α線やα線放出核種（α放射体）の特徴を紹介し、次いでそれぞれの核種の製造法について紹介する。さらに、国内外における製造と供給に関する研究や開発状況について紹介した上で、福島県立医科大学が現在進めている加速器で製造可能な 211At を用いた放射性医薬品開発について、その取り組みを紹介する。

2. α線およびα放射体の特徴

α線の正体はヘリウムの原子核(He2+)であり、組織中で 30-100μm（細胞数にして 5-10 個）の短い飛程を持つ(β⁻線は 0.05-12 mmである)。線エネルギー付与(LET)は当初 60-80 keV/μmであるがブラッグピークでは 240 keV/μmに達する(β⁻線は距離に依存せず常に約 0.2 keV/μmである)。このようにα線は短い距離の中で直進しながら周囲の原子と相互作用し、高いエネルギーを与えることにより多数の電離や励起を誘導するため、DNA 二重鎖を切断しやすく細胞毒性が高い。しかもＸ線やγ線に較べても酸素効果を受けにくい。また飛程が短いことから標的組織以外の正常組織への被ばくを低減できる。以上の特徴から、微小転移や白血病などの血液の癌、外科処置後の残存腫瘍または骨転移等が治療の対象と考えられている。

α放射体はこれまでに 10 核種が治療用として提案（図 2 と表 1）され、そのうち Bayer 社の 223RaCl2 (Xofigo®)が、40 か国以上で臨床薬として利用されている。また 211At, 225Ac, 213Bi など 6 核種については、転移性がんや白血病・リンパ腫等を対象としたヒト臨床試験が実施されている。

