２０１７年版

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所の事故に係る

廃止措置及び環境回復への原子力機構の取り組み

















国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門

はじめに



東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故が発生してから７年が過ぎ、原子力機構では、事故炉の廃止措置（廃炉）や環境回復の着実な実現に積極的に関与し、原子力の専門家集団としての原子力機構が果たすべき役割を遂行すべく、基礎基盤研究から研究成果の事業への反映に至る幅広い研究開発に取り組んでいます。

廃止措置に関連した研究を実施している各センターでは、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（昨年６月に第３回目の改訂）に基づき、燃料デブリの性状把握や放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発を中心に取り組んでいます。楢葉遠隔技術開発センターでは遠隔操作機器等の開発実証、モックアップ試験を続けています。また、廃止措置研究の国内外の英知を結集する拠点として、廃炉国際共同研究センター(CLADS)の国際共同研究棟が昨年３月に富岡町に完成し４月から運用を開始しました。CLADS では廃炉のリスク管理研究、燃料デブリ・炉内状況把握研究、廃棄物の処理処分研究、遠隔技術研究を行っています。さらに、放射性廃棄物の分析・研究を行う施設として大熊分析・研究センターの整備をすすめ、施設管理棟が本年３月に運用を開始いたしました。

廃止措置に関する喫緊の課題には、国や東京電力の要請に応じて組織横断的かつ機動的に対応するため、茨城県内の他拠点の協力を得て、サイト内で採取した試料の放射性核種分析等を行っています。さらに、原子力損害賠償・廃炉等支援機構に対しては、専門的な知見・技術情報をタイムリーに提供する等、廃炉戦略の策定等に貢献しているほか、技術研究組合国際廃炉研究開発機構の組合員として、炉内状況把握の高度化や燃料デブリの性状把握・分析技術の開発の研究開発などに取り組んでいます。

環境回復に関連した研究を実施している福島環境安全センターでは、福島県環境創造センター、国立環境研究所と連携して、福島県内を対象とした無人ヘリなどを用いた放射線監視技術開発、河川や森林での放射性セシウムの拡散、移行などに関する環境動態研究、放射線計測技術開発などの環境回復の研究を実施しています。

本誌は、原子力機構における研究開発等の活動で得られた最新のトピックスをまとめ、皆さまにご紹介するものです。このような報告書のほか、原子力機構では、福島リサーチカンファレンスなどの研究会や成果報告会、住民の方々への説明会などを継続して開催しています。これまでの研究開発を真摯に進め、その成果を広く積極的に紹介するとともに、長い対応期間が必要であるとされている廃止措置事業の性格を考慮した次世代の人材育成にも取り組んでいく計画です。廃炉、環境回復を進めるためには、皆さま方の理解と協力は不可欠です。この場をお借りしてこれまでの皆さま方のご協力に感謝を申し上げます。今後とも、ご支援ご協力をよろしくお願いいたします。

2018 年 3 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門長　野田 耕一

目　　次

はじめに ・・ 1

福島研究開発部門における研究開発体制と取組の概要 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6

第１章　廃止措置に向けた取組について

Ⅰ．炉心状況の把握に向けて

１　炉心状況の把握と廃炉に向けた基盤研究 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ １４
　　－事故進展解析の高度化と重要課題の抽出－

１－１　事故時の燃料集合体の溶融移行挙動を評価する ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ １６
　　－模擬燃料集合体のプラズマ加熱－

１－２　事故炉心の現状を実験･計算により評価する ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ １８
　　－事故炉心の FP 分布・線量分布に関する進捗－

１－３　炉内で起きたことを実験・計算により評価する ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ２０
　　－BWR 制御棒の破損溶融現象の解明－

１－４　廃炉におけるリスクを理解する（１） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ２２
　　－廃炉を着実に進めるために機器・構造物の腐食劣化現象を予測する－

１－５　廃炉におけるリスクを理解する（２） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ２４
　　－放射性飛散微粒子の挙動解明に向けた研究開発戦略の検討－

Ⅱ．燃料デブリの取出しに向けて

２　燃料デブリの取り出しとその後の取り組み ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ２６
　　－燃料デブリの取り出しに向けた研究開発の方針と成果反映先－

２－１　燃料デブリとはどのようなものかを理解する（１） ・・・・・・・・・・・・・・・・ ２８
　　－福島第一事故条件を考慮した大型 MCCI 試験－

２－２　燃料デブリとはどのようなものかを理解する（２） ・・・・・・・・・・・・・・・・ ３０
　　－燃料デブリの経年変化プロセスの解明に向けた研究開発戦略の検討－

２－３　燃料デブリ取り出しのための取り組み ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ３２
　　－格納容器内の線量率分布予測技術の開発－

２－４　燃料デブリ取り出し後の取り組み ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ３４
　　－廃棄物保管時に発生する水素の安全な管理のための技術開発－

Ⅲ．放射性廃棄物の処理・処分に向けて

３　放射性廃棄物の安定保管・処分への取り組み ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ ３６
　　－性状把握・長期保管・処理・処分検討の進め方－

３−１　廃棄物の性状を理解する　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　３８
ー事故で発生した瓦礫の放射化学分析ー
３−２　水処理二次廃棄物の安定保管に向けて（１）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４０
ー計算科学手法による吸着塔γスキャニングの模擬ー
３−３　水処理二次廃棄物の安定保管に向けて（２）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４２
ー高線量吸着塔内での水の挙動を推定する研究ー
３−４　水処理二次廃棄物の安定保管に向けて（３）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４４
ー多核種除去設備から発生する二次廃棄物を対象とした固化基礎試験ー
３−５　事故廃棄物の処分に向けて　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４６
ー廃棄物の特徴を考慮した処分の安全評価のための核種移行パラメータの整備ー
Ⅳ．遠隔作業、遠隔計測に関する技術開発の取り組み
４　遠隔作業、遠隔計測の技術への取り組み　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４８
ー福島第一原子力発電所の廃炉に向けた計測技術の開発ー
４−１　汚染状況を理解する（１）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　５０
ーセンサ情報に基づいた廃炉作業環境認識技術に関する研究開発ー
４−２　汚染状況を理解する（２）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　５２
ー福島第一原子力発電所建屋内で放射性物質の３次元可視化技術の開発ー
４−３　汚染状況を理解する（３）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　５４
ー炉内デブリや不明物等の元素組成をその場で実測ー
４−４　原子炉の安全な解体に向けて　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　５６
ー「レーザー」と「ウォータージェット」の組合せによる燃料デブリはつり
除去技術の開発ー
４−５　廃止措置のための遠隔作業支援技術開発の取り組み　・・・・・・・・・・・・・・・　５８
ー遠隔機器性能評価・操作習熟のための支援技術ー

第２章　環境回復に向けた取組について

Ⅴ．環境モニタリング・マッピングの技術開発
５　環境モニタリング・マッピングの技術開発の全体概要　・・・・・・・・・・・・・・・　６０
５−１　環境モニタリング・マッピング（１）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　６２
ー有人及び無人ヘリコプターを用いた定期的なモニタリングー
５−２　環境モニタリング・マッピング（２）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　６４
ー定点におけるサーベイメータを用いた定期的なモニタリングー
５−３　環境モニタリング・マッピング（３）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　６６
ー放射性核種の土壌沈着量分布の定期的なモニタリングー

５−４　環境モニタリング・マッピング（４）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　６８
　　−放射性物質モニタリングデータの情報公開−
５−５　環境モニタリング・マッピング（５）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　７０
　　−逆問題解析を適用した空からの測定手法の高度化−
５−６　環境モニタリング・マッピング　（６）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　７２
　　−γ線スペクトル情報からのセシウムの土壌深度分布推定技術の確立−
５−７　環境モニタリング・マッピング　（７）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　７４
　　−大気拡散シミュレーション結果との比較からの沈着過程の推定−
Ⅵ. 分析技術の高度化と信頼性向上
６−１　分析技術の高度化と測定データの信頼性向上（１）・・・・・・・・・・・・・・・・・　７６
　　−環境試料中の放射能分析技術の高度化−
６−２　分析技術の高度化と測定データの信頼性向上（２）・・・・・・・・・・・・・・・・・　７８
　　−放射能測定試験所として ISO/IEC　17025：2005 認定の維持−
Ⅶ. 環境動態研究
７　環境動態研究の全体概要　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　８０
７−１　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（１）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　８２
　　−森林調査−
７−２　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（２）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　８４
　　−貯水池調査−
７−３　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（３）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　８６
　　−河川調査−
７−４　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（４）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　８８
　　−河口・沿岸域調査−
７−５　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（５）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　９０
　　−市街地調査−
７−６　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（６）　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　９２
　　−放射性セシウムの将来分布等を推測する解析モデルの開発−
７−７　海洋における物質動態のモデル開発（１）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　９４
　　−沿岸及び沖合の海底堆積物に含まれる放射能の調査−
７−８　海洋における物質動態のモデル開発（２）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　９６
　　−マルチモデルによる沿岸域から外洋スケールの放射性物質拡散シミュレーション−
７−９　海洋における物質動態のモデル開発（３）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　９８
　　−沿岸域も含めた 1F 港湾内における放射性物質拡散シミュレーションコードの開発−

Ⅷ. 除染・廃棄物減容技術の高度化

８－１　粘土鉱物のセシウム吸着機構解明・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１００
　　－土壌廃棄物の減容化に向けた取組み－
８－２　計算科学で探る粘土鉱物の原子レベル構造・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１０２
　　－土壌中の粘土鉱物による強い放射性セシウム吸着能の解明に向けて－

Ⅸ. 住民の帰還促進に向けた活動

９－１　被ばく評価（１）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１０４
　　－個人線量評価に関する研究への取り組みについて－
９－２　被ばく評価（２）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１０６
　　－全身カウンタ（WBC）による測定と結果の評価－
９－３　除染推進活動（１）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１０８
　　－福島での除染活動推進に係る取り組み－
９－４　除染推進活動（２）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１１０
　　－帰還困難区域における除染シミュレーションと将来の線量予測－
９－５　データ及び研究成果の統合化・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１１２
　　－福島の環境回復に係る包括的評価システムの整備に向けた取り組み－

第３章　情報の収集・発信と理解促進について

Ⅹ. 情報の収集・発信と理解促進について

１０-１　研究成果の発信・普及 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１１４
　　－福島原子力事故関連情報と研究開発成果の発信強化に向けて－
１０-２　コミュニケーション活動と人材育成活動 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１１６
　　－具体的な取組の状況－

巻末図版１　除染モデル実証事業後の空間線量率の推移　・・・・・・・・・・・・・・・　１２０
巻末図版２　帰還困難区域除染モデル実証事業後の空間線量率の推移　・・・・・・・・・　１２０

福島研究開発部門における研究開発体制と取組の概要

企画調整室　吉川　英樹、有井　祥夫
廃炉国際共同研究センター　研究推進室　宮本　泰明、田川　明広
楢葉遠隔技術開発センター　利用促進課　土田　佳裕
大熊分析・研究センター　安全設計課　小坂　一郎
福島環境安全センター　プロジェクト管理課　菖蒲　信博

日本原子力研究開発機構福島研究開発部門は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の原子力事故以降、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究機関として、他の拠点、部門と協力をしつつ、廃止措置および環境回復に向けた研究開発に総力を挙げて取り組んでいます。また、廃止措置の推進のために必要な研究開発設備の整備を進めています。現在、福島県内に研究開発センター五ヶ所、事務所二ヶ所にて、廃炉と環境回復に向けての研究開発を展開しています。図１に各センター、事務所の所在地を示します。

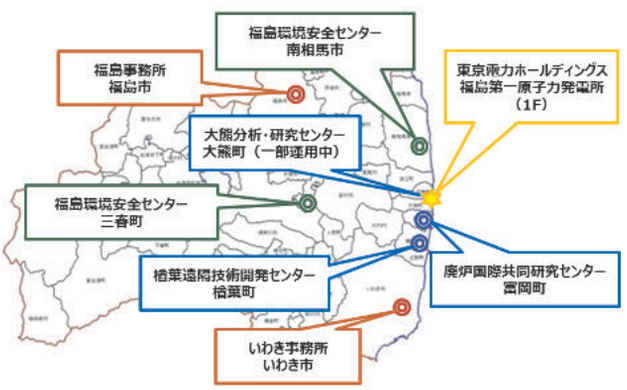


図１　福島研究開発部門の諸施設設置場所
◎に各施設の所在地を示した。なお、南相馬市と三春町にある福島環境安全センターは、福島県が整備した施設の福島県環境創造センター内に入居し活動しています。

廃炉国際共同研究センター（CLADS：Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science）を中心に、1F の廃止措置の加速化に向けて、政府の定めた中長期ロードマップを踏まえた研究開発を進めています（第１節～4 節）。一方、福島県環境創造センターが策定した中長期取組方針に従って、福島県、国立環境研究所と原子力機構で環境回復に向けた取組みを行っています（第 5 節～9 節）。また、福島原子力事故に関係した研究成果の集約と発信による研究支援と人材育成の実施、風評被害対策としてのコミュニケーション活動の実施（第 10 節）など研究開発だけでなく関連する分野を含めた幅広い対応を行っています。

1. 廃止措置に向けた取り組み

当機構の第 3 期中長期計画では、1F の廃止措置及び廃棄物の処理処分に向け、中長期ロードマップのほか、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が策定した戦略プラン等の方針と整合性をとりながら、現場ニーズを踏まえて、燃料デブリの取り出し、放射性廃棄物の処理処分、事故進展シナリオの解明及び遠隔操作技術等に係る基礎基盤的な研究開発を着実に進めることを示しています。以下に、各施設を中心に紹介いたします。

(1) 廃炉国際共同研究センター

当機構が福島県双葉郡富岡町で建設を進めていた CLADS 国際共同研究棟が 2017 年 4 月に完成しました。ここは世界の英知を結集して、1F の廃炉に向けた研究開発と未来の廃炉研究を担う人材育成を行うための施設です。CLADS は、1F から直線距離で約 8km の距離に位置する基礎基盤の研究拠点です。4 月 23 日に開所式を行い、2017 年 12 月現在、約 30 名（兼務者含む）が常駐して研究開発活動を進めています。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つつ、産学官による研究開発と人材育成を一体的に進める体制を構築して、１F 廃止措置の研究開発を推進しています。施設敷地内には、「国際共同研究棟」と「多目的試験棟」（図 2）があります。「国際共同研究棟」には 6 つの実験室があり、大学や東京電力の外部の研究者が利用しています。また、「多目的試験棟」には、燃料破損挙動や制御棒ブレードの破損機構を解明するための試験装置が整備されています。

廃炉基盤研究プラットフォームの活動

CLADS は、国内外の英知を結集する場の整備、国内外の廃炉研究の強化、中長期的な人材育成機能の強化、情報発信機能の整備を目標に掲げており、廃炉に向けた研究開発の中核としての役割を担っています。その具体的な取り組みとして、1F 廃炉に向けた「廃炉基盤研究プ

ラットフォーム」があります。廃炉基盤研究プラットフォームの位置づけの概略を図３に示します。



図 2　CLADS「国際共同研究棟」（上）、「多目的試験棟」（下）

廃炉基盤研究プラットフォームは、CLADS と文部科学省人材育成公募事業採択者の共同運営による基礎・基盤研究の推進協議体です。本プラットフォームを活用し、基礎・基盤研究分野におけるシーズを、廃炉へ応用していくための道筋をつける研究を実施します。

NDF が設置した「廃炉研究開発連携会議」では、基礎研究から実用化までの研究フェーズを一元的にマネージメントして実際の廃炉作業に結び付けていくこととなっています。廃炉に向けた研究では、基礎・基盤研究、応用研究、実用化のフェーズが想定されますが、基礎・基盤研究のフェーズにスポットを当て、廃炉基盤研究プラットフォームを位置付けています。基礎・基盤研究が応用研究、実用化の下支えとなり、これらの成果が実際の廃炉作業につなげられるよう、NDF 戦略プランや現場ニーズを踏まえた基礎・基盤研究の全体マップを作成し、これに基づいた研究活動を行うことにより、廃炉の実現・加速に貢献していきます。

廃炉基盤研究プラットフォームは広く開かれたものとし、国内外の多くの研究者、研究機関の参加が得られるよう運営されています。NDF、国際廃炉研究開発機構（IRID）、東京電力 HD、その他関連機関はオブザーバーとして廃炉基盤研究プラットフォームに参加しています。

2017 年 8 月 31 日に NDF は、「戦略プラン 2017」を公表しました。また、2017 年 12 月 12 日の「第 6 回 廃炉研究開発連携会議」の中で、「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）」が示されました。これにより、１F 廃炉に向けた当面必要な基礎基盤研究の方向性が示されました。今後は、これらの研究開発課題に対応した取り組みとともに、将来ニーズに対応した課題の探索と取り組み方針の検討に向けてプラットフォーム活動を進めていきます。

また、CLADS だけでは解決できない課題に対して大学、関係機関等との連携を強化する仕組みの導入や二国間協力に加え多国間協力の枠組みを利用した国際協力をさらに活性化させることで、研究者間交流のハブ機能や人材育成の実践の場として活用されるような仕組み作りに取り組んでまいります。