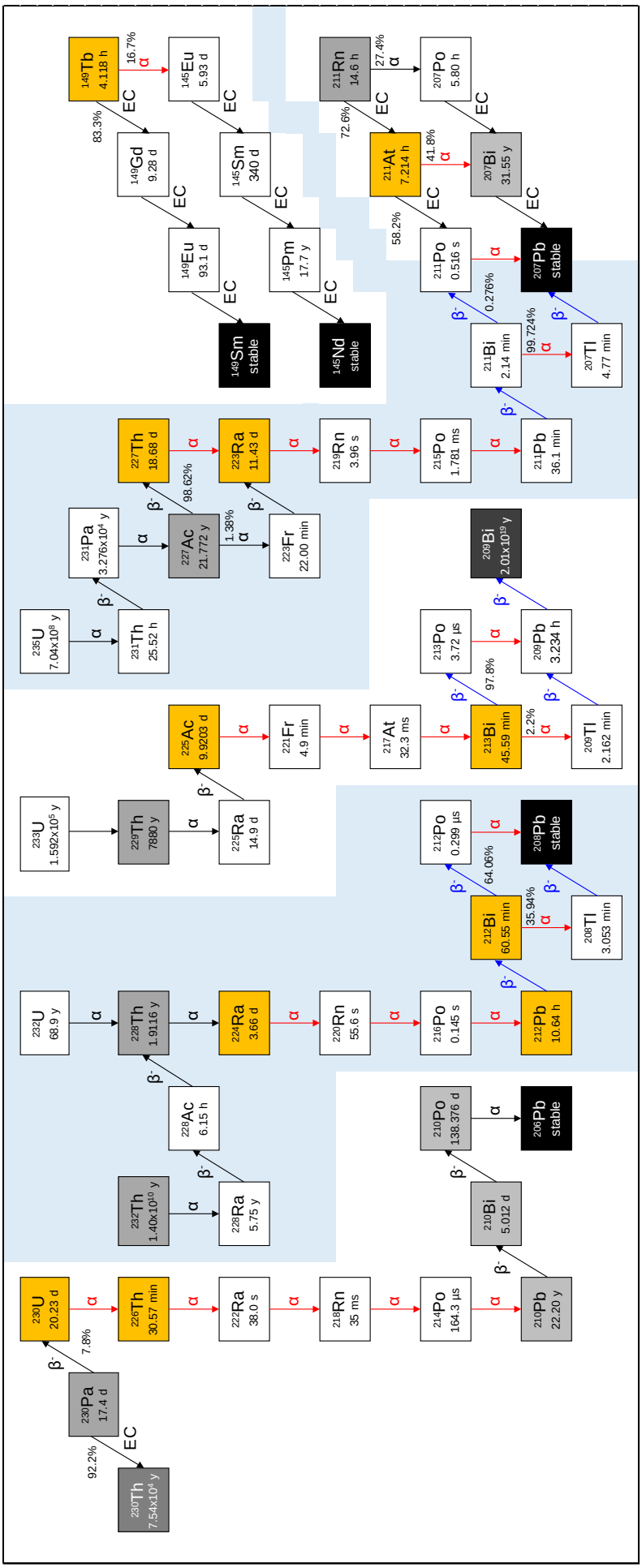
3. 国内での利用とアルファ放射体 211At の特徴について

基礎研究としてα放射体を利用するためには、α放射体を入手しそれを使うことができる環境が必要である。国内でアイソトープ治療用のα放射体を利用できる許可施設（臨床試験を除く）は、現時点では国立の研究機関およびいくつかの大学のみである。これらの施設に共通する点としては、理工学・医学どちらの分野での放射線利用も施設設立時の比較的初期の段階から行われていたことが挙げられる。近年は、α線の医学的有用性が認められたことから、医学専用施設においてもα放射体を取り扱う施設が増えつつある。

では世界的に入手の難しいα放射体の中でどの RI が今後国内で利用するのに最も有望であろうか？α放射体は半減期の長い親核種から分離して入手する方法と加速器を使って製造する方法がある。詳しくは参考文献 1) を参照していただきたい。国内では半減期の長い親核種の保有量が少ないため、加速器での製造が重要な手段となっていく。また、加速器で使うターゲット物質について考えた場合、材料として入手しやすく取り扱いも容易である点が重要である。これらを考慮した場合、211At は日本において最も製造しやすい核種である (表 2)。211At はビスマス金属を標的とし、4He ビームを 28MeV 程度に加速して 209Bi(α,2n)211At 反応で製造する。照射後の標的中の 211At は、乾式分離法を用いて分離精製する。211At の半減期は 7.2 時間であり、製造や化学分離、標識化合物の調製をする際に取り扱いやすい。またこの半減期は、標的腫瘍への取込に時間を要するモノクローナル抗体を用いた場合でも、致死線量を腫瘍に照射するのに充分な時間である。国内では阪大、量研機構(高崎&NIRS)、理研、福島県立医大等が精力的に製造を行っている。

4. 福島県立医科大学が進める核医学治療と 211At 標識放射性医薬品開発

福島県立医科大学は、復興に関わる全ての人との絆を大切にし、医療を通じて震災・原発事故からの福島の復興と光輝く魅力的な新生福島の創造に貢献することを設置理念として、2016 年 12 月 11 日にふくしま国際医療科学センターを開設した。そのセンターを構成する一つとなり、最先端の医療機器を用いた画像診断で各種疾病の早期診断等を実施するための拠点として、先端臨床研究センターが設立された。先端臨床研究センターには、小型と中型のサイクロトロンがそれぞれ 1 基ずつ導入され、サイクロトロンで製造し



Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{230}U	20.23 d	α(100)	5.864
^{226}Th	30.57 min	α(100)	6.309
^{222}Ra	38.0 s	α(100)	6.549
^{218}Rn	35 ms	α(100)	7.128
^{214}Po	164.3 µs	α(100)	7.691
Total α Energy		^{230}U - ^{206}Pb	33.541
		^{226}Th - ^{206}Pb	27.677

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{232}U	66.9 y	α(100)	5.672
^{228}Th	1.9116 y	α(100)	6.287
^{224}Ra	3.66 d	α(100)	6.778
^{220}Rn	55.6 s	α(100)	-
^{216}Po	0.145 s	β⁻(100)	6.052
^{212}Pb	10.64 h	α(35.94)/β⁻(64.06)	8.785
^{212}Bi	60.55 min	α(100)	26.541
^{212}Po	0.299 µs	^{224}Ra - ^{208}Pb	7.803
		^{212}Bi - ^{208}Pb	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{235}U	7.04x10⁸ y	α(100)	5.787
^{231}Th	25.52 h	β⁻(100)	6.304
^{231}Pa	3.276x10⁴ y	α(100)	7.067
^{227}Ac	21.772 y	α(99.98)/β⁻(0.01)	5.846
^{227}Th	18.68 d	α(2.2)/β⁻(97.8)	8.376
^{223}Ra	11.43 d	α(100)	27.477
^{219}Rn	3.96 s	Total α Energy	8.320
^{215}Po	1.781 ms	^{225}Ac - ^{209}Bi	
^{211}Pb	36.1 min	^{213}Bi - ^{209}Bi	
^{209}Bi	2.01x10¹⁹ y		

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{225}Ac	9.9203 d	α(100)	5.787
^{221}Fr	4.9 min	α(100)	6.304
^{217}At	32.3 ms	α(99.98)/β⁻(0.01)	7.067
^{213}Bi	45.59 min	α(2.2)/β⁻(97.8)	5.846
^{213}Po	3.72 µs	α(100)	8.376
		Total α Energy	27.477
		^{225}Ac - ^{209}Bi	8.320
		^{213}Bi - ^{209}Bi	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{227}Th	18.68 d	α(100)	5.883
^{223}Ra	11.43 d	α(100)	5.668
^{219}Rn	3.96 s	α(100)	6.758
^{215}Po	1.781 µs	α(100)	7.386
^{211}Bi	2.14 min	α(99.724)/β⁻(0.276)	6.567
^{211}Po	0.516 s	α(100)	7.442
		Total α Ene	32.264
		^{227}Th - ^{207}Pb	26.381
		^{223}Ra - ^{207}Pb	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{211}At	7.21 h	α(41.8)/EC/β⁺(58.2)	5.869
^{211}Po	0.516 s	α(100)	7.442
		Total α Energy	6.784

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{149}Tb	4.12 h	α(16.7)/EC/β⁺(83.3)	3.967

Figure 2 and Table 1 Promising alpha emitters for therapuetic use, and their characteristics

Table2. Target and projectile for production of alpha emitters for radionuclide therapy

Target	Projectile	Product
^{209}Bi 2.01×10^{19} y (= Stable)	^{4}He	^{211}At
	^{6}Li	^{211}Rn
	^{7}Li	^{211}Rn
^{226}Ra 1600 y	e	^{225}Ra→^{225}Ac
	n (thermal)	^{227}Ac, ^{228}Th, ^{229}Th
	n (fast)	^{225}Ra→^{225}Ac
	p (low)	^{225}Ac
	d	^{225}Ac
^{230}Th 7.54×10^{4} y	e	^{229}Th
	n (fast)	^{229}Th
	p (low)	^{229}Pa→^{229}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	^{3}He	^{230}U
^{231}Pa 3.276×10^{4} y	n (fast)	^{230}Pa→^{230}U
	p (low)	^{230}U
	d	^{230}U
^{232}Th 1.40×10^{10} y	e (high)	^{211}At, ^{211}Rn, ^{223}Ra, ^{225}Ac, ^{227}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	p (low)	^{230}Pa→^{230}U, ^{229}Pa→^{229}Th
	p (high)	^{211}At, ^{211}Rn, ^{223}Ra, ^{225}Ac, ^{227}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	d	^{230}Pa→^{230}U, ^{229}Pa→^{229}Th

たアイソトープを標識した薬剤を合成し、非臨床試験、臨床試験・治験を行い、新しい診断・治療薬を開発が進められている。またGMP基準の薬剤合成や信頼性基準下での薬効薬理試験を行うために臨床試験を同一施設で行い、基礎から臨床応用までをシームレスに進める体制を備え、実用化を目指した研究を推進している。小型サイクロトロンでは陽電子放出核種である^{11}C、^{15}O、^{18}F等が製造可能であり、特に^{18}F-FDGは日常的に製造され診断に供されている。中型サイクロトロンではα放射体の^{211}Atなどが製造可能であり、^{211}Atを標識した治療薬の開発が進められている。

4.1. MABGを用いた褐色細胞腫の治療

褐色細胞腫は副腎髄質に発生する腫瘍であり、従来はヨウ素の同位体の一つである^{131}I（β^-壊変核種）を用いたmeta-[^{131}I]iodo-benzylguanidine(^{131}I-MIBG)がその治療に用いられてきた。しかしこの薬剤では、ほとんどの患者は完全寛解に到らないため、新たな治療法が望まれていた。周期表上で同じハロゲン族に位置するアスタチンを^{131}Iの代わりに標識したmeta-[^{211}At]astato-benzylguanidine(^{211}At-MABG)は、高いLETと短い飛程というα線の特性を利用した治療薬剤としてその効果が期待され、これまでに量研機構が中心となって動物試験を行い、その有効性や安全性を評価してきた[2)]。福島医大ではMABGを臨床薬として開発し臨床試験を行うために、量研機構と共同で研究を進め、自施設で製造した^{211}Atを標識した^{211}At-MABGを合成し、この薬剤の非臨床試験（有効性試験、安全性試験）を進めている。