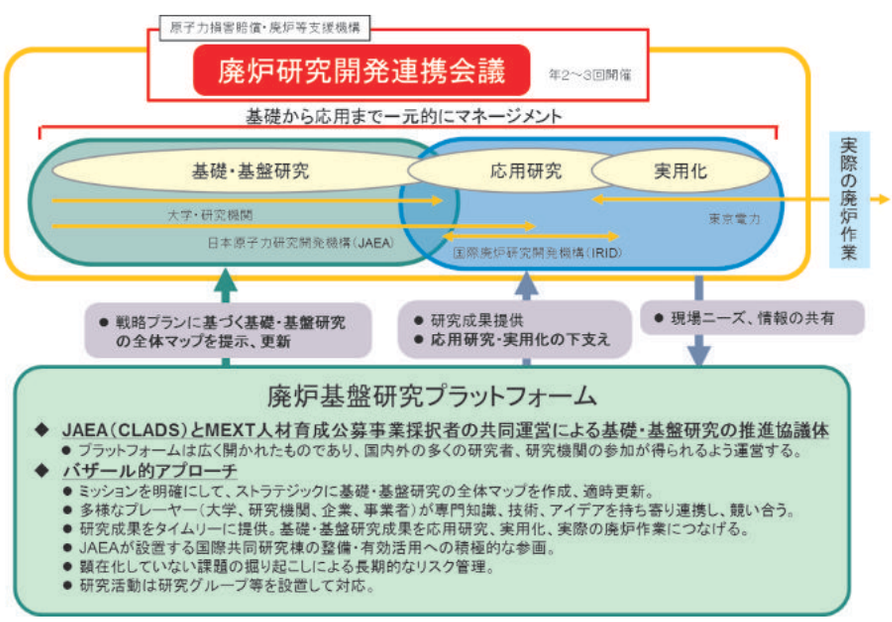


図３　廃炉基盤研究プラットフォームの概略

(2) 楢葉遠隔技術開発センター

楢葉遠隔技術開発センターは、原子力災害対策本部が設置した「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」の決定に基づき、遠隔操作機器・装置（ロボット等）の実証試験のための施設として整備され、2016 年 4 月より本格運用を開始しました。

1F の廃止措置では、燃料デブリの取出しが必要となります。燃料デブリの取出しにあたっては、事前に「原子炉建屋内の除染」、「原子炉格納容器（PCV）内部調査」、「PCV 下部漏えい箇所の止水」などが求められます。これらの作業は高放射線量率下での作業となるため、ロボット等の機器を含む遠隔技術が必要です。遠隔技術開発にあたっては、現場とは別の場所に作業環境を模擬したモックアップ設備等を整備し、遠隔技術の実証試験施設として、楢葉町の楢葉南工業団地内に楢葉遠隔技術開発センターを設置しました。

施設・設備の概要

楢葉遠隔技術開発センターは、研究管理棟（4 階建て、L:35m×W:25m×H:20m）と試験棟（L:60m×W:80m×H:40m）から構成されています（図 4）。

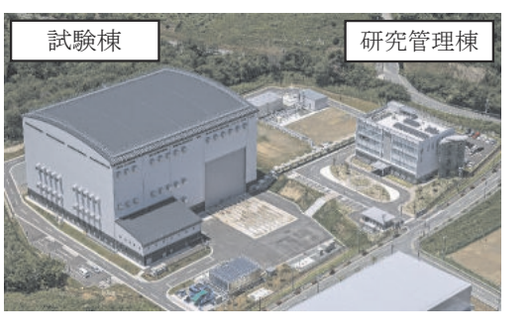


図 4　楢葉遠隔技術開発センター全景

【研究管理棟】

研究管理棟には、没入型のバーチャルリアリティ（VR）システムを備えています（図）。本システムは、訓練者がスクリーンの中に立つことで、あたかもスクリーンに映された模擬空間内に居るような感覚を体験できます。他に、線量分布表示、照明設定、物体間距離計測、模擬空間内への任意物体投入等の機能があります。現在、1F 1～3 号機の原子炉建屋 1 階及び地下階のデータを備えており、前述の機能を用いて、作業者訓練や作業計画の検討・立案等を行うことが可能です。また、データ範囲の拡張に向け、関係機関との協議も進めています。研究管理棟には他にも、外部研究者のための居室、最大 120 名規模の会議を開催できる多目的室等の会議室も備えています。

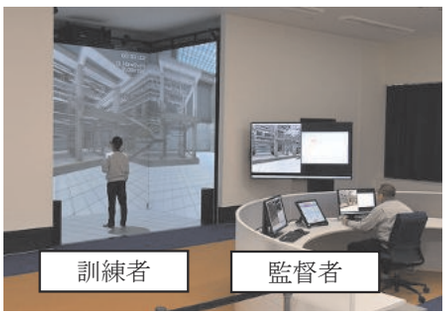
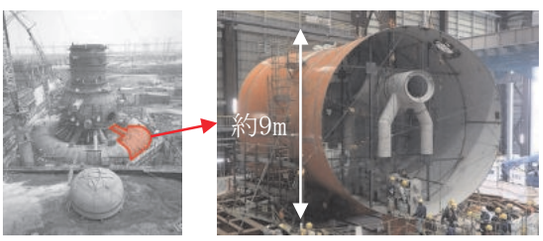


図 5　VR システムの外観

訓練者の前、左右、下にスクリーン（高さ・幅：3.6m、奥行き：2.25m）があり、訓練者は高い没入感を得られます。

【試験棟】

試験棟は、主に実規模試験エリアと要素試験エリアに分かれています。実規模試験エリアでは、現在、IRID による「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験」が行われています（図 6）。



(a) 1F 2号機と同型炉のPCVと製作中の試験体



(b) 実規模試験体の外観

図 6　実規模試験のための試験体（IRID 提供）

試験体は、円環状のサプレッションチャンバー（S/C）を実規模大で 1/8 部分を切り出したものです。

2016 年度から 2017 年度にかけて、IRID によりベント管止水技術、S/C 内充填止水技術、S/C 脚部補強技術それぞれの施工性確認試験及び打設試験が行われ、PCV 下部止水のための技術開発が進められています。

要素試験エリアには、ロボット等の試験のための設備として、ロボット試験用水槽、モーションキャプチャ、モックアップ階段（図 7）を備えています。

これらの他にも、工作機器類を備えた工作室や研究室も有しており、試験や研究活動を行うことができます。



(a) ロボット試験用水槽



(b) モーションキャプチャ



(c) モックアップ階段

図 7　試験棟要素試験エリアの設備

(a) 直径 4.5m、深さ 5.0m の円筒形の水槽です。上水、工業用水、濁水、塩水が利用可能で、水温を最大 60℃まで昇温させることができます。
(b) 計測範囲を変更することが可能で、最大 10m×10m×2m の計測範囲、最高±1.5mm の精度で、ロボットの動作を定量的に計測することができます。
(c) 傾斜、手摺幅、蹴上高さ、踏板（グレーチング、縞鋼板）を変えることが可能で、原子炉建屋内の種々の階段を模擬することができます。

施設利用

これまでに紹介した研究管理棟及び試験棟要素試験エリアの設備等は、原子力機構の「施設供用制度」に基づき、利用していただくことが可能です。利用にあたっては、1F 廃止措置の推進に資する研究開発や人材育成の促進等の観点から、高等教育機関や中小企業を対象とし、利用料金の 1/2 を免除する特別措置も設けています。

施設利用の申込は、楢葉遠隔技術開発センター公開ホームページにて年間を通じて受付けています（図 8）。



図 8　施設利用の流れ

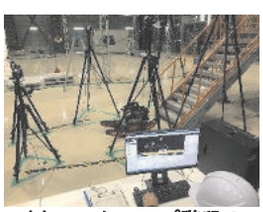
ホームページ（https://naraha.jaea.go.jp/）にて、施設利用の手続きや利用料金などの詳細の確認が可能です。

本格運用開始以降、2017 年末までに計 84 件（利用中 9 件を含む）の施設利用がありました（表 1、図）。利用候補者や施設利用者の方々のご意見を踏まえ、モックアップ階段への可搬型モーションキャプチャの導入（図(a)）、ロボット試験用水槽の暗闇環境の実現等設備の高度化を行ってきました。引き続き、大学や企業等への訪問、各種イベントへの出展等の利用促進活動を行いながら、いただいたご意見や楢葉遠隔技術開発センター自らの技術開発の成果等も踏まえ、さらに利用しやすい施設となるように整備を行っていきます。

表 1　本格運用開始以降 2017 年末までの利用

1F 廃止措置に係る課題のみならず幅広い施設利用が行われています。

利用課題分類	利用件数[件]			
	産	学	官	計
①1F 廃止措置に係る課題	23	2	11	36
②福島イノベーション・コースト構想に関連する課題	5	4	5	14
③①及び②に係る人材育成に関する課題	0	9	2	11
④その他	6	2	15	23
合計	34	17	33	84



(a) モックアップ階段の昇降試験



(b) ロボット試験用水槽での水中翼試験



(c) モーションキャプチャエリア内でのドローン飛行試験



(d) 福島県内企業・大学廃炉・災害対応ロボット関連技術展示実演会

図 9　今年度の主な施設利用の様子

楢葉遠隔技術開発センターは、東日本大震災及び原子力災害によって大きな被害のあった福島県浜通り地域において、新たな産業を創出することを目指す国家プロジェクト「福島イノベーション・コースト構想」の拠点の 1 つとして位置づけられています。当該構想において南相馬市に整備されるフィールドロボットの実証試験施設である「福島ロボットテストフィールド」とは、相互に連携を図りながら、福島の復興にも貢献していきます。

(3) 大熊分析・研究センター

前述の「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」（第 1 回会議、2013 年 3 月）において、1F への対応を含む原子力施設の廃炉に向けた研究開発を着実に実施するため、「遠隔操作機器・装置の開発実証施設」、「放射性物質の分析・研究施設」の整備が決定され、原子力機構がその任を受けました。このため、大熊分析・研究センターでは、大熊町の 1F 隣接地に放射性物質分析・研究施設（図 10）の整備を進め、現在は、施設設計、各種許認可対応、建設工事の実施・安全管理、安全管理規則類の策定等を実施しています。

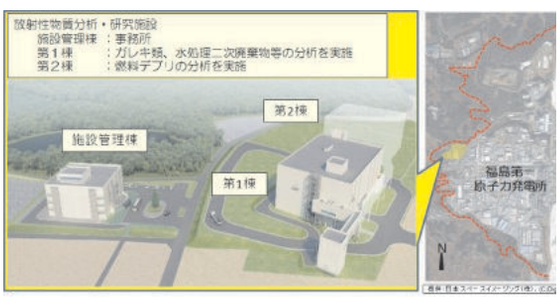


図 10　放射性物質分析・研究施設

放射性物質分析・研究施設は、施設管理棟、第 1 棟、第 2 棟から構成されます。

1F の廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分方策の検討を進めていくためには、放射性廃棄物の核種組成、放射能濃度等の性状把握が必要であり、本施設において各種の分析・試験を実施していきます。

放射性物質分析・研究施設は、施設管理棟、低線量率のガレキ類及び水処理二次廃棄物等を扱う第 1 棟、並びに燃料デブリ等を扱う第 2 棟から構成されます。

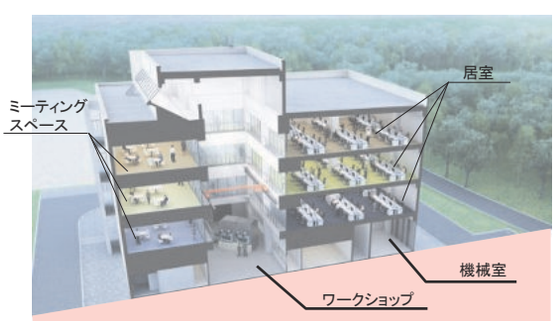


図 11　施設管理棟概要

施設管理棟は、分析技術者や職員等の居室、ミーティングスペース、機械室に加え、マニプレータ操作・分析作業手順の確認や習熟訓練等を行うためのコールド設備を設置したワークショップ等を有しており、延床面積約 4, 786m^2、地上 4 階建の鉄筋コンクリート造の建物で（図 11）、2016 年 9 月に建設工事を開始し、2018 年 2 月に建設工事を終了し、3 月から運用を開始しています（図 12）。



図 12　施設管理棟

第 1 棟は、1F で発生するガレキ類（ガレキ、資機材、土壌）、伐採木、可燃物を焼却した焼却灰、汚染水処理に伴い発生する二次廃棄物（使用済吸着材、沈殿処理生成物）等の性状を把握することにより、処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し等を得るため、分析・試験を行うことを目的としています。

第 1 棟の建物は、延床面積約 9, 672m^2、地上 3 階建の鉄筋コンクリート造で（図 13）、その内部には、分析対象物の表面線量率、性状等に応じて、分析することが可能な形態（試料）に調製するため、鉄セル、グローブボックス、フード等を設置します（図 14）。また、放射能分析、化学分析、物性測定等を行うことができる分析装置を設置します。

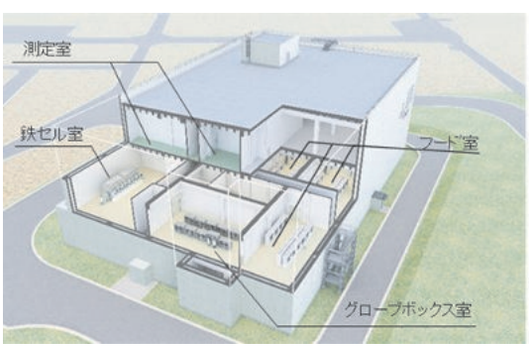


図 13　第 1 棟概要



グローブボックスの一例　　フードの一例

図 14　分析設備

上図に示す設備は既存施設での一例です。

分析対象物の取扱いについては、表面線量率が 1mSv/h 以下のものについては、主にフード、グローブボックスで試料の調製を行うこととしています。また、表面線量率が 1mSv/h を超え 1Sv/h 以下のものについては、主に鉄セルで分析対象物から試料を採取し、表面線量率を低減させた後、主にフードで試料の調製を行います。その後、測定室等において分析装置を用いて、各種の分析・試験を行います。

第 1 棟での分析・試験等によって発生する放射性の固体廃棄物、液体廃棄物については、施設内で一時的に保管ができるようにし、その後は 1F 内の所定の施設に払い出します。

また、放射性物質を扱うため、鉄セル、グローブボックスは、その内部を負圧とし、フードは開口部の風速を確保することとし換気空調設備を設置します。

第 1 棟の設備を表 2 に、分析装置及びその用途を表 3 に示します。

表 2　第 1 棟の設備

主な設備
・フード（分析前処理用）：50基
・フード（運転管理用）　：6基
・鉄セル　：4室
・グローブボックス　：10基
・固体廃棄物払出準備設備
・液体廃棄物一時貯留設備
・換気空調設備

表 3　第 1 棟の分析装置と用途

第 1 棟では放射能分析、化学分析等を行うため、以下に示す分析装置等を設置します。

主な分析装置	用途
・液体シンチレーションカウンタ	低エネルギーベータ核種の分析
・ガンマ線スペクトロメータ	ガンマ核種（低エネルギーのものを含む）の分析
・アルファ線スペクトロメータ	アルファ核種の分析
・ガスフローカウンタ	ベータ核種の分析
・高周波誘導結合プラズマ発光分光分析装置	微量金属元素の分析
・高周波誘導結合プラズマ質量分析装置	アクチニド核種等の分析
・イオンクロマトグラフ	塩素等の分析
・走査型電子顕微鏡・エネルギー分散型X分析装置	試料の表面観察

第 1 棟内において、分析対象物は、1 階の搬出入前室で受入れ、2 階のパネルハウス室、鉄セル室、グローブボックス室、フード室にて試料の調製を実施し、3 階の測定室等で分析・試験を行います。鉄セル等の換気空調設備は、1 階に配置するレイアウトとしています（図 15）。

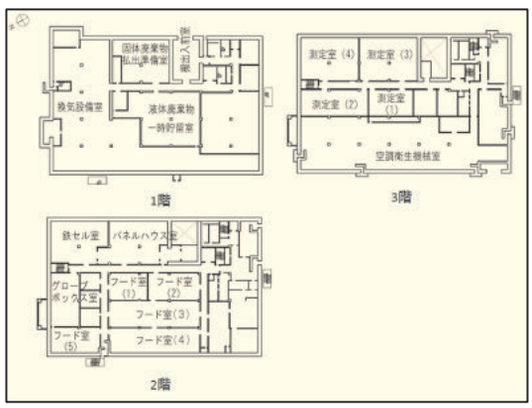


図 15　第 1 棟内配置図

また、分析技術者等が立入る室等の線量を低減するとともに、施設外部への放射線の影響がないように、遮へい、放射性物質の漏えい防止等の措置を講じます。また、建物、設備は、十分な耐震性を有する構造としています。

第 1 棟は、放射性物質を取扱う施設であることから、特定原子力施設に指定された 1F の一部として設置することとしており、特定原子力施設の変更認可申請を 2016 年 9 月に行い、原子力規制委員会の認可を 2017 年 3 月に取得しました。その後、2017 年 4 月から建設工事を開始し（図 16）、2020 年度中の運用開始を目指しています。



図 16　第 1 棟建設状況

2018 年 3 月 16 日撮影

第 2 棟については、燃料デブリ等の分析や試験項目について、最新の知見や有識者からの意見を設備仕様に反映するため、2016 年度に外部有識者で構成する検討会を実施しました。検討会では、分析ニーズ（燃料デブリ保管時の安全評価等の分析データの反映先）、分析・試験項目等について検討を行いました。この結果を受けて、2017 年度は、第 2 棟に整備するセル、グローブボックス等の仕様や整備する分析装置、施設内のレイアウト等の検討を進めており、今後、詳細設計を本格的に実施します。

2. 環境回復に向けた取り組み

原子力機構は事故直後から放射線モニタリング、住民の方々の相談対応など、オフサイトにおける様々な活動を行うとともに、「放射性物質汚染対処特措法に基づく基本方針」（平成 23 年 11 月 11 日閣議決定）や「福島復興再生基本方針」（平成 24 年 7 月閣議決定）に基づき、国や研究機関と連携して技術開発に取り組んできました。さらに「福島復興再生基本方針」（平成 24 年 7 月閣議決定、平成 29 年 6 月 30 日改定：閣議決定）に基づく取組みを的確に推進するため、福島県、原子力機構及び国立環境研究所の三機関が定める「環境創造センター中長期取組方針」や同方針で策定される 3～4 年ごとの段階的な取組方針等に基づき、住民の方々が安全で安心な生活を取り戻すために必要な環境回復に係る研究開発を進めています。