4.2. プレターゲティング法を用いた進行性がんの放射免疫療法の開発

再発や転移を伴い体内に広がった進行がんに対する副作用の少ない治療薬の開発は、がん研究に携わる研究者の最大の目標である。抗原抗体反応を利用した分子標的薬は骨髄抑制や消化器症状など副作用が少ないが、反面奏功率が低く効果も限定的である。そこで、放射線のエネルギーを利用したRI標識抗体医薬品による放射免疫療法（RIT）の研究および臨床開発が進められてきた。RITは既に臨床薬として一定の成果を上げているが、抗体はその分子量が約150kDaと重たいため腫瘍到達に約24時間を要する。その結果、血中滞留時間が長くなり正常組織の被ばく線量が高くなる。そのため、どれだけ優れた腫瘍集積性を示すとしても治療の本質を担う線量の観点からは、腫瘍対正常組織被ばく線量比(Therapeutic Index, 以下TI)は低く、副作用があることを前提とした治療を行わざるを得ない。これに対してプレターゲティング法は標的を認識する抗体部分と治療に寄与するRI部分を分けて逐次的に投与する方法であり、その両者をin vivoでつなぐ手

段として結合能力の高いストレプトアビジン・ビオチン系やハプテン、DNA 二重鎖、反電子供与型ディールスアルダー反応（クリック反応）が用いられている。福島医大では、東京大学の児玉グループとの共同研究により児玉らが開発した低免疫原性の人工ストレプトアビジン変異体(Cupid)と改変ビオチン(Psyche)の組み合わせたプリターゲティング系[3]にα線の殺傷能力を付加した ^{211}At 標識 Psyche を進行がんの治療に応用する研究を進めている。

5. 標的α線治療のさらなる発展に向けて

過去の歴史をさかのぼると、α放射体のそのほとんどは理工学分野が扱ってきた。そしてがんの治療薬として Xofigo®が認可されたことに伴い、医学系の分野でもその利用に対する動きが基礎と臨床の両側から活発になってきた。しかしこれからのα線内用療法の推進のためには、^{223}Ra 以外のα放射体を用いた臨床試験が第 II 相より先に進むことと、それを阻む最大の要因であるα放射体の世界的製造＆供給の問題を解決する必要がある。国内では利用できる施設や取扱いに関するノウハウ、さらに法的な取扱い等の諸問題が山積している。原子力や理工学分野の研究ではウラン、トリウムや核分裂生成物の処理等を通じてα放射体に対する経験を持っているが、医学応用は想像すらしたことがなかったであろう。一方、β放射体に対してはある程度の知識と経験を持つ医学・薬学の医師･研究者らにとって、α放射体は未知のものであり、がんの要因になることは史実から知ってはいても、よもやがん治療に応用できるとは夢想だにしなかった。しかし、欧米からの臨床試験の報告や国内での ^{223}Ra の利用によって状況は一変した。今後は理工系と医薬系の間を繋ぎ、双方のことが理解できる或いは歩み寄れる環境作りがα放射体の核医学利用では重要になっておくる。他方、α線の被ばく線量評価に不可欠な Microdosimetry は放射線生物学や医学物理、モンテカルロシミュレーションの専門家無しでは進歩しない。幸い日本はいろいろな分野の多くの専門家が存在し、高性能の加速器群と臨床前試験設備が整っている。ほかに何が欠けているか、どのように歩み寄れば良いかをお互いに考えることであろう。β^-線と異なる治療効果が期待されるα線を出すアイソトープを使ったがん治療が、今後基礎と臨床の互いの歩み寄りによって国内においても活発に行われることが望まれる。

References:

1) 鷲山幸信, アイソトープ治療のためのアルファ放射体の製造, 放射化学 2015:32:11-33
2) Ohshima Y et al. Antitumor effects of radionuclide treatment using α-emitting meta-^{211}At-astato-benzylguanidine in a PC12 pheochromocytoma model, Eur J Nucl Med Mol Imaging 2018:45(6):999-1010
3) Sugiyama A. et al., Cupid and Psyche system for the diagnosis and treatment of advanced cancer. Proc. Jpn. Acad., Ser. B 2019: 95:602-611

*Kohshin Washiyama[1]
[1]Advanced Clinical Research Center, Fukushima Medical University

2020年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況
Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（3）ナノ微粒子支援型質量分析

(3) Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization Mass Spectrometry

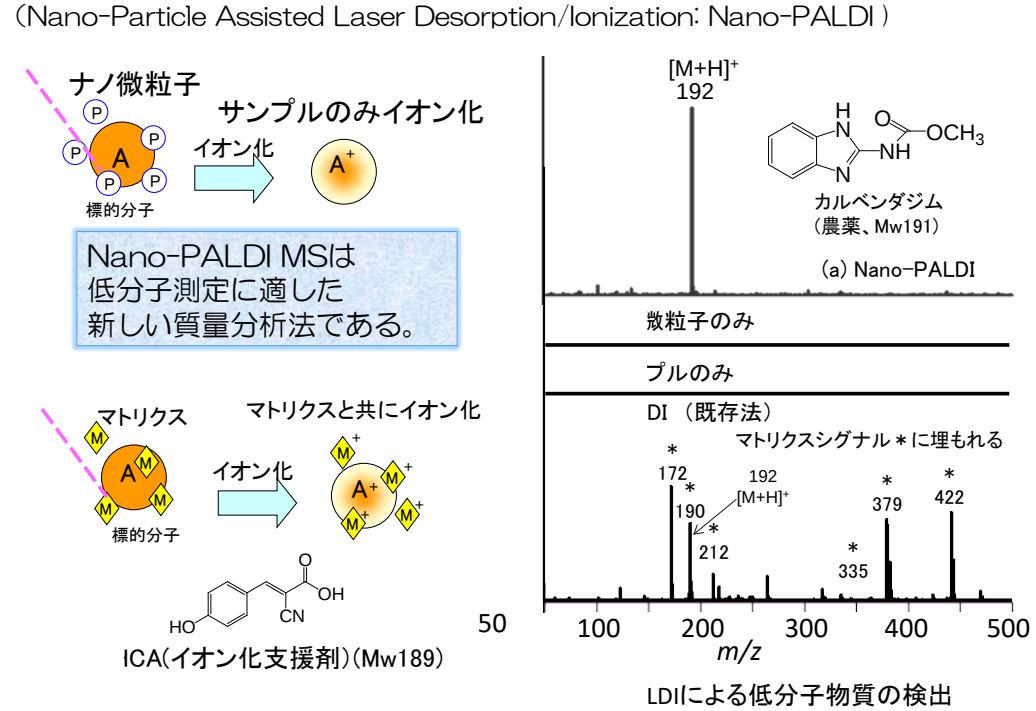
平　修
福島大学農学群食農学類

1。 はじめに

本講演は、セッション趣旨と少しずれてしまうかもしれないが、新しいナノテクを用いた分析技術の紹介であります。また、折角、福島大学で開催される学会で発表の場をいただけたこともあり、2019 年 4 月に東北地区大学最後の農学系組織、「農学群食農学類」についても触れさせていただければ幸いである。

2。 ナノ微粒子支援型質量分析（Nano-PALDI）

ナノテクノロジーという言葉は今や身近なもので、家電や医療分野まで幅広く使用されている。質量分析（MS）分野でも、ナノサイズの粒子（ナノ微粒子：NP）をレーザー脱離/イオン化（LDI）法のイオン化支援剤として用いることができる。コバルト酸化物の NP（d＝30 nm）とグリセリンを混合したものでインスリンをソフトイオン化したのが MALDI の始まりである。筆者は民間研究所に勤務していた頃、ドラッグデリバリーの担体として最適な NP の開発に従事しており、質量分析とはあまり縁のない研究生活を送っていた。民間研究所でドラッグデリバリーの担体開発に NP を用いていたころ、NP に目的の薬剤が吸着しているか MALDI MS で確認を行った。既存の有機マトリクスを加えた NP からは目的の薬剤のシグナルが得られた。一方、コントロールとしてイオン化支援剤を加えず、NP を測定したところ、目的物質のシグナルが検出された。薬剤のみからはシグナルは検出されない測定条件であるので薬剤の自己イオン化は否定できる。NP のみのスポットからは何のシグナルも得られなかった。ナノ微粒子自身はイオン化せず、目的物質のイオン化を支援することが示唆されていた。例として、農薬（カルベンダジム：MW：191）をイオン化した場合の両者の MS スペクトルを図 1 に示す。Nano-PALDI 法ではサンプルのみイオン化しているのがわかる。