福島県環境安全センターの取り組み

福島環境安全センターは、福島県が環境の回復・創造に向けた総合的な取り組みを行う拠点として三春町に設置した福島県環境創造センターと、同センターの一機関として南相馬市に設置した環境放射線センター内に駐在し、三機関連携のもと様々な活動に取り組んでいます（図 17、18）。

三春町の福島県環境創造センターにおいては、森林から河川水系に至る流域圏での放射性セシウムの環境中での移動状況の調査研究（環境動態研究）や、除染で発生した除去土壌等の減容化・再生利用に向けた技術開発、放射線計測技術開発等に取り組んでいます。一方、南相馬市の環境放射線センターでは環境モニタリング・マッピング技術開発に取り組んでいます。また、こうした研究開発のほか、県民の皆様が帰還後により安心して暮らせるよう、コミュニケーション活動等の支援活動にも取り組んでいます。

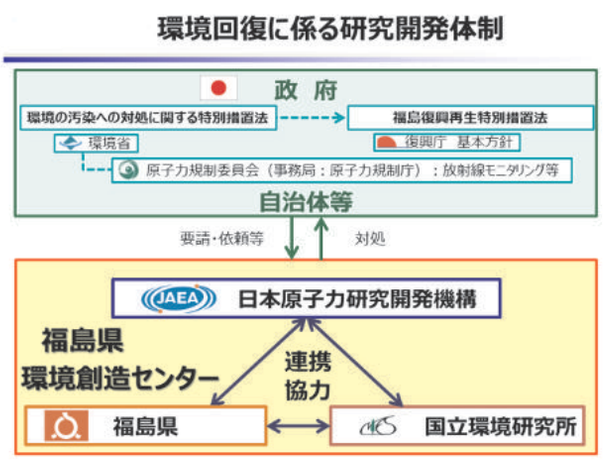


図 17　環境回復に係る研究開発体制



図 18　施設写真

福島県環境創造センター設立の経緯

- 2012 年 10 月　環境創造戦略拠点基本理念策定
- 環境創造センター基本構想策定
- 2014 年 3 月　三春町施設本館及び南相馬市施設着工
- 2014 年 10 月三春町施設研究棟及び交流棟着工
- 2015 年 2 月　環境創造センター中長期取組方針策定
- 2015 年 4 月　環境創造センターにおける連携協力に関する基本協定締結（福島県・日本原子力研究開発機構（JAEA）・国立環境研究所（NIES））
- 2015 年 10 月　環境創造センター本館（県）及び環境放射線センター（県と JAEA）業務開始
- 環境創造センター本館開所式
- 2015 年 11 月　環境放射線センター開所式
- 2016 年 4 月　環境創造センター研究棟入居式　（JAEA 業務開始）
- 2016 年 6 月　NIES 福島支部開所式
- 2016 年 7 月環境創造センター　グランドオープン

研究開発と支援活動の実施

事故から 7 年が経過しましたが、現在も福島県の環境回復に向けて、生活圏のモニタリング、個人線量評価技術の提供を行うとともに、未除染の森林、河川、沿岸海域等の線量評価手法の確立を目指すべく、**環境モニタリング・マッピング技術開発**を行っています。これまで得られた測定結果は、政策決定や様々な研究の基礎データとして活用されていますが、引き続き測定結果の高精度化・測定方法の効率化を図るための技術開発等を進めています。

環境動態に係る研究としては、帰還困難区域を含む空間線量率の将来予測手法の確立を踏まえた包 括的評価システムの構築を進め、科学的裏付けに基づいた情報を提供することにより農業・林業等の再生、避難指示解除及び帰還に関する各自治体の計画立案等に貢献しています（図 19）。

除染・減容技術の高度化としては、土壌廃棄物の減容化

に向け、粘土鉱物へのセシウム吸脱着のメカニズム解明に関する基礎研究を進めています。

放射線計測技術開発としては、検出限界が優れ、迅速に、かつ多数の試料を正確に分析できる方法が現在の福島の復興には必要との観点から、分析方法の迅速化・高度化に係る研究に取り組んでいます。

支援活動としては、また、住民の帰還に向けたリスクコミュニケーションに活用する除染効果の予測評価技術の提供により自治体等を支援するとともに、環境省や自治体などが進める除染活動に対する除染効果の評価・確認等に係る技術支援、「放射線に関するご質問に答える会」をはじめとするコミュニケーション活動、地元の高専・大学等に対する原子力人材育成活動、県民健康管理調査（ホールボディカウンタを活用した内部被ばく検査）への協力を行っています。

環境回復の研究開発に係る戦略

環境回復に係る研究開発は、以下の考え方に基づき実施していきます。

環境回復に関わる科学的な裏づけに基づいた情報を国や自治体の政策判断の材料となるように提供することで、合理的な安全対策の策定、農業・林業等の再生、避難指示解除や帰還に関する各自治体の計画立案等に貢献します。とくに住民一人一人の不安や疑問に答えるため現在の被ばく状況等に係る情報を提供します。

このため、放射線測定等の技術開発成果を活かして、森林から河川、ダムを通じて河口へと至る放射性セシウムの分布と移行挙動を評価する環境動態研究を中心として取組み、セシウムの移行メカニズムの解明を踏まえ、放射性セシウム沈着状況の変化とそれに伴う空間線量率の変化や予測評価、それらを踏まえた個人被ばく線量評価と将来予測を行います。

さらに、環境動態研究は、廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態評価への応用として、また遠隔モニタリング技術等は、廃炉・防災への応用として実施していきます。

これらの取組みにおいては、環境創造センター3機関の緊密な連携協力、さらには大学・関係機関との連携協力によりそれぞれの強みによるシナジー効果を活かして参ります。

得られた成果については、適宜、福島県や民間企業へ技術移転を図っていきます。



図19　自治体における避難指示解除の現状

1　炉心状況の把握と廃炉に向けた基盤研究

―事故進展解析の高度化と重要課題の抽出―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　燃料デブリ・炉内状況把握ディビジョン　倉田正輝

(1) 燃料デブリ取出しに向けた炉内状況把握

福島第一原子力発電所（1F）事故の廃止措置等に向けた中長期ロードマップでは、平成29年度を目途に燃料デブリの取り出し方針を決定し、平成30年度に初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定することが目標として掲げられています。国の廃炉・汚染水対策補助金事業では、そこで必要となる燃料デブリの分布や炉内の破損状態を総合的に評価する「炉内状況把握の高度化（平成 28-29 年度)」プロジェクトを進めており、原子力機構は主要メンバーとして、東京電力、メーカー等と協力しつつ、研究開発を進めています。平成29年3月に、解析・評価の結果をとりまとめ、炉兄状況推定図として公開しました[1-3]。今年度は、調査で取得されたサンプル（１号機格納容器内の堆積物など）の分析データなどの新たな知見を考慮しつつ、炉内状況推定図の更新を進めています。これらの成果は平成29年度末に取りまとめられ、燃料デブリ取出し方法の決定や今後の炉内調査などに活用される予定です。

(2) 事故進展解析研究の今後の展開

“現状で”得られる知見をすべて活用し燃料デブリ取出し方針決定に知見提供するという、期限付きの目標を持った「炉内状況把握の高度化」プロジェクトは平成29年度末に終了します。しかし、1F でどのように事故が進展したのかはまだまだ十分に解明できていません。一方で、同プロジェクトや国内外専門家の情報交換等を通じて、解析精度を向上させるための重要課題は抽出されてきています。また、今後の炉内調査等で新たな知見が得られることも予想されます。今後は、新たな知見を活用しつつ重要課題についてデータ取得や解析を進め、事故進展解析の精度を向上させ、廃炉実作業の効率的で安全な推進に貢献していくことが重要です。本章では、1-1 から 1-3 章において、3 個の重要課題について、これまでの研究成果を報告します（図１）。

1-1 章と 1-3 章では、模擬燃料集合体と模擬制御棒ブレードの破損試験の現状をそれぞれ報告します。1F と同型の沸騰水型軽水炉（BWR）では、制御棒が燃料集合体と分けて設置されているため、その溶融進展が事故の初期過程に大きく影響することがわかってきています。制御棒は、事故条件（冷却材水位、圧力容器内圧など）に影響を受けつつ燃料棒より低い温度で早期に溶融・崩落します。従来は、燃料棒と制御棒の溶融タイミングの差はあまり事故進展に影響しないと考えられていました。しかし、最近の解析[4]では、BWR では溶融タイミングの違いにより炉心下部の冷却材流路の閉塞が異なる可能性があることが指摘され、炉心破損メカニズムに影響することがわかってきています。

原子力機構では、この点に注目した模擬試験と解析を進めています。模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験では、事故時に発生する炉心縦方向の大きな温度勾配を模擬しつつ、模擬制御棒と模擬燃料棒の溶融タイミングの違いと閉塞メカニズムの違いを調べています。模擬制御棒ブレードの破損試験では、事故時の化学的な環境の違いによる制御棒破損メカニズムの違いについて調べています。これらのデータに基づき、シビアアクシデント解析コード（SCDAPSIM、MELCOR）による 1F 各号機の条件での炉心・燃料溶融進展の評価を進めています。

1-2 章では、放射性物質（FP）の分布に関する研究の現状を報告します。従来のシビアアクシデント解析コードは、保守的に事故時の環境への影響評価を行うという目的で開発されているため、FP 放出については単純化したモデルが用いられています。しかし、1F 事故では、セシウムなどの蒸発性 FP がいったん炉内構造材（ステンレス鋼等）に凝縮した後で再蒸発した可能性が指摘され、そのメカニズムの解明は、デブリ取り出しに不可欠となる FP や線量の炉内分布の詳細評価に向けた大きな課題となっています。原子力機構では、これまでに、セシウムとステンレス鋼中の不純物シリコンの凝縮・再蒸発メカニズムの解明などを進めています。

(3) 燃料デブリ取出しに向けた重要課題

廃炉に取り組んでいくためには、現場への適応に関して成果と必要性が明らかな実用的な研究のみならず、中長期的視点に立った戦略的な要素技術の開発や実現可能性が確実でない試験や実証実験にも視野を広げて、広く国内外の叡智を結集していくことが必要です。一方で、基礎・基盤研究は、1F 廃炉を見据えつつも、それぞれの研究者の専門性や関心に基づき多様に行われていくことで、人材育成の活性化につながっていきます。基礎・基盤研究の質と量が廃炉技術の厚みそのものとなり、応用研究や実用化の下支えとなると期待されます。

これらの観点は、1F 現場ニーズと大学等の研究機関のシーズのマッチングの重要性として、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が運営する廃炉研究開発連携会議

でも指摘され、燃料デブリの経年劣化プロセスの解明、特殊環境下での構造材の腐食現象の解明、画期的なアプローチによる放射線計測技術、廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明、放射性物質による汚染機構の原理的解明、廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態の評価の 6 課題が、今後の廃炉工程において、基礎・基盤研究による現象の詳細解明が特に重要な役割を果たすという共通認識が得られています[5]。

1-4 および 1-5 章では、中でも喫緊性が高く、かつ、原子力機構にすでに研究基盤がある、構造材の長期腐食劣化現象に関する研究、および、放射性微粒子の取扱いに関する研究の現状を報告します。廃炉においては、シビアアクシデントを経験した機器や構造物を維持・補習しつつ、安全に燃料デブリ取出しを進めていくことが重要となります。ここでの重要課題の一つが、長期間にわたり放射線と高湿度にさらされる構造材の腐食劣化現象の予測評価となります。1-4 章では、その端緒として放射線下での腐食データベースの整備や今後必要となる腐食評価試験方法の調査の現状を報告します。また、廃炉作業では粉塵発生が避けられません。1F では、放射性微粒子が発生する可能性が高い気中工法が選定される可能性もあります。1-5 章では、放射性微粒子（α ダスト）に関する基礎検討と今後の研究開発の進め方についてまとめて報告します。

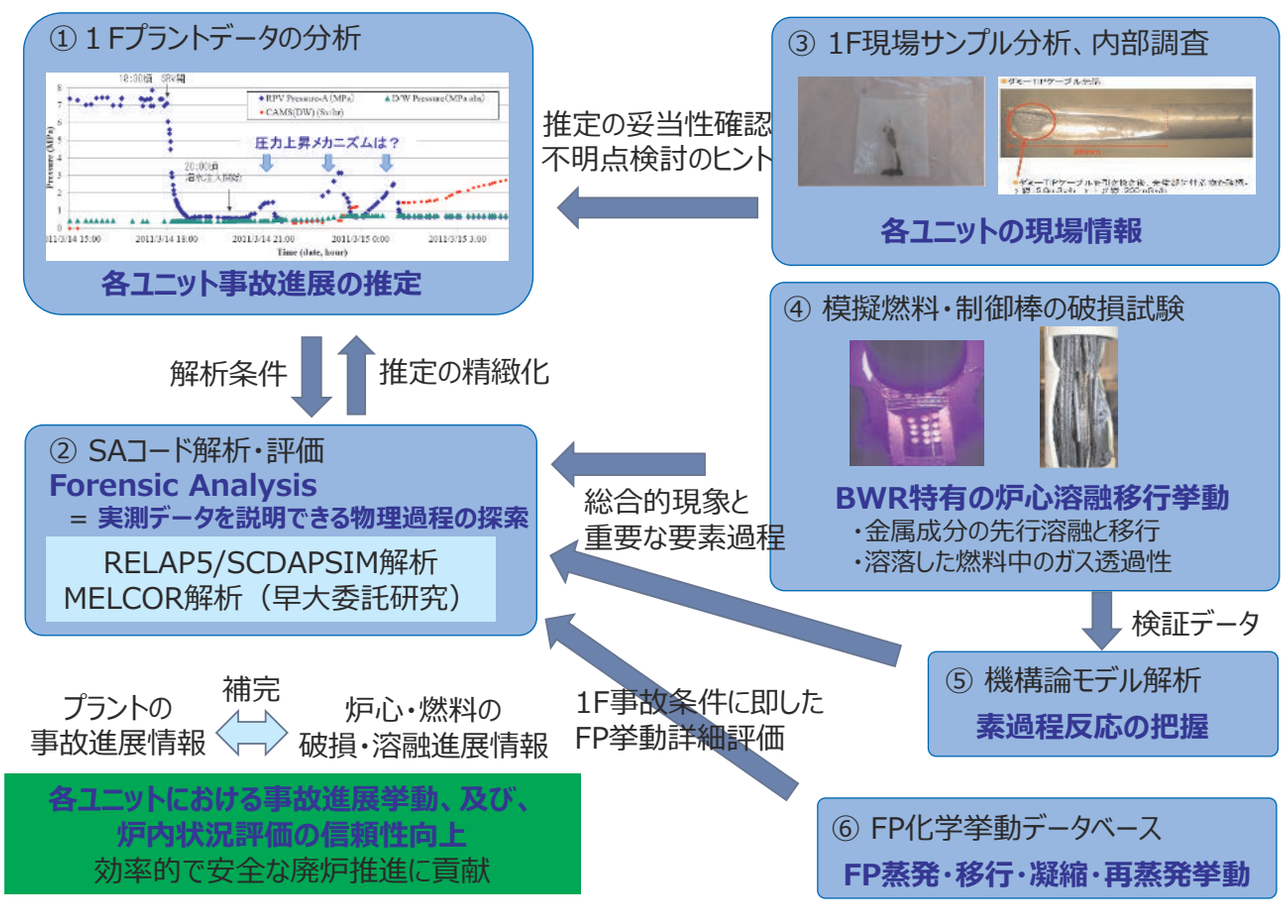


図 1　原子力機構における 1F 事故進展解析の高度化研究の概略

1F 炉内状況に係わるこれまでに取得された知見に基づき、今後取得される新たな知見を考慮しつつ、事故時プラントデータの分析と SA コードによる解析・評価、及び、模擬燃料・制御棒の破損試験や要素過程の詳細解析、並びに、FP 化学挙動データベースの更新を推進する。これにより、各ユニットの事故進展挙動と炉内状況の解析・評価の信頼性を向上し、効率的で安全な廃炉工程に貢献する。

《参考文献》

[1] *溝上、「福島第一原子力発電所の炉内状況推定についての報告」、第 2 回福島第一廃炉国際フォーラム、2017 年 7 月 3-4 日、いわきワシントンホテル（福島県いわき市）*

[2] *廃炉研究開発会議ポータルサイト　http://www.dd.ndf.go.jp/jp/decommissioning-research/index.html*

[3] *廃炉研究開発情報ポータルサイト　http://www.drd-portal.jp/r_and_d/basic.html*

[4] *D.L. Luxat et al., MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study, Nucl. Technol.* ***196*** *(2016) 684-697.*

[5] *http://www.dd.ndf.go.jp/jp/decommissioning-research/dr-committee/Pid=4_index.html*

1-1　事故時の燃料集合体の溶融移行挙動を評価する

―模擬燃料集合体のプラズマ加熱―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　燃料デブリ・炉内状況把握ディビジョン　燃料溶融挙動解析グループ
山下拓哉、永江勇二、中桐俊男、佐藤一憲
高速炉研究開発部門　高速炉技術開発部　ナトリウム応用・計測技術開発課　阿部雄太
高速炉研究開発部門　福島燃料材料試験開発部　集合体試験課　石見明洋

2011 年に発生した東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（1F）の事故進展の理解を通じて炉内のいまの状況の推定に役立てるため、沸騰水型原子炉（BWR）燃料集合体の溶融移行挙動を明らかにする研究開発を進めています。

(1) はじめに

1F のような沸騰水型原子炉（BWR）では、炭化ホウ素とステンレス鋼からなる十字型制御棒ブレードが４体の燃料集合体間に配置されており（図 1）、この制御棒が炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶反応等により約 1,200℃から溶融移行を開始するため、制御棒溶融移行後のスペースに崩壊した燃料が落下し、燃料集合体の支持構造部に到達する可能性があります。このような現象は BWR 特有のもの[1]であり、本研究では実機と同じ材料からなる制御棒と燃料模擬物質からなる燃料集合体を使用したプラズマ加熱試験により、溶融物移行挙動、模擬集合体の崩落挙動および支持構造部の損傷挙動を調査しています。

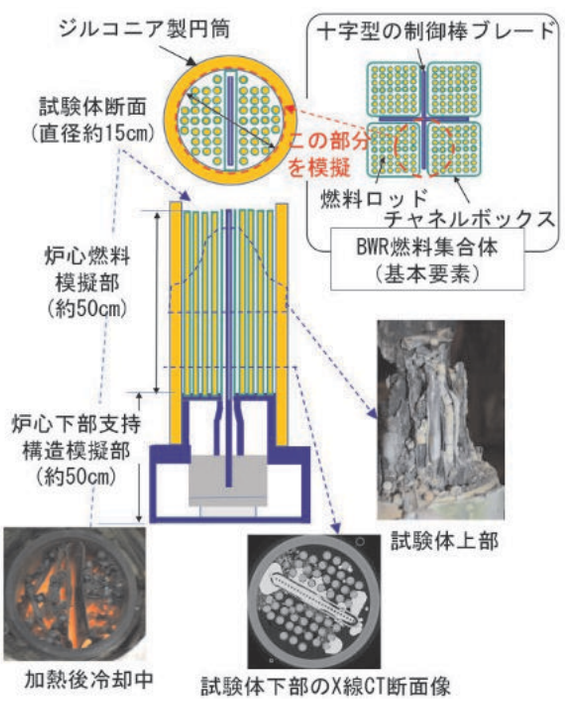


図 1　プラズマ加熱試験の試験体と加熱後の結果例

(2) 内容

BWR 体系における制御棒や燃料集合体の溶融移行および崩落挙動については不確かさが大きく[2]、これらの挙動を調査するため、図２のような非移行型プラズマトーチによる模擬燃料集合体の加熱試験を実施しています。非移行型プラズマトーチは加熱対象を電極とする必要がなく、さまざまな対象物を加熱できる特徴があります。本試験では、燃料模擬物質として高融点のジルコニアペレットを使用し、制御棒は実機と同じ炭化ホウ素−ステンレス製で平板形状のものを使用しています。試験体は燃料集合体下部の約 50cm と下部支持構造部を模擬しており、BWR 事故時の燃料集合体下部で予想される 2,000K/m 程度の非常に大きい温度勾配を模擬するため、上部からプラズマトーチで加熱しています。

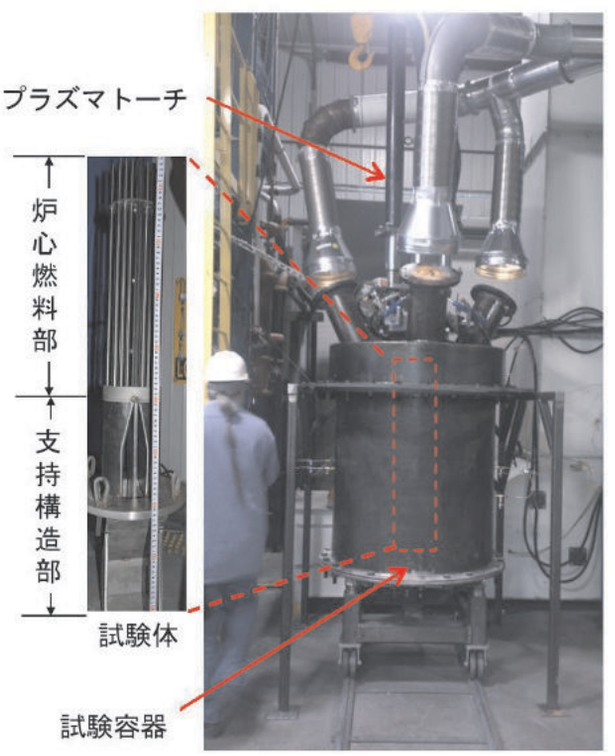


図 2　プラズマ加熱試験装置

プラズマ加熱後の試験体（H27 年度実施）では図１のように、上部では制御棒が溶融落下するものの燃料ロ

ッドは残留し、下部の X 線 CT 断面像からは溶融物が燃料ロッド間やチャネルボックスと制御棒の隙間に移行していることがわかります。加熱後の試験体はホウ素を含むジルコニアセラミックスが主成分であり非常に硬いため、切断手法はウォータージェット等を利用しています[3]。図３は試験体切断時の様子を示しています。

現在、X 線分析、化学分析等により溶融物の元素分布の調査を実施中です。

(3) 成果およびまとめ

模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験は、技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の組合員として廃炉・汚染水対策事業の一部として実施中であり、得られたデータは BWR 炉心物質が溶融移行する過程での炉心の水蒸気透過性や炉心物質移行挙動の評価に利用され、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析等に反映予定です。

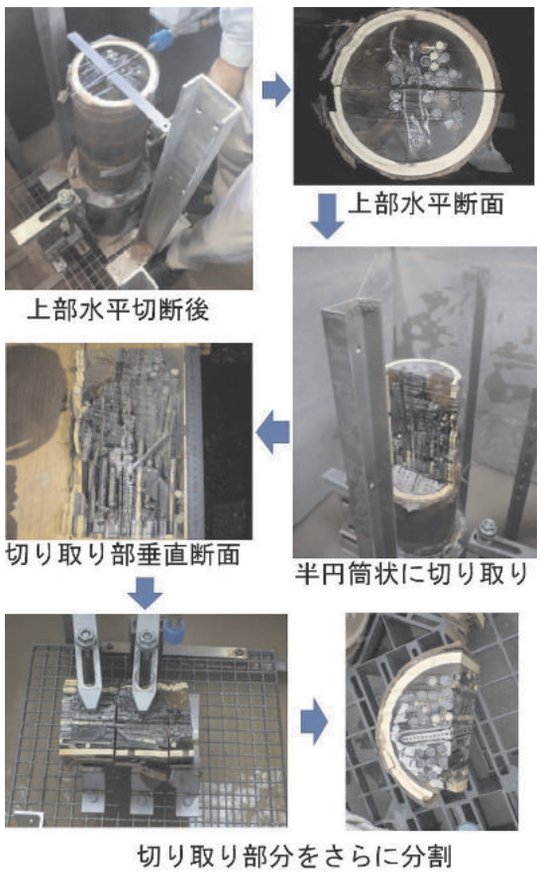


図 3　ウォータージェットを利用した試験体切断の状況
（エポキシ樹脂充填済み試験体を加工）

《参考文献》
・ Y.Abe, et al., “Preparation for a new experimental program addressing core-material-relocation behavior during severe accident with BWR design conditions -Conduction of preparatory tests applying non-transfer-type plasma heating technology”, Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE24—60249)(2016)

《引用文献》
[1] *R.O.Gauntt et al., "Final results of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment", NUREG/CR-6527 (1997).*
[2] *R.Wacowiac, et al., “Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk”, EPRI 3002004449 (2014).*
[3] *阿部他、「AWJ による模擬燃料集合体加熱試験体の切断作業」、JAEA-Technology 2017-023*

1-2　事故炉心の現状を実験・計算により評価する

―事故炉心の FP 分布・線量分布に関する進捗―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　燃料デブリ・炉内状況把握ディビジョン　核種挙動解析グループ
中島 邦久、西岡俊一郎、鈴木 知史、小畠雅明、逢坂 正彦
原子力科学研究部門　原子力基礎工学研究センター　軽水炉基盤技術開発ディビジョン　性能高度化技術開発グループ　鈴木 恵理子

原子炉内構造機器への Cs 付着挙動評価のため、ステンレス鋼と Cs 蒸気との高温化学反応、すなわち、化学吸着挙動をメカニズムの面から理解するための研究を進めています。

(1) はじめに

核分裂生成物（FP）のうち長期的に主たる線源となる放射性のセシウム（Cs）は、揮発性で燃料から放出されやすい性質があるため、原子炉内を移行して環境に放出される過程で構造機器に付着するなどにより、原子炉内に広く分布していると考えられています。そのため、東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（1F）原子炉内の Cs の分布に関する情報は、今後行われる燃料デブリ取出し作業における作業員の被ばく管理等のために不可欠です。この原子炉内の Cs の分布に関して、1979 年に米国で起きたスリーマイル島原子力発電所 2 号炉（TMI-2）の事故では、一次冷却系配管内表面より温度が高い原子炉圧力容器内表面の Cs 放射能が高かったことが報告されています[1]。その原因として、同じく米国で行われた基礎的な実験などの結果から、原子炉圧力容器内表面等の高温領域では、Cs はステンレス鋼中に不純物として存在するケイ素（Si）と化合物を形成する「化学吸着」と呼ばれる現象が生じることにより多くの Cs がステンレス鋼に付着したのではないかと考えられています[2]。しかし、この化学吸着に関する知見は極めて限定されており、化学吸着により生成する Cs がどのような化合物を形成するのかさえ分かっていません。1F の原子炉圧力容器内には上部構造機器（気水分離器や蒸気乾燥器など）が据え付けられており、Cs が付着する表面積が TMI-2 の場合よりもかなり大きく線源として問題になるばかりでなく、冷却系を経て格納容器、原子炉建屋へ至る Cs 移行挙動に大きな影響を与えると考えられます。

(2) ステンレス鋼へのセシウム付着試験

前述した米国で行われた試験においては Cs と Si が化合物を形成していることが示唆されているため、本研究では、Si の影響についてまず調べることを目的としました。このため、Si 濃度を 0.2wt%から最大 5wt%近くまで変化させた 2 種類のステンレス鋼（SUS304 鋼および SUS316 鋼）試料に対して、温度及び雰囲気を変化させて Cs を付着させる試験を行いました。なお、SUS304 および SUS316 の Si 濃度は、JIS 規格において共に 1.0wt%以下と規定されており、Si 含有量約 5wt%の試料は、Cs と Si との相互作用をより明確に検知・評価するため今回の試験用に製作したモデル鋼です。また、SUS316 については、SUS304 にはないモリブデン（Mo）が数%添加元素として加えられています。

Cs 付着試験後の試料については、表面及び断面について、元素分析機能付き走査型電子顕微鏡（SEM/EDX）、X 線回折（XRD）測定、およびレーザーラマン分光測定による存在相の同定を行いました。図 1 に試験に使用した装置体系を示します。試験温度は、800℃と 1000℃、雰囲気は、Ar に 5%の H_2 を含有するガス（還元雰囲気）と 33℃に保たれたバブラー内の水に Ar-5%H_2 のガスを通して生成させた $H_2O/H_2=1$ となる水蒸気雰囲気（Ar-5%H_2O-5%H_2）ガス中で試験を実施しました。

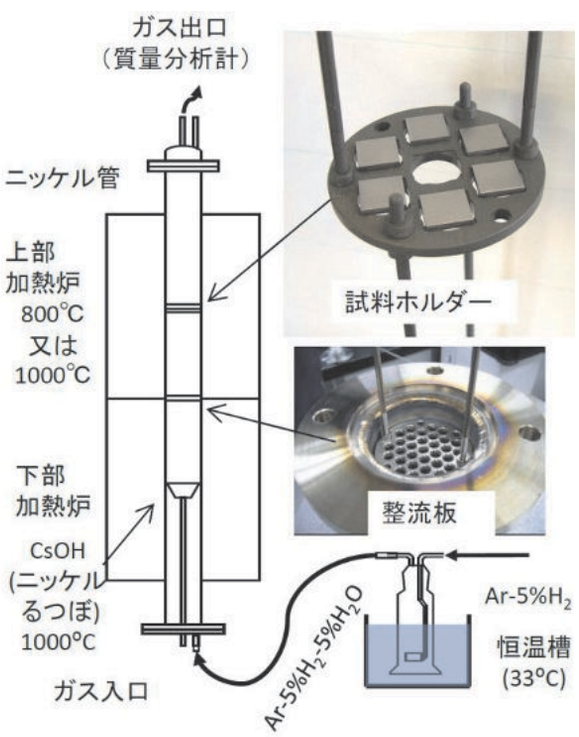


図 1　セシウム付着試験

下部加熱炉で水酸化セシウム等を蒸発させ、上部加熱炉に装荷されたステンレス鋼に 1F 環境を模擬した条件（温度や雰囲気）でセシウムを付着させる試験を実施します。

(3) ステンレス鋼への Cs 付着挙動評価結果

一例として 水蒸気雰囲気中、800℃で CsOH 蒸気に曝された 4.9wt％Si を含有した SUS304 試料断面の SEM/EDX 分析結果を図 2 に示します。Cs と Si が同様の分布を示していることから、既往報告と同様、Cs と Si との化合物（セシウムシリケート）の形成が示唆されました。そして、X 線回折測定により、これまで言われていたステンレス鋼中の Si とだけではなく、鉄（Fe）とも反応した Fe を含有したセシウムシリケート（$CsFeSiO_4$）であることが分かりました。一方、SUS316 については SEM/EDX 分析結果を図 3 に示しますが、水蒸気雰囲気下では、さらに Cs と Mo が同様の分布をしていることからセシウムモリブデートの形成が示唆されました。そこで、この化合物については、X 線回折測定では同定することができませんでしたが、レーザーラマン分光測定により、Cs_2MoO_4 であることもわかりました。さらに、化学吸着させた試料を水素還元雰囲気中、1000℃で再加熱（CsOH 蒸気なしで加熱）したところ、図 4 に示すように、表面に存在していたはずのセシウムモリブデートはほとんど蒸発し、セシウムシリケートがわずかに残っていることが分かりました。このようにステンレス鋼の種類により、生成する化合物が異なるだけでなく、吸着した化合物の蒸発特性の違いにより、雰囲気によっては再蒸発する可能性があることもわかりました。

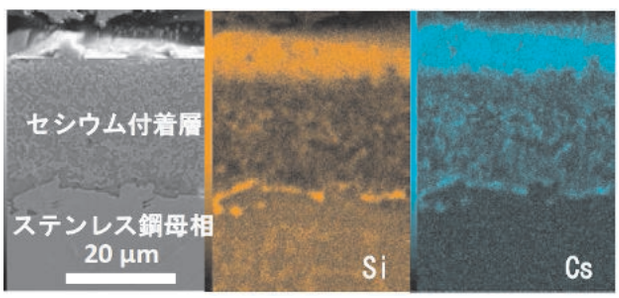


図 2　Cs を付着させたステンレス鋼 SUS304（4.9wt%Si）断面の微小組織観察と元素分析結果の例

水酸化セシウム蒸気と反応させた SUS304 断面の微細組織観察により、ステンレス鋼中に含まれるケイ素とセシウムが似た分布挙動を示し化合物を形成していることが分かりました。

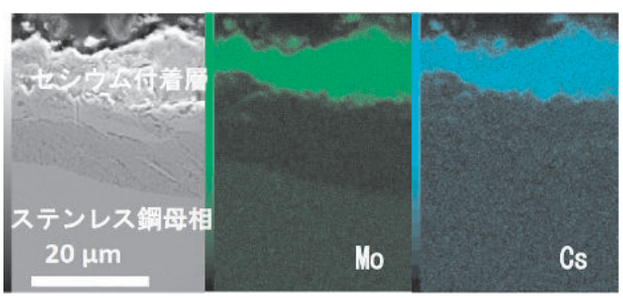


図 3　Cs を付着させたステンレス鋼 SUS316（0.77wt%Si）断面の微小組織観察と元素分析結果の例

水酸化セシウム蒸気と反応させた SUS316 断面の微細組織観察により、ステンレス鋼中に含まれるモリブデンとセシウムが似た分布挙動を示し化合物を形成していることが分かりました。

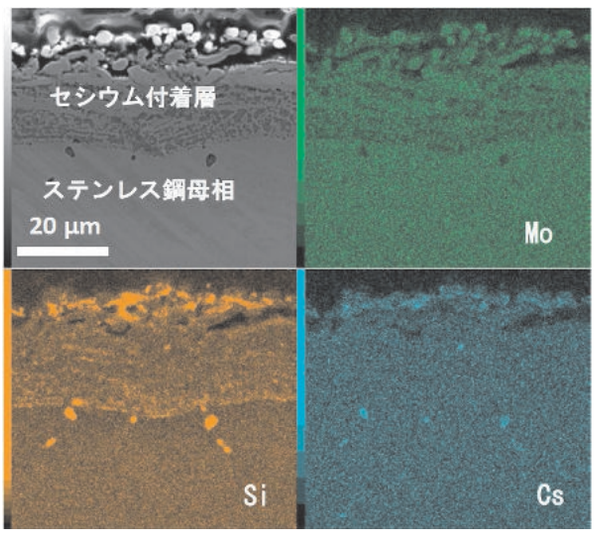


図 4　Cs を付着させたステンレス鋼 SUS316（0.77wt%Si）再加熱後試料断面の微小組織観察と元素分析結果の例

セシウムを付着させた SUS316 を水素還元雰囲気 1000℃で再加熱の試料の断面観察により、セシウムモリブデンはほとんど蒸発し、セシウムシリケートが残っていることが分かりました。

(4) 今後の予定

シビアアクシデント解析コードに用いられている Cs 化学吸着モデルでは、吸着速度は温度ともに単調増加するような単純なモデルしか組み込まれていません。しかし、このようなモデルでは、今回明らかになった再蒸発挙動をはじめとした実際の化学吸着現象を評価することはできません。そのため、化学吸着挙動をメカニズムの面から明らかにすることで、より実際の化学吸着挙動が評価できるようなモデルの構築を目指します。

《参考文献》
- F. G. Di Lemma, et al. , “ Surface analyses of cesium hydroxide chemisorbed onto type 304 stainless steel”, Nucl. Eng. Des. 305, 411 (2016) .
- F. G. Di Lemma, et al. , “ Experimental investigation of the influence of Mo contained in stainless steel on Cs chemisorption behavior”, J. Nucl. Mater. 484, 174 (2017) .