MALDI 法では（この場合、有機マトリクスとして CHCA（MW：189）を使用)、有機マトリクス自体がイオン化し、さまざまな付加体としてシグナルが低分子領域に現れ、目的物質が検出できない。ナノ微粒子のみで、低分子をノイズなく測定できるこの手法を、Nano-Particle Laser Desorption/Ionization（Nano-PALDI）法[1-4]と呼ぶこととした。

・Nano-PALDI に用いるナノ微粒子

金属酸化物をコアとしてその表面をシラノール基が被覆しており、さらに、水酸基と、アミノ基が露出した構造となっている（図２)。当初、金属酸化物コアのみのナノ粒子を用いてもイオン化することはできなかった。そこで、表面に親水性を持たせるため、シラノール基を導入したところ、若干標的物質をイオン化することができた。さらなる改善を図るために、官能基を導入し、標的サンプルとナノ微粒子をより近接させることにした。結果、標的物質を効率良くイオン化することに成功した。現在では、この構造を持つナノ微粒子を、2 液を混合するだけで作製することができる。応用として核酸をイオン化する際に、特異的なシグナルパターンを示すことを報告している[2]。また、Nano-PALDI が不得意としていた高分子側のイオン化改善に取り組み、有機マトリクスとナノ微粒子のハイブリッド型で、低～高分子をイオン化する方法も研究している[1]。任意の官能基をナノ微粒子表面に修飾する事も可能で機能性の付与することもできる。