《引用文献》
[1] *V. F. Baston, et al., "A Comparison of TMI-2 and Laboratory Results for Cesium Activity on Reactor Material Surfaces", American Nuclear Society Winter Meeting, San Francisco, CA, November 10-14,1985, Trans.Am.Nuc.Soc.*
[2] *R. Elrick, D. Powers, Reactor Safety Research, an Assessment of Accidents Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Main Report, Tech. Rep. NUREG/CR-4805, SAND86e2752, Sandia National Laboratories, 1987*

1-3　炉内で起きたことを実験・計算により評価する

—BWR 制御棒の破損溶融現象の解明—

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　燃料デブリ・炉内状況把握ディビジョン　試験技術開発グループ
永江勇二、須藤彩子、佐藤拓末山崎宰春、Anton Pshenichnikov、Pham Vu Hai

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程を材料科学の観点から機構論的に理解するため、燃料破損・溶融の要素過程モデル開発を進めています。

(1) はじめに

シビアアクシデント時の圧力容器内の事故進展過程は、大分類として、初期フェーズ（燃料の大規模移行が起こる直前まで）、移行フェーズ（燃料の移行過程）、後期フェーズ（圧力容器下部ヘッドへの堆積・再溶融）に分類されています。このうち、沸騰水型軽水炉（BWR）では、初期フェーズおよび移行フェーズでまだ知見が十分でない現象として、①制御棒溶融挙動、②溶融制御棒とチャンネルボックスや燃料と燃料棒との反応挙動が、また、後期フェーズでまだ知見が十分でない現象として、③溶融・凝固進展挙動が挙げられています（図 1）。

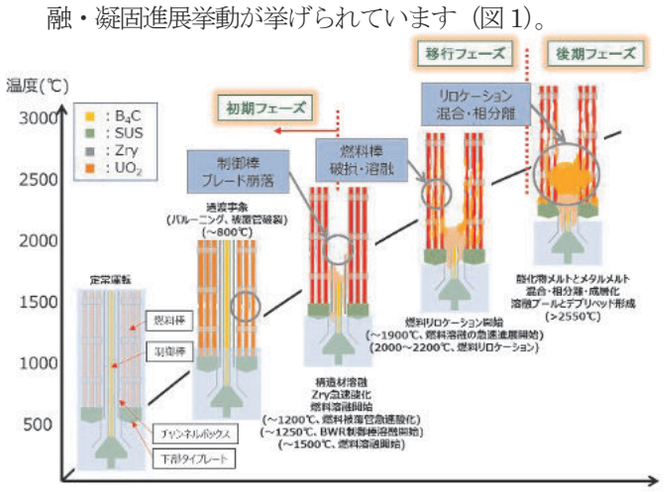


図 1　BWR 事故進展挙動を把握するための重要過程

BWR 事故時における温度の上昇により、初期フェーズ（制御棒崩落）、移行フェーズ（燃料棒破損・溶融）、後期フェーズ（リロケーション（再配置）、混合・相分離）の順で進展していきます。

(2) 内容

知見が不十分な現象として挙げている現象の抽出には、国内外で実施されている統計的安全評価手法の PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を参照しました[1, 2]。PIRT とは、解析コードの開発などにおいて、評価シナリオの中で重要となる現象を決定するといった意思決定のために、専門家から情報を収集し、その重要度ランキングをつける系統的な手法です。

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）のような沸騰水型原子炉（BWR）では、炭化ホウ素とステンレス鋼からなる制御棒が 4 体の燃料集合体間に配置されており、この制御棒が炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶反応等により約 1,200℃から溶融移行を開始するため、制御棒溶融移行後のスペースに崩落した燃料が落下し、燃料集合体の支持構造部に到達する可能性があります[1]。燃料集合体や制御棒を構成する素材の酸化膜の成長挙動やこれら素材の高温下での相の変化が制御棒溶融挙動や溶融制御棒とチャンネルボックスとの反応挙動に影響を与えると考えています。特に、冷却水が十分に供給されない水蒸気枯渇条件での知見が不足しています。

廃炉国際共同研究センターでは、福島県双葉郡富岡町に制御棒ブレード破損試験装置（図 2）を整備し、燃料集合体の一部を模擬した燃料集合体規模の試験体（長さ約 1m×約 10cm 角、図 3）を用い、特に水蒸気が枯渇した条件を模擬し、約 1,600℃に加熱して制御棒溶融挙動や溶融した制御棒とチャンネルボックスや燃料棒との反応挙動試験を実施する計画です。ここで取得される試験データは、解析コードの妥当性、及び検証として活用していきます。



図 2　制御棒ブレード破損試験装置

事故時の試験体の温度分布を模擬できるように加熱でき、制御棒ブレード破損時の反応状況を理解するために試験時に発生するガス分析が可能な装置です。事故進展挙動を試験的に把握するための世界的にみても類を見ない装置です。

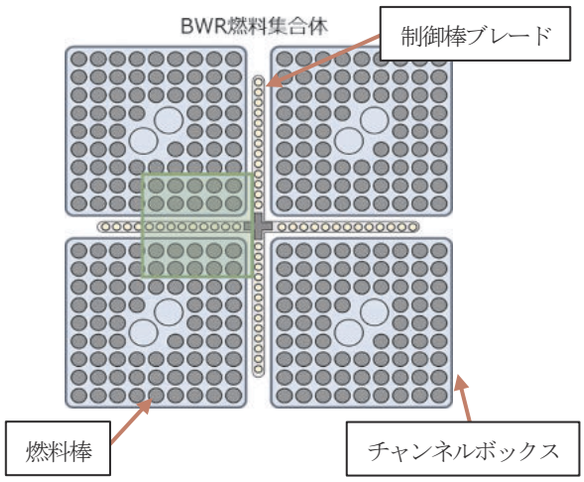


図 3　制御棒ブレード破損試験体（例）

BWR 燃料集合体の制御棒ブレードを含む燃料集合体の一部を模擬した試験体を制御棒ブレード破損試験に供します。ただし、燃料集合体は数メートル規模ですが、試験に供する試験体の長さは約 1 メートルです。

また、溶融制御棒とチャンネルボックスとの反応挙動における要素挙動を把握する試験や材料科学的手法による計算により要素過程モデル構築を実施しています。

溶融制御棒／チャンネルボックスにおいては、溶融制御棒がチャンネルボックスと接触し、チャンネルボックス表面に生成している酸化膜を覆うことにより、酸化膜の成長が抑制され、酸化膜厚さが減少していくことが明らかとなりました。このことは、酸化膜が消失した場合には、溶融制御棒とチャンネルボックスとが反応し、チャンネルボックスの溶融が進む可能性があることを意味しています。

燃料／燃料棒においては、燃料（二酸化ウラン）と燃料棒（ジルコニウム合金）との反応試験を実施するとともに、フェーズフィールド法という材料科学的に現在用いられている計算手法により、液相化に係る知見を得ています。現行のシビアアクシデント解析で用いられる液相化温度よりも高い温度において溶融が開始することが明らかとなりました。

さらに、溶融した燃料集合体の凝固過程に係る試験や材料科学的手法による計算を実施しています。1F では堆積した炉心溶融物は冷却され、遅い凝固過程を経て固化したことが考えられています。遅い凝固過程における相分離挙動や成分の偏在、また引け巣（固化の中に形成される空洞）の形成に係る知見が不足しています。ジェジュ研究センター（チェコ）において、二酸化ウラン及び燃料集合体構成材を用いた凝固挙動試験（図 4）を実施しています。これまで、遅い凝固過程において引け巣が生成しやすいことが明らかとなりました。



図 4　コールドクルーシブル誘導加熱炉

凝固試験に供する加熱炉です。最大 3000℃まで加熱可能であり、二酸化ウランや FP 酸化物を溶融することができ、冷却時の凝固過程に係る知見を取得することができます。

(3) 成果およびまとめ

BWR における事故進展挙動について不足している事象を国内外で実施されている PIRT による評価を参照し、事故進展挙動に係る要素過程モデルを進めるとともに、解析コードの妥当性、及び検証としての試験データ取得を進めています。

なお、本報告には、経済産業省「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)」、及び「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（シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化）」において得られた成果を含みます。

《参考文献》
・　須藤彩子他, “U-Zr-Gd-O 系溶融コリウムの凝固挙動に関する基礎試験”, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2B03（2017）.
・　Y. Nagae, et al., “CLADS test facilities on BWR core material degradation”, Proc. 23rd International QUENCH Workshop, (2017)

《引用文献》
[1] *N. Sakai, H. Horie, H. Yanagisawa, T. Fujii, S. Mizokami and K. Okamoto, “Validation of MAAP model enhancement for Fukushima Dai-ichi accident analysis with Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT)”, J. Nucl. Sci. Tech., 2014.D. S. Williams, et al., "An Overview of Nuclear Criticality Safety Analyses Performed to Support Three Mile Island Unit 2 Defueling", Nucl. Technol.* ***87,*** *1134 (1989).*
[2] *D. Magallon, A. Mailliat, J.-M. Seiler, K. Atkhen, H. Sjovall, S. Dickinson, et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)”, Nuclear Engineering and Design, Vol.235, (2014) 309-346.*

1-4　廃炉におけるリスクを理解する(1)

―廃炉を着実に進めるために機器・構造物の腐食劣化現象を予測する―

廃炉国際共同研究センター　廃炉リスク管理研究ディビジョン　特殊環境腐食研究グループ　山本正弘、加治芳行

東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（１F）の廃炉ではシビアアクシデントを経験した原子炉の廃止措置という極めて特殊な環境下で、安全確保に必須の機器や構造物を維持・補修しながら進めていかなければなりません。そのため、長期間にわたり放射線と高湿度とにさらされる鋼材等の腐食劣化現象を予測するための研究開発を進めています。

(1) はじめに

1F の廃止措置の着実な推進を考えた場合、デブリ取り出しの終了までは、放射線を漏らさないために使用する機器・構造物を壊れない様に維持することが重要な課題である。そのために必要なことは、①重要な機器や構造物を倒壊させない。②配管類は、必要な流量の冷却水を継続して流し続ける。③放射性物質を漏らさないための隔壁として機能している原子炉格納容器(PCV)等からの大量の漏えいを起こさないことである。しかしながら、これらの機器類は金属製のものが多く、長期間の使用では腐食の発生が問題となり、腐食抑制策が必要である。

一般的な工場や運転中の原子力発電所での装置・機器類の腐食現象については、これまでに十分な検討がなされており、腐食の予測や防止対策のために必要なデータは相当そろっている。しかしながら、１F では事故炉の廃止措置という特別な環境であり、また、高い放射線環境に妨げられ、溶液などの採取も非常に困難であり、腐食に関わる様々なデータが現状十分に得られている訳ではない。さらに、今後の作業の進展に伴い、腐食に関わる環境が時々刻々と変化することが容易に推定できる。そのために、想定される範囲を充分に包含した環境条件での腐食データを取得して腐食劣化の予測を行い、作業継続に影響を与える様な事象が発生する前にその時期と場所を推定することが重要である。

特に放射線量の影響に関しては検討が必要であり、最近の炉内のロボットによる計測結果からは、かなり高い放射線の値も示めされている。

これまでの検討の結果、今後取得すべきデータの領域を放射線の線量率と腐食環境の溶液の導電率で整理したものが図 1 である。既に、非常に線量率が高く、かつ、高純度水の導電率が低い環境での放射線影響データは軽水炉の技術開発のために大量に取得されている。また、河川水より高い導電率で低線量率のデータは地下埋設処分場における腐食影響評価のために多数取得されている。しかしながら、１F の廃止措置過程では図 1 に示した様に比較的高線量率（100 から 10,000 Gy/h 程度）でかつ導電率が数μS/cm から 10mS/cm 程度の領域における腐食データが必要であると考えられる。これらの領域のデータはこれまであまり取得されてこなかった。そこで、これから網羅的に取得するのではなく、ラジオリシスと腐食影響のメカニズムに立脚した最適化されたデータの取得とデータベース化が必要と考えている。

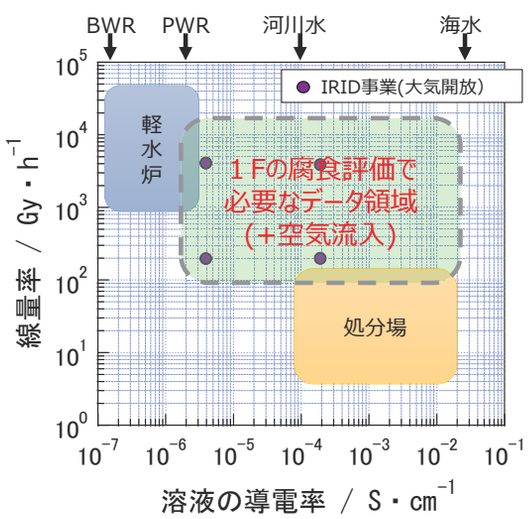


図 1　取得すべき放射線影響データの領域
（大気開放部は IRID 事業で実施）

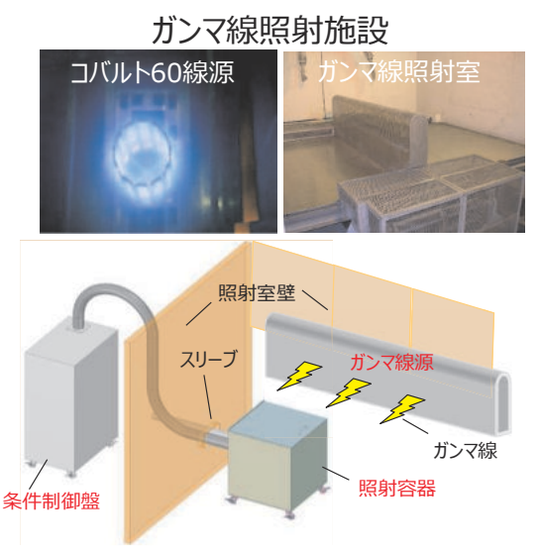


図 2　ガンマ線照射試験環境のセットアップ

(2) 放射線下での腐食データのデータベース化

公開されているラジオリシスデータベースに含まれない、1F 廃炉で必要となるラジオリシスデータと構造材料の腐食データを大学等と連携して取得することを進める。これらのデータを取得する中核研究施設として量子科学技術研究開発機構(QST)高崎量子応用研究所に大学等が共用で試験できるガンマ線照射スペースを確保し、実験機器類を整備する。取得したラジオリシスデータと腐食影響データをデータベース化し、腐食速度予測解析コード整備に繋げる。

図 2 には、高崎量子応用研究所内におけるγ線照射試験施設の概要を示す。照射線源として、コバルト 60 を用いる。γ線の強さ(線量率)は 10～数 1000 Gy/h の範囲で変化させて試験を行う。試験では、温度や溶液環境 (pH、溶解化学種など) を変化させ、広範囲での腐食データを取得する。

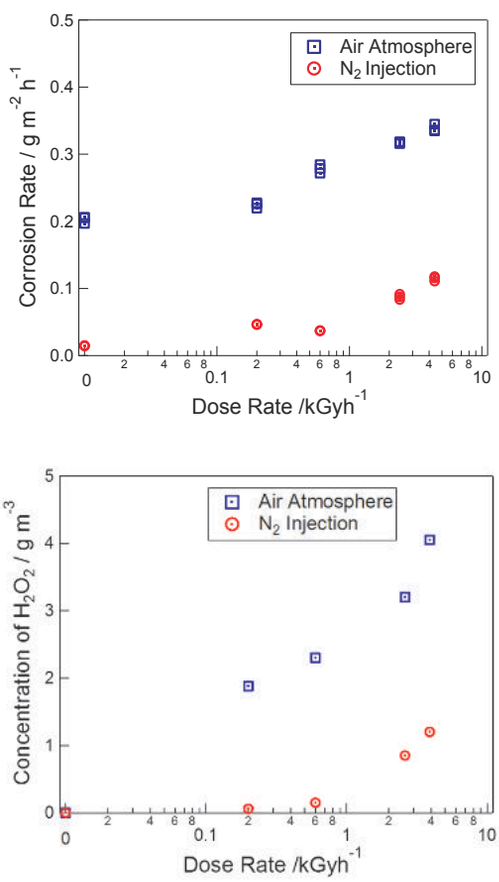


図 3　炭素鋼の淡水中腐食に対するγ線照射線の影響

図 3 は、これまでに測定した典型的なデータである。左軸上のデータがγ線照射の無い場合の値であり、照射線量が増加するに伴って腐食速度も過酸化水素(H_2O_2)の生成量も増加している。このデータは、溶液として単純なものであるが、含まれる化学種によりγ線照射の影響は異なっているため、今後データの拡充を行い腐食に及ぼす影響を整理したデータベースとして、整理していく予定である。

(3) 配管や構造材料の腐食現象の推定と評価試験法の調査

NDF が示した戦略プラン 2017 [1] では、デブリの取り出し工法として、冠水工法の難しさが指摘され、気中工法の現場適用を検討することを提言している。この場合、放射性物質の飛散防止のために、格納容器内を負圧状態にしておくことが必要となる。その場合には、酸素を含む大気が流入するため、現状よりも腐食反応速度が大きくなることが推定できる。それ以外にも、1F の廃炉作業の進捗に伴い、様々な変化が予測される。

表 1　潜在的腐食影響に関する検討表の例

機器	部位	放射線	酸化剤	流れ	温度
RPV			腐食加速因子を整理⇒		
PCV	サンドクッション	×		×	
	内壁面				
冷却管	内面		既存知見有り		
	・				
	・				
原子炉建屋	RC構造部	×			

部位毎にリスト化⇒

このために、表 1 に示す様な潜在的腐食影響に関する調査票を考案して、検討項目を整理し始めている。本調査票では、縦軸に廃炉工程で腐食の問題が考えられる機器をリスト化する。リストでは、全ての機器を対象に調査することは多大な労力が必要であるため行わず、腐食の発生可能性や発生した場合の影響が小さいと考えられるもの、すなわちリスクの低いものについては検討対象から除き、重要度の高いものを先行して調査するためのスクリーニングを現在進めている。

横軸には、その機器がおかれている腐食に影響する因子(加速すると考えられるもの)をリスト化する。そして、各因子について、既往の文献や、ハンドブックなどの記載を整理する。データが存在する場合には、それらのデータをデータベース化する。既存のデータが無い場合には、縦軸で考慮した優先度に従ってデータの取得を進める。赤で示した放射線影響のデータは少ないため、現在先行して実験を進めている。

なお本調査は、東電 HD や IRID 等と連携しつつ、より現場ニーズに沿った考え方で進めることを考えている。

《引用文献》　[1] *原子力損害賠償・廃炉等支援機構 "東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2017", (2017). http://www.dd.ndf.go.jp/jp/strategic-plan/book/20170831_SP2017FT.pdf*

1-5　廃炉におけるリスクを理解する(2)

—放射性飛散微粒子の挙動解明に向けた研究開発戦略の検討—

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃炉リスク管理研究ディビジョン　放射性微粒子挙動解析グループ
鷲谷　忠博、高野　公秀
核燃料サイクル工学研究所　放射線管理部　坪田　陽一

東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（1F）の廃炉に向けて、重要課題の一つとして位置づけられている「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（αダスト対策を含む）」に係る研究開発戦略を検討しました。国内外の大学や研究開発機関と協力しつつこの課題に対しての取り組みを紹介します。

(1) はじめに

1F 廃炉に向けて戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発課題・ニーズを見出し、評価・優先順位付け等を行うため、「研究連携タスクフォース」が原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に設置されました。そこで抽出された重要研究課題のひとつとして「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（αダスト対策を含む）」があります[1]。

燃料デブリ取出し工程では、燃料デブリを機械的（又は熱的）に切断するなどの作業が想定されますが、この際にα線放出核種を含む放射性微粒子の発生が想定されます。燃料デブリの取出し工法としては、格納容器上部まで水を張る“冠水工法”が候補技術として考えられていますが、冠水が困難な場合は燃料デブリの一部を気中に露出させた状態で取り出しを行う“気中工法”も検討されています。この工法は冠水工法と比較して、放射性微粒子が気相や液相に拡散しやすく、その閉じ込め管理が重要となります (図 1)。

このような課題の解決に向けて、当グループではデブリ取出し時における閉じ込め方策の検討に反映することを目的として、燃料デブリ取出し時に発生する放射性微粒子の挙動解明に関する研究開発戦略の検討に着手しました。

(2) 研究の中核的テーマ構成と研究開発戦略の策定

まず、国内外の事例調査を行った結果、放射性微粒子発生の知見については、スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）事故でのデブリ取出し、チェルノブイリにおけるデブリの経年変化に伴う微粒子の発生等があることが分かりました。また、電中研における解体時のダスト発生に関するデータベースに加えて、JRR-3 の廃炉作業、核燃料サイクル施設におけるグローブボックス解体作業等の知見が有効と考えられます。これらを整理することで 1F 廃炉に有効な情報が得られるものと想定されます。

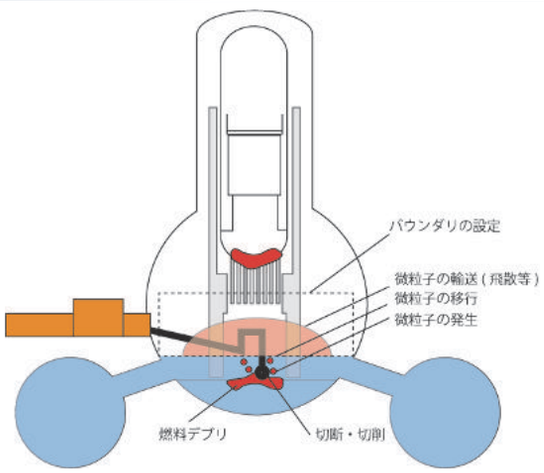


図 1　燃料切削・切断に伴う微粒子の発生・移行・輸送
気中工法による燃料デブリ取り出しに於いては、燃料デブリは必ずしも水中にあるわけではなく、一部露出している可能性もあります。また、炉内環境によっては、一度発生した粒子が水面から空気中に舞うことも考えられます。

一方、1F における燃料デブリ取出しにおいては、冠水による飛散抑制の効果が必ずしも期待できない気中工法が選定される可能性もあります。この場合、放射性微粒子が発生する可能性が高くなります。当グループでは NDF 分科会の一員として、放射性微粒子挙動の解明に有効な情報を検討しました。それらを以下に示します。

- 過去の廃炉・廃止措置事例の再評価によるデータベースの充足化・廃止措置現場から得られる知見
- デブリ取り出し作業の現実的想定に基づく総合的閉じ込め性能に係る知見
- 微粒子の生成メカニズムや輸送・移行挙動(物理・化学)に係る知見
- 元素の物理・化学特性が重要なアクチノイド、FP 影響に係る知見
- 上記メカニズム解明のための微粒子の観察技術、シミュレーションの高度化

上記の検討結果を受けて、次の研究テーマを柱とする研究計画を検討しました(図 2)。

具体的な研究テーマは下記の通りであり、(A)で得られた情報には燃料デブリの特性情報に反映し、知見の拡充を図って行きます。

(A) 微粒子挙動特性データの取得

I. 環境条件の整理

微粒子挙動評価の入力条件として必要な 1F 炉内の各種の環境情報を整理します。また、既存ホット施設情報の整理として、JAEA のホット施設、Pu 取扱い施設等における廃止措置時の空気中のダスト情報を収集し整理します。また、これらの情報を基に１F の燃料デブリ取出しから保管までの環境条件を想定し整理します。

II. 微粒子挙動の解明

燃料デブリ取出し時における微粒子の発生挙動を解明するため、機械的／熱的切断時に発生する微細粒子の観測、評価を行います。また、水面から気相へ微細粒子の移行挙動を評価するため、気液界面の流動に伴う気中へのダスト成分（核種挙動を含む)の移行現象を観察、評価します。また、燃料デブリ表面から水中への移行挙動の評価のため、流れ場においてデブリ表面からの核種溶出挙動を評価します。さらに微粒子の水相／気相におけるコロイド化、凝集沈降、分散等の挙動を解明することで、微細粒子の移行現象を評価します。

(B) 閉じ込めへの影響評価

上記の結果等を反映し、廃炉工程における微細粒子の閉じ込め影響を評価し、閉じ込め方策について検討を進めます。また、ジオポリマー等による放射線遮蔽性や耐臨界特性を向上させた材料の試作、γ線照射試験等効果の確認等を行います。

(3) 今後の方針

今後は改訂されたロードマップ[2]とも整合を取りながら、策定した戦略の実施に向けて検討を継続していきます。また、実施に当たっては、大学や研究機関と協力し、中長期的に必要となる人材を育成する観点も含めた研究開発を実施する考えです。

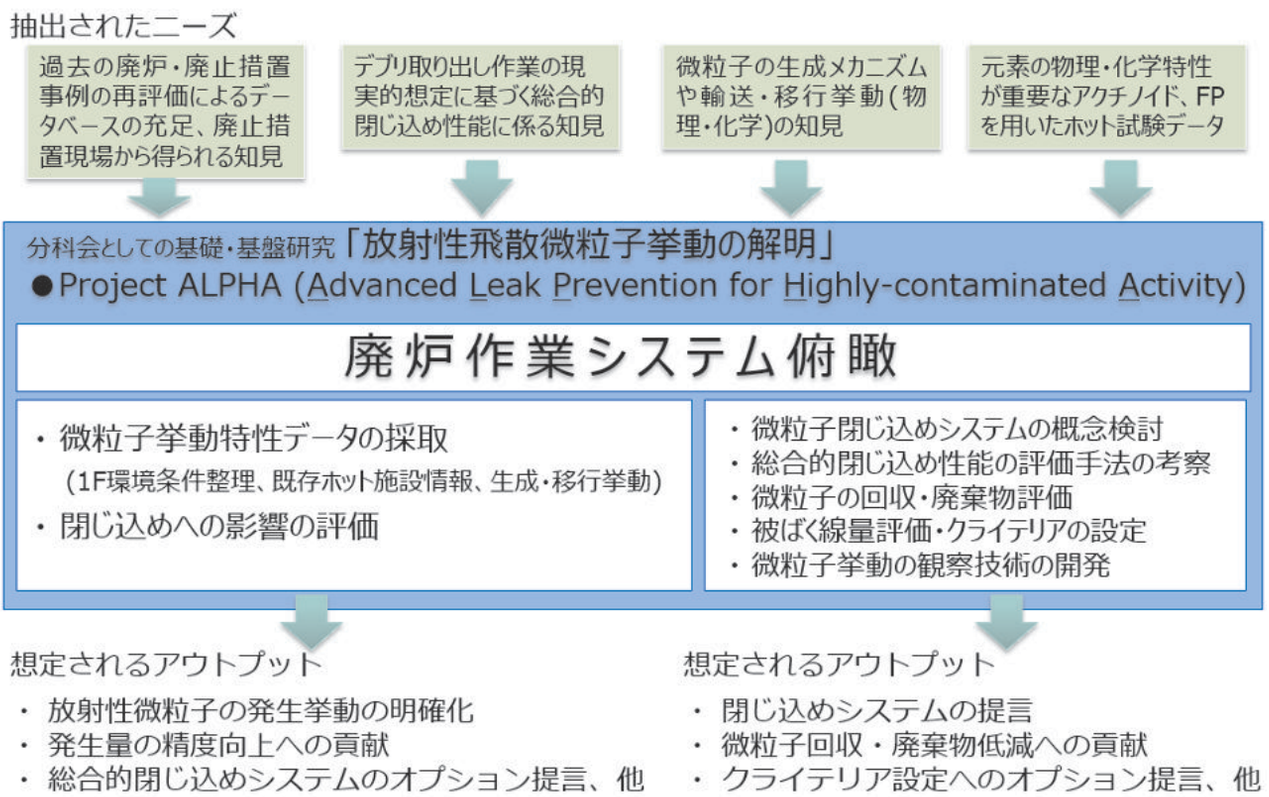


図 2　放射性飛散微粒子の挙動解明のスコープ（中核的研究テーマの構成）

放射性飛散微粒子挙動解明に関わる過去の知見等から抽出されたニーズを元に、基礎基盤研究のテーマを構成しました。

《引用文献》

[1] *研究連携タスクフォース,"研究連携タスクフォース中間報告",(2016). http://www.dd.ndf.go.jp/jp/decommissioning-research/dr-committee/materials/04/doc1-1.pdf*

[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",(2017) http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf*

2　燃料デブリの取り出しとその後の取り組み

—燃料デブリの取り出しに向けた研究開発の方針と成果反映先—

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃炉リスク管理研究ディビジョン、燃料デブリ取扱・分析ディビジョン
鷲谷 忠博、大貫　敏彦、平野　弘康、矢野　公彦、日野　竜太郎

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業に向け、炉内からの燃料デブリの取り出し及びその後の一時保管、処理・処分の各工程における燃料デブリの取扱いを円滑かつ安全に進めるための燃料デブリに関する特性把握等の研究開発を紹介します。

(1) はじめに

1F 1～3 号機の炉内には燃料要素や構造材等の様々な成分が複雑に溶融混合した燃料デブリが形成されており、その組成や形態は炉内の場所で異なると推定されています。廃炉作業の最大の課題である燃料デブリの取り出しでは、発生している燃料デブリの特性（化学的特性、物理的特性、等）を把握することが一連の廃炉作業を円滑に進める上で重要となります。

また、損傷した原子炉は放射線量が高く、廃炉作業に係る作業者の被ばくを最小限に抑えるために、炉内の放射線の状況等をよく理解し、放射線に対する適切な遮蔽措置を講じるなど、計画段階での十分な検討が必要です。

一方、取出した燃料デブリ中には核物質が含まれるため、それを適切に管理するための核物質管理が必要となります。しかし、1F では通常時の原子炉の核物質管理と異なり“燃料デブリ”が対象となります。このため、新たな核物質の管理手法が求められています。

1F の廃炉作業のロードマップでは、炉内からの燃料デブリの取出し作業は2021 年以降に計画されています[1]。さらに、取り出し作業はある程度の長期間を要すると予想され、燃料デブリ取り出し方法、及び移送・保管方法を検討する上では、燃料デブリの経年による特性変化の予測が必須となります。また、高線量の燃料デブリによる水の放射線分解により発生する水素についても安全対策を施す必要があります。

原子力機構では、1F の廃炉作業計画と整合を図りつつ、廃炉の各段階で必要となる研究開発を実施し、タイムリーに成果を提供し、廃炉の早期完遂に貢献して行きます。また、研究開発を進めるにあたっては、国内外の研究機関や大学との協力・連携を強化し、廃炉に関する基礎基盤研究の強化を図りつつ、30 年～50 年といわれる長期間の廃炉作業に必要な人材育成にも取組んで行きます。

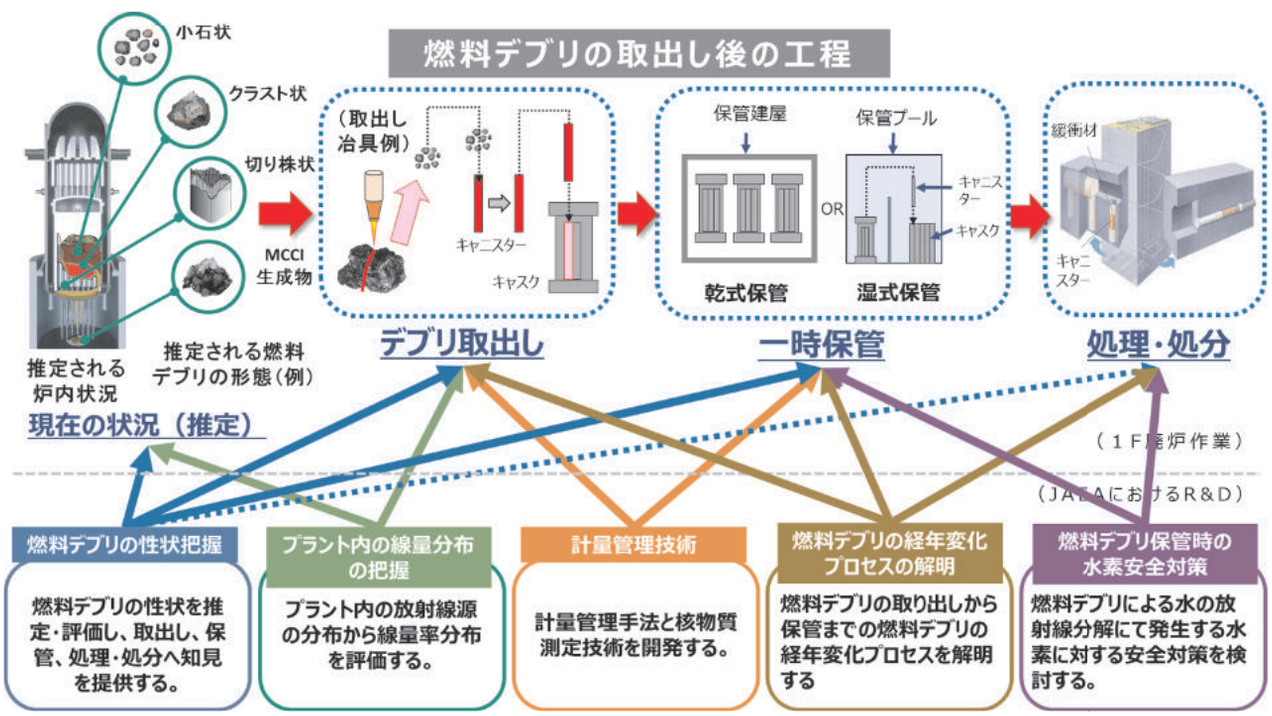


図 1　燃料デブリの取り出しとその後の取り組みに関する技術開発全体イメージ

燃料デブリ取出し及びその後の取り組みに関する技術開発の相関と全体イメージを示しています。

(2) 内容

本章では、燃料デブリの取出しとその後の取り組みとして、以下の研究開発について紹介します（図1）。

・燃料デブリの性状把握
・プラント内の線量分布の評価
・計量管理技術
・燃料デブリの経年変化プロセスの解明
・燃料デブリ保管時の水素安全対策

これらの研究は、東京電力ホールディングス株式会社（東電HD）、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）等の関係組織と連携し、技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の組合員として補助事業（燃料デブリの性状把握）において主に実施する他、国内外の研究機関や大学とも連携し、研究の加速化、高度化を図って行きます。研究の成果は、NDFの廃炉戦略[2]の検討やIRIDの研究開発に活用されています。

(3) 成果およびまとめ

a 燃料デブリの性状把握

燃料デブリについては、スリーマイル島原子力発電所（TMI-2）事故やチェルノブイリ原子力発電所事故等の情報がありますが、炉の形式や事故時の経緯等が1F事故と異なる部分があると考えられるため、利用できる情報を整理し、1Fに特有な影響を評価する必要があります。原子力機構では種々の条件を基に作製した模擬デブリを用いた実験を通じて、特性データの取得を行っています。

特に1F事故で想定されている溶融燃料とコンクリートとの反応（MCCI）生成物については、フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）との国際協力により、1F条件を想定した大型MCCI試験を実施し、実験で得られたMCCI生成物の分析や解析を行っています。その結果、酸化物層および金属層が層状に重なる様子が確認され、従前の小規模試験では得られない貴重な情報が得られました。

b プラント内の線量分布の評価

現状では格納容器や圧力容器内の線源強度を広く測定することは困難な状況にあります。

このため原子力機構では、様々な計算技術を駆使すると共に東電HDやIRIDで実施されているロボット等を使った1F炉内の線量率の実測値を利用し、事故進展解析等から得られる最新の知見を利用することで、最も確からしい1F炉内の線源分布と線量率分布を評価する手法を開発します。また、この評価手法をより有効なものとするために、隔技術ディビジョンの協力の下、格納容器や圧力容器内に挿入可能な長尺細径の耐放射線光ファイバーと新しいシンチレータ素材を組み合わせた計測システムを開発し、線量率の実測値を効率的に取得していくこと目指しております。

c 計量管理技術

炉心から取り出した燃料デブリの管理についてはまだ決まっていません。原子力機構では核物質量を適切に把握し管理する手法を検討しています。また、燃料デブリの非破壊測定技術の研究開発を実施しています。

取り出した燃料デブリが長期間に渡って適切かつ効率的に管理されるように、またIAEA保障措置の実施も考慮して計量と管理の手法を検討して行きます。

d 燃料デブリの経年変化プロセスの解明

今回、新たに研究を始めるに当たり、長期にわたる廃炉作業において、燃料デブリがどのように経年変化していくか予測するためのメカニズムを理解するために、①燃料デブリの性状把握に基づく代表特性の抽出、②経年変化に影響を及ぼす環境条件の整理、③経年変化メカニズムの解明、④総合的な経年変化予測手法の検討の4つの中核的研究テーマを柱とした研究計画を策定しました。

e 燃料デブリ保管時の水素安全対策

燃料デブリ保管容器内での水素安全対策として、放射線水分解により発生する水素の挙動評価と水素濃度上昇抑制の技術開発を行っています。これまでに、KURIONセシウム吸着塔内の水素挙動について、汎用熱流動コードFLUENTを用いた3次元解析評価等を行い、ベント配管の有効性等を確認しています。また、水素濃度の上限を抑制する方策として受動的再結合触媒器（Passive Autocatalytic Recombiner：PAR）の開発を進めています。

本件は、平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した成果を含みます。

《参考文献》
・ N. Kaji, “Current Status of Research and Development Program for Characterizing Fuel Debris at Fukushima Daiichi NPS by JAEA”, Global 2013, Salt Lake City, US, Sept. 29-Oct. 3, 2013.
・ T. Washiya, “Characterization of Fuel Debris Properties for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations”, WRFPM2014, Sendai, Japan, Sep14-17, 2014.