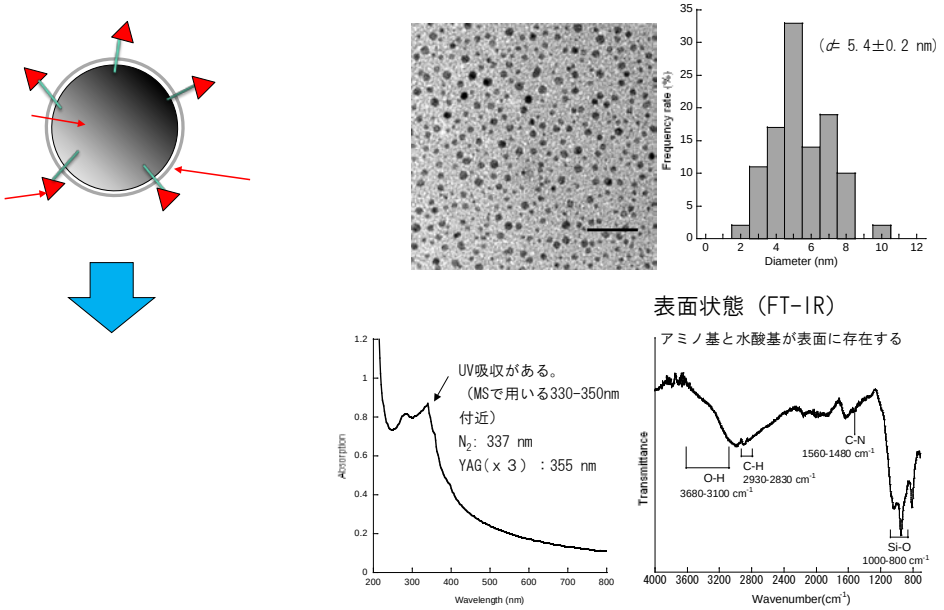


図2 ナノ微粒子の特性解析

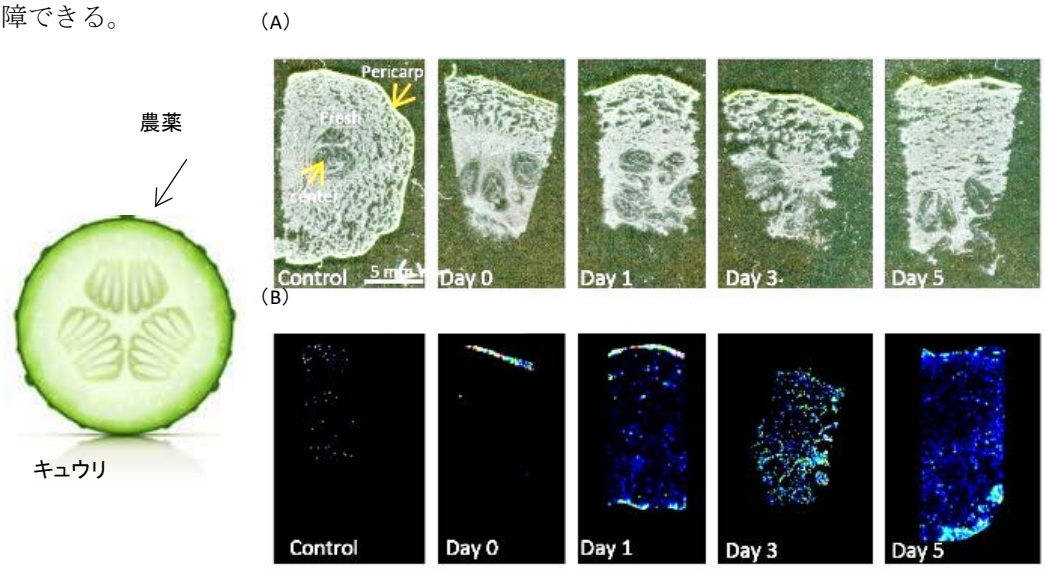
・Nano-PALDI イメージング質量分析（IMS）

近年、MS データを 2 次元的に表すことで、抗体や蛍光物質などを用いずに切片上の標的分子局在解析（視覚化）が可能になっている。Nano-PALDI は低分子検出に優れたイオン化法、イメージングは MS データを 2 次元に表す方法である。この 2 つを組み合わせた Nano-PALDI－IMS について紹介する。

野菜残留農薬の局在解析[5]

通常、残留農薬検査は、ガスクロマトグラフィー（GC)、液体クロマトグラフィー（LC）-MS が挙げられる。ただし、農産物から農薬を抽出するための前処理を行う必要がある。また、農薬の特性によって前処理条件も異なり、複数の処理工程を要するため煩雑である。さて、農薬は低分子量のものが多く、前述の理由から、既存法では IMS が困難である。そこで、Nano-PALDI IMS 法による農薬（防かび剤として用いられるプロシミドン（Mw:283))イメージングが威力を発揮する。自家栽培したキュウリに対して収穫前日にプロシミドン含有の農薬（プロシミドン）を散布し、翌日収穫した。収穫したキュウリを、常温で 0、1、3、5 日間保存した後、IMS 測定を行った。図 3 の通り、収穫当日（day 0）からは果皮に当たる部分からのみプロシミドンが局在しているのがわかる。保存期間が長期になるにつれて、プロシミドンがキュウリに内部に浸透

していくのが示されている。食品衛生学的に、購入後、冷蔵保存前に洗浄することが推奨できる。IMS 法で農産物内の農薬の解析することは特殊な前処理も必要とせず、得られた MS スペクトルから標的物質の質量を選択するだけで、局在情報も得られることから簡便である。農薬に限らず、質量分析で検出できる物質であればその局在が分かることから、機能性成分なども併せてイメージングすることで、食品の安全・品質を同時に保障できる。



3。 食農学類設立

福島に、農学系研究組織、福島大学・農学群・食農学類が 2019 年 4 月に開設された。東北地区の大学では最後に開設された農学系組織である。これまで、福島県は農業県として知られており、我が国に良質な農産物（畜産、水産も併せて）を生産・提供してきた。ただし、震災以降、生産者の減少、風評被害など様々な負の要因が重なり、2020 年現在も価値が戻っていない。福島産というだけで科学的根拠もないままに価値が下がるのは忍びない。また、元々農学を学ぶのに恵まれた土地に研究組織がないのも不思議である。

そういった要因が、事情が、民意が福島に食農学類を設立するきっかけとなった。「研究ファースト」、これが食農学類のモットーである。地方国立大学でこれを遂行するのは困難である。でも、38 名の教員が福島から世界に向けて研究成果を発信、還元するという大義を掲げてもいいのではないか。何人かでも成功すれば。。と複雑な思いを巡らせつつ、新しい組織で奮闘する毎日であります。