《引用文献》
[1] *廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議，「東京電力(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」，平成27年6月12日，第8回　廃炉・汚染水対策福島評議会 (2015)*
[2] *原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2016、2016年7月13日 http://www.dd.ndf.go.jp/jp/strategic-plan/book/20160720_SP2016FT.pdf*

2-1　燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1)

―福島第一事故条件を考慮した大型 MCCI 試験―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　燃料デブリ・炉内状況把握ディビジョン　燃料デブリ取扱技術開発グループ
池内　宏知、仲吉　彬、北垣　徹、矢野　公彦、平野　弘康、鷲谷　忠博

溶融炉心燃料（コア）とコンクリートの反応（MCCI：Molten Core-Concrete Interaction）による生成物の相状態や硬さ等の特性を把握し燃料デブリ取出し作業の方法検討に資する知見を提供することを目的とし、仏国・原子力代替エネルギー庁（CEA）との協力のもと、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（１F）の炉心材料組成等を考慮した条件における大型 MCCI 試験を実施しました。今年度は、試験装置の解体時の状況や取出したサンプルの外観等の情報をもとに、機械的工法による取出し方法の検討に対する提言を取りまとめました。今後は、試験後のサンプルについて相や硬さ等の詳細なデータを取得していく予定です。

(1) はじめに

1F の 1～3 号機における過酷事故では、格納容器内において、溶融した炉心燃料と格納容器床面のコンクリートとの反応（MCCI）が発生したと推定されています（図 1）。MCCI により、二酸化ウラン（UO_2）、ジルカロイ（Zry）、ステンレス鋼（SS）などの炉心材料が溶けてコンクリート成分と混ざり合い、様々な化合物が生成すると予想されます。このような化合物の多様さに加え、MCCI 時のガスの発生や温度履歴のばらつき等により、MCCI 生成物の相状態や硬さ等の特性が空間的に異なることが予想されます。このような MCCI 生成物の特性の不均質性に関する情報は、小規模試験では得られないものであり、燃料デブリの取出し時に想定しておくべき方法のバリエーションを推定するための重要な所見を与えるものと期待されます。

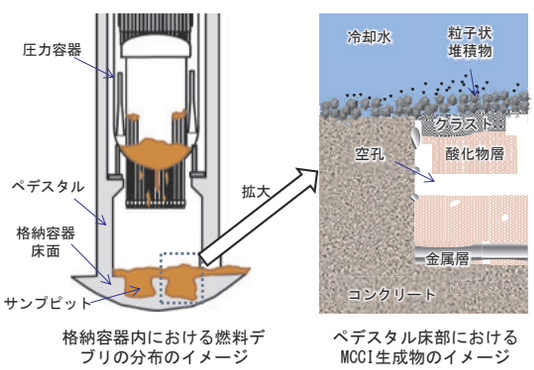


図 1　格納容器内における MCCI 生成物のイメージ

1F の事故では、燃料デブリが圧力容器の底部や格納容器の床面などに分布していると考えられます（左）。床面のサンプピットには、MCCI により酸化物や金属等の様々な層が形成していると予想されます（右）。

当グループでは、MCCI 生成物の特性の不均質性に関する知見を取得するべく、CEA との協力のもと、溶融物やコンクリートの組成が 1F のものに比較的近い条件で実施された過去の大型 MCCI 試験で得られた生成物サンプルの相状態や硬さ等の特性データを取得し、MCCI 生成物の特性範囲の推定を試みてきました[1]。その後、これらの推定の確度を高めるべく、CEA の大型 MCCI 試験設備（VULCANO）を用いて、1F における炉心材料組成等を考慮した条件での大型 MCCI 試験（VF-U1 試験）を実施しました。試験後のサンプルの相状態及び硬さ等の詳細なデータに基づく不均質性の評価については今後報告することとし、今年度は、解体時の状況やサンプル外観等の情報から、機械的工法による取出し方法の検討に対する提言を取りまとめました。

(2) 内容

VF-U1 試験では、1F の炉心材料組成および崩壊熱を考慮した条件において模擬炉心材料（UO_2 等）を溶融させ、コンクリートを浸食させました（図２左）。試験に用いたコンクリートは、1F コンクリートの組成を参考に、富士川産および阿武隈川産の骨材を所定の混合比で配合して作製しました。模擬炉心材料は、UO_2、Zr、ZrO_2、およびステンレス鋼とし、所定の混合比で配合してコンクリート内に装填しました。その後、1F１号機の崩壊熱による発熱を模擬した出力で高周波誘導加熱を行い、模擬炉心材料の溶融およびコンクリートの浸食を引き起こしました（図２右）。コンクリート中には 130 本以上の熱電対が埋め込まれており、加熱途中の浸食形状の大まかな変化が分かるようになっています。本試験では、浸食形状から推測される浸食体積が、1F１号機の MCCI を対象とした解析[1]で求められた浸食体積に近い値に達するまで加熱を継続しました。

加熱を停止し室温まで冷却させた後、電動鋸による切断や打撃による破砕等により試験セクションの解体を行いました。解体時の様子から、MCCI 後の層構造に係る

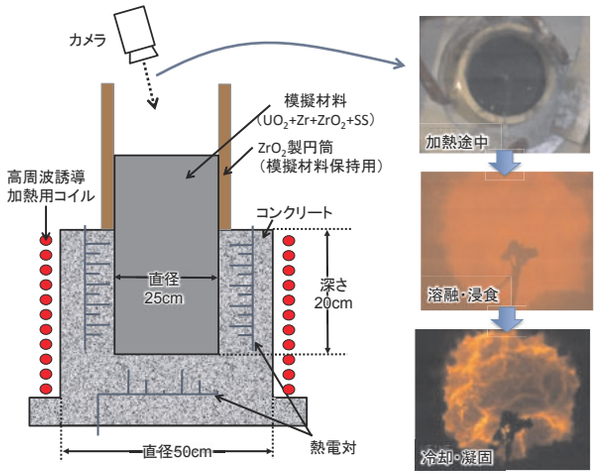


図 2　試験セクション構成および試験中の溶融物の外観

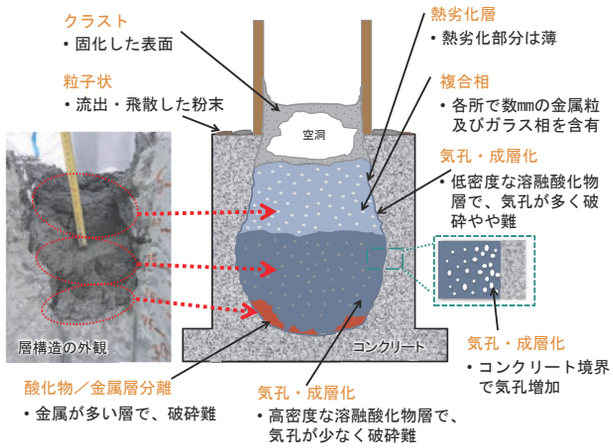


図 3　試験後の層構造および各部位の特徴

今回実施した VF-U1 試験では、コンクリート中の模擬材料を高周波誘導加熱で溶かす構成としています（左）。装置上部のカメラを用いて材料の溶融が進展する様子を捉えました（右）。

知見、および相状態や硬さ等の特性把握に向けた MCCI 生成物のサンプルの取得を実施しました。

(3) 成果およびまとめ

試験セクションの解体においては、上部のクラスト層をはじめ、酸化物層および金属層が層状に重なる様子が確認され、小規模試験では得られない層構造に係る特徴を捉えることができました（図 3）。これら部位ごとの燃料デブリの外観的特徴に係る知見と、取出し作業時の記録に基づき、機械的工法による燃料デブリの取出し方法を検討する上で考慮するべき事項を提言として取りまとめました（表 1）。

今後、各部位から採取したサンプルについて、相状態や硬さなどの詳細な特性データを取得します。本試験サンプルの特性データについては、本試験と比較して材料の酸化の程度や冷却条件が異なる条件で実施された過去の大型 MCCI 試験のサンプルの特性データも考慮しつつ、1F で想定される MCCI 生成物の特性範囲の推定に活用していく予定です。

試験セクション解体時の作業難易度やサンプルの外観等の情報から、本試験における層構造の特徴を描画しました。左の写真は、試験セクションのコンクリートの側壁を解体後に撮影した層構造です。

表 1　解体時の特徴に基づく燃料デブリ取出し方法の検討に際しての提言

解体時に確認されたサンプルの特徴や作業環境の変化等をもとに、機械的工法による燃料デブリの取出し方法を検討に対する提言を取りまとめました。

解体時の様子	提言
デブリの外観は非常にポーラスで脆く見えるが実際は非常に堅い	外観観察のみの工具選定は不可能
機械的な掘削作業では粉塵が多く発生	急激な視認性低下、放射線モニタへの影響
クラストの確認	とても堅く、打撃などで割れにくい可能性あり
粒子状デブリの確認	ハンドリングツール(吸引、掬い)や水処理系の固液分離の必要性あり
熱劣化コンクリート層の存在	脆いので、把持によるハンドリングに向かない
気孔・成層化の確認	空隙率の違いによる臨界評価への影響を確認する必要性あり
酸化物層と金属層の分離	酸化物と金属を扱う工具が異なる場合は、層の変化を検知する必要性あり

本研究は、平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した成果を含みます。

《参考文献》
・　仲吉，“CEA における大型 MCCI 試験の知見からの廃炉への提言”，第 3 回 福島第一原子力発電所の廃炉に関する戦略ワークショップ，平成 29 年 9 月 16 日.

《引用文献》
[1] *T. Kitagaki, et al., “Characterization of the VULCANO test products for fuel debris removal from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant”, Proc. ACTINIDE 2017, Sendai, Japan, July 9–14, 2017.*

2-2　燃料デブリとはどのようなものかを理解する(2)

―燃料デブリの経年変化プロセスの解明に向けた研究開発戦略の検討―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃炉リスク管理研究ディビジョン 燃料デブリ挙動解析グループ
矢野 公彦、北垣 徹

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けて、重要課題の一つとして位置づけられている「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」に係る研究開発戦略を検討しました。今後は、国内外の大学や研究開発機関と協力しつつこの課題に取り組んでいく予定です。

(1) はじめに

1F 廃炉に向けて戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発課題・ニーズを見出し、評価・優先順位付け等を行うため、「研究連携タスクフォース」を原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に設置され、抽出された重要研究課題の一つとして「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」が挙げられています。[1]

燃料デブリの取出し時期は、平成 33 年以降と想定されており、燃料デブリ生成後 10 年経過後となります。さらに、その後の燃料デブリ取り出しは長期間を要すると予想され、燃料デブリは炉内環境中で十年以上留まることとなります。また、取り出した燃料デブリを安全に保管するためには、その挙動をあらかじめ知っておく必要があります。このため、燃料デブリ取り出し方法及び移送・保管方法を検討する上では、燃料デブリの経年変化予測が必須です。

燃料デブリの経年変化予測のため、当グループでは研究開発戦略の検討に着手しました。

(2) 研究開発戦略の策定（図 1）

まず、過去のシビアアクシデント研究や類似の研究等から得られた知見を調査した結果、類似研究は存在するものの、1F における経年変化を予測するために直接活用できる知見は存在しないことが分かりました。

長期にわたる廃炉作業において、燃料デブリがどのように経年変化していくか予測するためには、そのメカニズムを理解する必要があり、メカニズムの解明に向けて

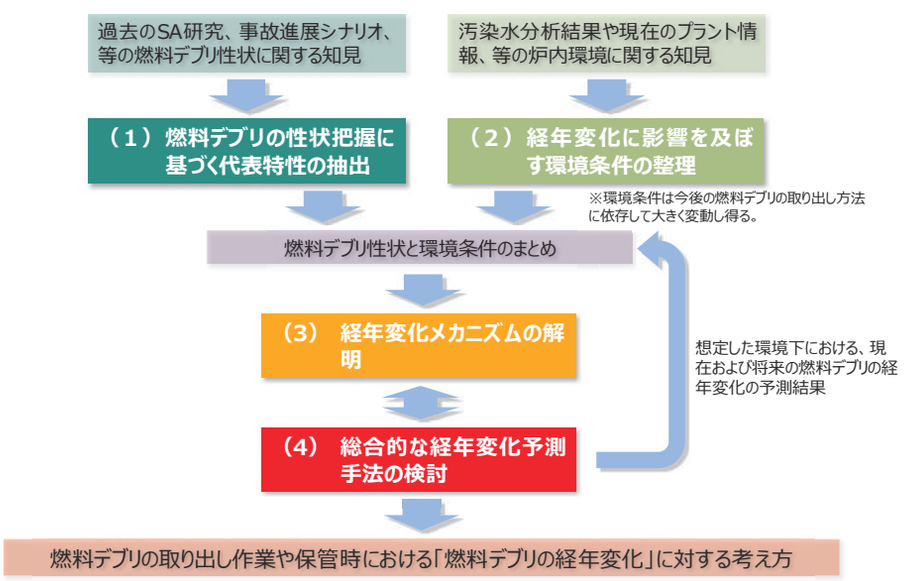


図 1　燃料デブリの経年変化メカニズム等の解明に係る研究開発スコープ（中核的研究テーマの構成）

燃料デブリの経年変化に関して議論するために必要な中核的研究テーマとして、燃料デブリそのものの特性に係る(1)燃料デブリの性状把握に基づく代表特性の抽出、経年変化に影響を及ぼす周辺の条件整理としての(2)経年変化に影響を及ぼす環境条件の整理、各種経年変化メカニズムの影響を具体的に調査する(3)経年変化メカニズムの解明、とこれらを使った実際の予測手法を検討する(4)総合的な経年変化予測手法の検討を定め、これらのテーマに対して研究開発を進めることで、1F 廃炉作業における燃料デブリの取り出し作業や収納保管における燃料デブリの経年変化に対する基本的な考え方を取りまとめることとしました。

次の 4 つの中核的研究テーマを柱とした研究計画を検討しました。(図 1)

I)　燃料デブリの性状把握に基づく代表特性の抽出

これまでに得られている知見（事故進展、TMI-2 事故事例、シビアアクシデント研究、これまでの廃炉・汚染水対策事業の成果等）により燃料デブリの主要なマトリックスを推定し、主要マトリックス中でのアクチニド元素等の存在状態を明らかにします。

II)　経年変化に影響を及ぼす環境条件の整理

1F の今後の処置において燃料デブリの取り出しから保管までの燃料デブリの環境条件を想定し整理します。

III)　経年変化メカニズムの解明

燃料デブリの経年変化メカニズムの解明を行います。メカニズムにはそれぞれ、化学的、物理学的／機械的、生物学的要因が考えられますが、それぞれについて比較評価できるような定量的な評価を目指します。また各メカニズムの連成効果についても議論します。

IV)　総合的な経年変化予測手法の検討

燃料デブリの経年変化を予測するための手法を検討します。I）～III）の検討を踏まえて、支配的なメカニズムを洗い出し、環境条件や時間等を考慮した概略評価を行うための方法論を検討します。

また、これらのテーマについて、中長期ロードマップ(2015 年版) [2]を踏まえたスケジュールを検討しました。(図 2)

(3) 今後の方針

改訂されたロードマップ[3]とも整合を取りながら、策定した戦略の実施に向けて検討を継続していきます。また、実施に当たっては、国内外の大学や研究機関と協力し、中長期的に必要となる人材を育成する観点も含めた研究開発を実施する考えです。