食農学類のイメージポスター

食農学類とイメージング MS

福島の農産物の良さを可視化すると、やはりというか機能性に優れていることがわかる。

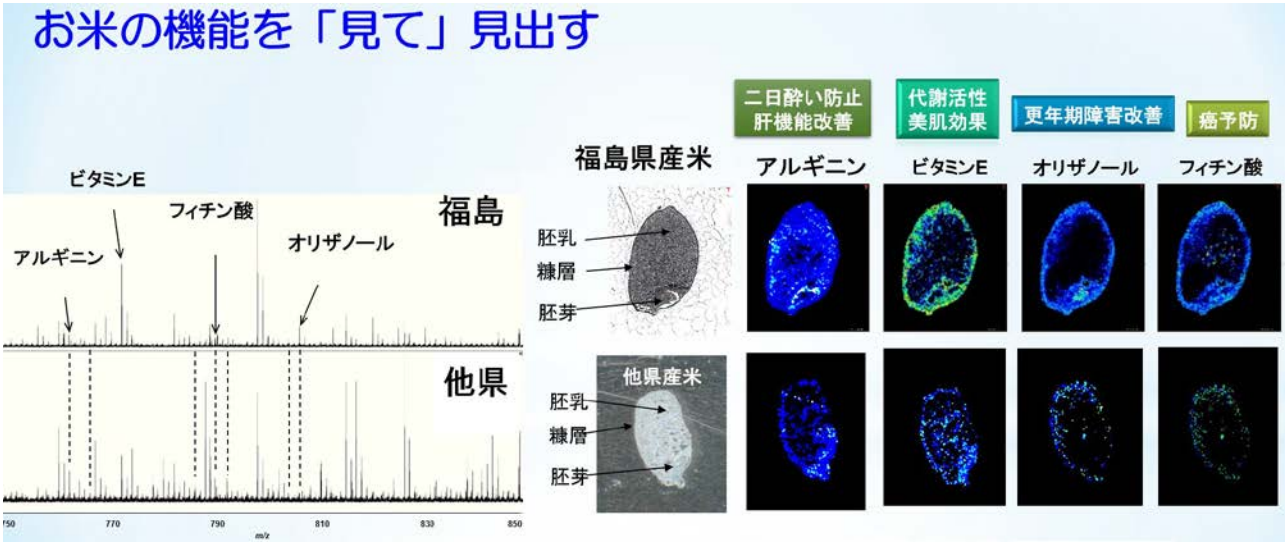


図３　米穀（玄米）のイメージング MS

図 3 左から、福島県産の他県産米を質量分析するとそれぞれ機能性成分の質量が得られる。どちらが良いのかはわからない。しかし、右図で「見る」と福島県産が優れているのがわかると思う。この差がどうして起きるのか、栽培法、天候、肥料の量、播種時期など様々な要因を調べることで科学的にな説明がつくと考える。

4. まとめ

ナノ微粒子を用いたイオン化法、Nano-PALDI について、この講演を通してニーズが広がれば幸いである。また福島の食農学類と皆様とのコラボレーションが生まれるきっかけの一つとなりたい。今後、食農学類を厳しくも温かく興味を持っていただきたい。

1 Komori, H. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization using sinapic acid-modified iron oxide nanoparticles for mass spectrometry analysis. *Analyst* **140**, 8134-8137, doi:10.1039/C5AN02081F (2015).

2 Taira, S. *et al.* Oligonucleotide analysis by nanoparticle-assisted laser desorption/ionization mass spectrometry. *Analyst* **137**, 2006-2010 (2012).

3 Taira, S., Sahashi, Y., Shimma, S., Hiroki, T. & Ichiyanagi, Y. Nanotrap and mass analysis of aromatic molecules by phenyl group-modified nanoparticle. *Anal. Chem.* **83**, 1370-1374, doi:10.1021/ac102741g (2011).

4 Taira, S. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization based mass imaging with cellular resolution. *Anal. Chem.* **80**, 4761-4766, doi:10.1021/ac800081z (2008).

5 Taira, S., Tokai, M., Kaneko, D., Katano, H. & Kawamura-Konishi, Y. Mass Spectrometry Imaging Analysis of Location of Procymidone in Cucumber Samples. *J. Agric. Food. Chem.* **63**, 6109-6112, doi:10.1021/acs.jafc.5b00957 (2015).

Shu TAIRA

Fukushima Univ. Cluster of Agricultural Sciences、 Faculty of Food and Agricultural Sciences