図 2　中長期ロードマップ（2015 年版）を踏まえた実施時期

本研究開発は、基礎基盤研究であることも考慮し、中長期ロードマップ等を踏まえて、早い段階で適切に廃炉関係者にインプットできることが好ましいと考えています。

《参考文献》

・ K. Yano et. al., " R&D Strategy on Mid- and Long-Term Behavior of Fuel Debris", in Proc. Actinides2017, Jul. 2017, MoPS-40 (2017)

《引用文献》

[1] *研究連携タスクフォース, "研究連携タスクフォース中間報告", (2016). http://www.dd.ndf.go.jp/jp/decommissioning-research/dr-committee/materials/04/doc1-1.pdf*

[2] *廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議, "東京電力（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", (2015) http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf*

[3] *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", (2017) http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf*

2-3　燃料デブリ取り出しのための取り組み

－格納容器内の線量率分布予測技術の開発－

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　燃料デブリ・炉内状況把握ディビジョン　線量評価・計量管理グループ
奥村啓介、Eka Sapta Riyana

原子力機構が開発した最新のデータ及び計算コードを用いた燃料の燃焼計算、構造材の放射化計算、国際廃炉研究開発機構(IRID)等が行う事故進展解析や内部調査結果から得られる情報を活用し、時々の最確なプラント内の線量率分布を予測する手法を開発します。

(1) はじめに

事故が発生した東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の原子炉格納容器(PCV)内は現在でも非常に高線量であり、廃炉作業時の作業員の安全を確保するためには適切な放射線管理が必要です。そのため、PCV 内の放射能分布を十分に理解し、廃炉作業計画を構築する必要があります。このためには PCV 内の放射線源の分布と、これにより放出される放射線(主にガンマ線)の線量率分布を把握する必要があります。しかし、現状では PCV やその中にある圧力容器(RPV)内の線源強度を広く測定することは困難な状況にあります。

原子力機構では、様々な計算技術を駆使すると共に東京電力ホールディングスや IRID により実施されているロボット等を使った PCV 内の線量率の実測値を利用すると共に、事故進展解析等から得られる最新の知見を利用することで、最も確からしい PCV 内の線源分布と線量率分布を評価する手法(最確線量率分布評価手法)を開発しています。

(2) 最確線量率分布評価手法

PCV 内の放射線源としては、a) 燃料デブリに含まれる核分裂生成物(FP)などの放射性核種、b) 事故前の運転により構造材が放射化して生成される ^{60}Co などの放射化生成物、c) 事故時に燃料が溶融して放出された揮発性 FP 核種(主に Cs)による構造物の表面汚染の 3 種類が主なものとして挙げられます。これらのうち、a)と b)については、原子力機構が開発した最新の核データと燃焼・放射化計算コードを使用して、なるべく正確な燃料デブリの核種組成を求めて、線源データを作成します。c)については、原子力機構や IRID 等が行っている事故進展解析による FP 分布の結果を利用しますが、現状では不確かさが大きいため、PCV 内部調査による局所的な線量率の実測値がある場合には、これを再現するように線源分布を決めます。これらの方法により、線源分布が確定したら、図 1 に示す 3 次元プラントモデルと粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS[1]を用いて、時々の最確な線量率分布を求めます。

(3) 成果

線量率分布の計算では、図 2 に示すように、プラント

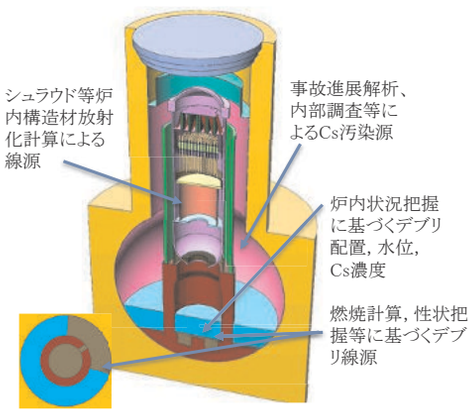


図 1　線量率分布計算モデル
1 号機に対するモンテカルロ計算体系と線源分布設定

モデルに設定した線源種(例えば、部位ごとの表面 Cs 汚染、燃料デブリ、炉内構造物の放射化線源、水中の Cs など)毎に行っています。これにより、部位毎の線量率がどの線源の寄与により支配的に決まっているかを明らかにすることができました。例えば、1 号機の場合、深く水没した燃料デブリからのガンマ線は、気中の線量率にほとんど寄与しておらず、壁面の Cs 表面汚染によりほぼ決まっていることが分かります。

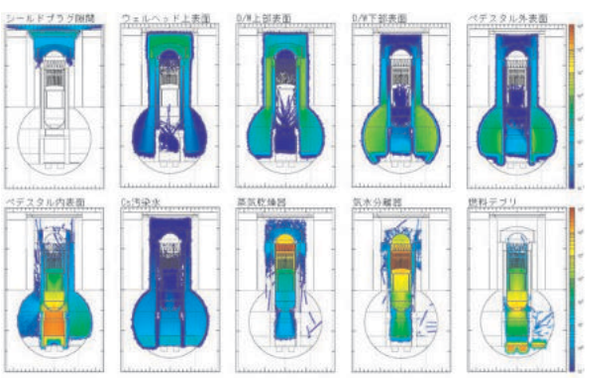


図 2　線源毎の線量率分布寄与の計算例
34 種類の部位毎の線源に対し線量率分布を計算している。これらの図はその代表例。合算して全体の線量率分布となる。

また、RPV 内の線量率は、気水分離器や蒸気乾燥器における Cs 汚染による影響が大であると考えられますが、これらの実際の汚染状況を、RPV 外の線量率から知ることは困難であることが分かります。このため、RPV 内の状況は、現状では事故進展解析の結果から推定するしか方法がありません。

図 3 は、1 号機のロボットによる内部調査(B1 調査)が実施された2015年4月時点での線量率分布の予測結果です。この線量率分布は、図 2 に示した各線源寄与を総和した上で、ロボット調査により実測されたグレーチング上の線量率平均値（約 7Sv/h）を再現するように、RPV 外側の壁面 Cs 線源濃度を約 5 倍程度に調整しています。

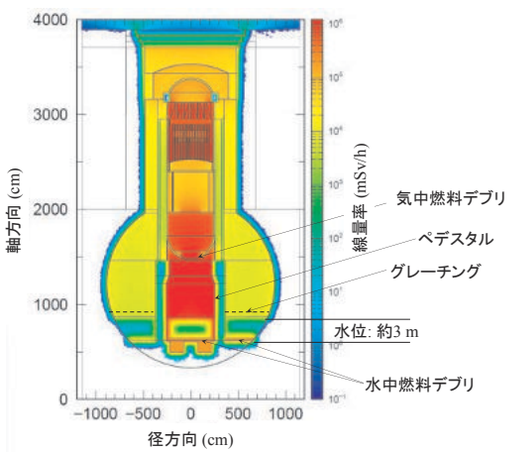


図3　1 号機線量率分布の予測結果(2015 年 B1 調査時)

PHITS による計算結果を、ロボットによるグレーチング上線量率の実測値を用いて修正した線量率分布

図3のPCV底部右側には水没した燃料デブリが配置してあり、左側には燃料デブリは存在せず、気中の PCV 壁面と同じ濃度の Cs 汚染源があるものと仮定しています。水中デブリ表面近くの平均的な線量率は、デブリ中の Cs が仮に 40%程度残存していても 200 Sv/h 以下と推測されます。また、水中の線量率は、水面付近で高く、水中で一旦下がり、PCV 低部で最大となります。この傾向は、2017 年 3 月に実施された 1 号機の B2 調査でも確認されています。B2 調査では、PCV 底部の大量の堆積物により、燃料デブリの存在確認が阻まれました。しかし、仮に堆積物が存在しない場合でも、PCV 底部が Cs で汚染

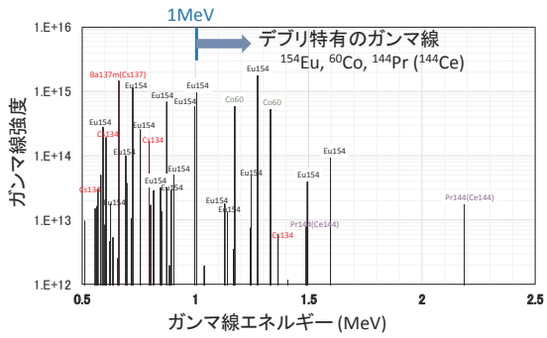


図4　燃料デブリの主要なガンマ線源(2018 年 1 号機)

計算による 1 号機燃料デブリの平均組成(Cs 等の揮発性 FP 放出率 99%)から推定されるガンマ線のエネルギースペクトル。

されている場合には、燃料デブリ付近の線量率と Cs 汚染底部での線量率に明確な差異は見られないため、エネルギー積分された線量率の測定ではデブリの存在位置を決定づけることは困難であると予想されます。

水中で燃料デブリの存在位置を確認するためには、燃料デブリに特有のガンマ線か ^{244}Cm が放出する自発核分裂中性子を測定することが有効と言えます。ガンマ線測定の場合には、図 4 に示すように、1MeV 以下のエネルギー領域では、Cs 汚染と多くの FP 核種によるコンプトン散乱の影響が大きくなるため、燃料デブリの判定が困難となります。そこで、ある程度のエネルギー分解能を有するガンマ線検出器を用いて、アクチニド核種と帯同しやすい非揮発性の ^{154}Eu や ^{144}Ce と放射平衡となる ^{144}Pr、あるいは金属不純物の放射化線源である ^{60}Co の 1 MeV 以上のガンマ線を検出することが有効と言えます。そこで、遠隔操作型無人探査機(ROV)に搭載可能なエネルギー分解能を有する小型のガンマ線検出器と中性子検出器の開発を、英国のランカスター大学およびマンチェスター大学と連携して進めています[2]。

(4) 今後の展望

2017 年 1 月から 7 月にかけて、1 号機、2 号機、3 号機に対する新しい内部調査が実施されました。現在、これらにより得られた最新知見を反映してプラントモデルの改良を行い、より確度の高い線量率分布の予測を進めています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」として、国立大学法人長岡技術科学大学が実施した成果の一部を含みます。

《参考文献》 K. Okumura, et al., “A Method for the Prediction of the Dose Rate Distribution in a Primary Containment Vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, Proc. of ISORD-9, July 10-14, 2017, Nagoya (2017).

《引用文献》 [1] *T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, et al., “Particle and Heavy Ion Transport code System, PHITS, version 2.52,” J. of Nucl. Sci. and Technol., 50, 913 (2013).*

[2] *M. Nancekievill, et al., “A Remote-operated System to Map Radiation Dose in the Fukushima Daiichi Primary Containment Vessel,” Proc. of ANIMMA 2017, 19-23 June 2017, Liege, Belgium (2017).*

2-4　燃料デブリ取り出し後の取り組み

—廃棄物保管時に発生する水素の安全な管理のための技術開発—

廃炉国際共同研究センター　廃炉リスク管理研究ディビジョン　水素安全管理技術開発グループ　日野　竜太郎、寺田　敦彦

燃料デブリ取り出し後の安全評価の一環として、燃料デブリ保管容器内で水分の放射線分解により発生する水素の挙動評価と水素濃度上昇抑制のための技術開発に取り組んでいます。

(1) はじめに

燃料デブリ等の放射性廃棄物の保管容器内での水素発生は、廃棄物中の水分の放射線分解に起因しています。また、発生した水素の容器内での挙動、特に拡散挙動は以下の因子に影響を受けます。

- 廃棄物の崩壊熱
- 保管容器からの滞留、熱放射による放熱
- 廃棄物含有水分と残留水の蒸発による水蒸気の壁面凝縮
- 水素/水蒸気/空気混合ガスの浮力効果

図１にこれらのイメージを示します。

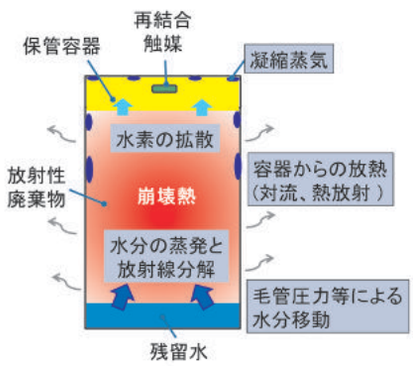


図１　放射性廃棄物保管容器内外のイメージ

本技術開発では保管容器内の水素挙動を把握し、水素濃度の上昇に対する抑制対策を検討していきます。本技術開発のフレームワークを図２に示します。水素挙動評価で保管容器内の水素挙動を把握し、それをベースにして水素濃度緩和のための技術開発、とくに水素再結合触媒器の技術開発を行い、水素濃度緩和効果を水素挙動評価により再評価します。

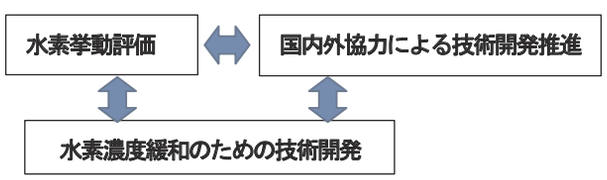


図２　技術開発のフレームワーク

このとき、実績を有する国内外の研究機関、大学等との共同研究協力を行い、水素挙動の照合解析による評価手法、並びに水素濃度緩和技術の高性能化を加速します。

(2) 水素挙動評価

燃料デブリ等の放射性廃棄物の崩壊熱や水素混合ガスによる浮力効果に加えて、水素拡散・成層化挙動、再結合触媒効果を評価し、実機の水素安全評価に適用します。併せて、水素の着火燃焼により発生する圧力波、火炎の容器壁への影響を評価します。

滞留水のセシウム吸着に使用された KURION 吸着塔内の水素挙動を評価してきました。吸着塔の概観・構成を図 3 に示します。吸着塔に充填されたセシウム吸着用のゼオライトが含有する水分及び吸着塔内の残留水が放射線分解して水素を発生し、空気との密度差及び放射化したゼオライトの崩壊熱による温度差に起因する浮力により容器内の空気と混合していきます。

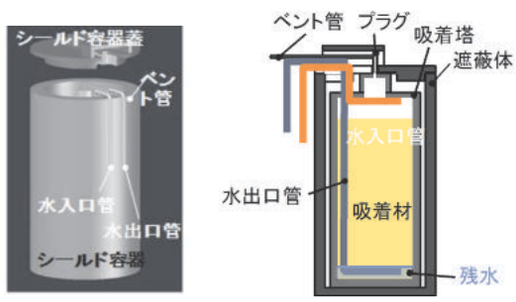


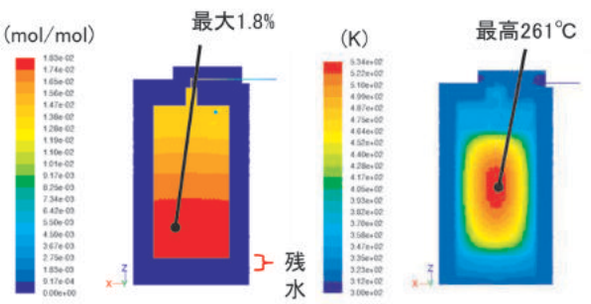
図３　KURION 吸着塔の概観・構成
吸着塔はシールド容器内に収納され、吸着塔にはベント管及び水出入口管が設置され、保管時には開放。

3 次元解析結果の例として水素濃度と温度分布を図 4 に示します。このとき、水出口管は下部の残留水により閉塞し、ベント管と水入口管のみが開放されているものとしました。主要な解析条件は以下の通りです。

ゼオライト層下部の残留水の高さ　24cm
崩壊熱　618W
水素発生量　24.3L/day（ゼオライト層）、
0.76L/day（ゼオライト層下部の残留水層表面）（25℃、1atm の標準状態）

容器内の残留水により水出口管が閉塞した場合でも、上部のベントプラグ及び水入口管から水素が排出され、塔内水素濃度は最高で 1.8%と爆発下限界 4%（ドライ条

件）以下に静定し、ゼオライト層の温度は最高 261℃と、水素の自己着火温度約 560℃の半分にとどまることが分かりました。



(a) 水素濃度分布　　(b) 温度分布

図 4　出口管水没条件での熱流動解析結果

(3) 水素濃度緩和のための技術開発

燃料デブリ保管容器のような密閉容器では、放射線分解で発生した水素は容器内に蓄積されていきます。蓄積された水素の爆発燃焼リスクを低減するため、水素濃度の上昇を緩和する方策として受動的水素再結合触媒器（Passive Autocatalytic Recombiner: PAR）に着目しました。PAR は運転員の操作や電源及び動的機器が不要なことから、原子力発電所の水素安全対策の一つとして世界的に導入が推進されており、当グループでは廃棄物保管容器への適用を検討しています。

PAR に用いる水素ー酸素再結合触媒には貴金属が使用されていますが、既存の原子炉用 PAR 触媒は特注品で高価です。そのため、保管容器への適用に当たっては安価で安定した品質と性能を有する自動車用排気ガス浄化用セラミックス触媒（ダイハツ工業製インテリジェント触媒）に注目しました。この触媒は、小型・軽量で、高温耐久性（RT～1000℃）、機械的耐久性、さらに大量生産を前提としているために安定した品質を有しています。図 5 に水素ー酸素再結合触媒の概要を示します。

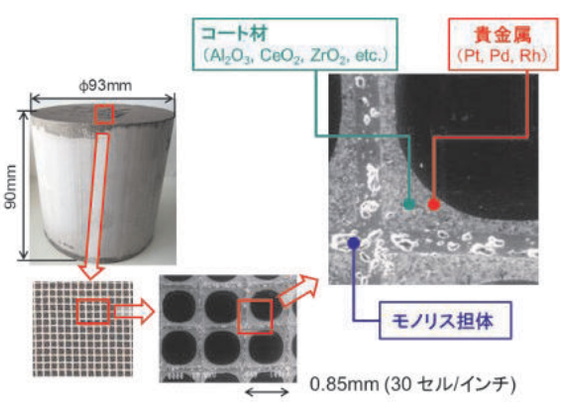


図 5　水素ー酸素再結合触媒の概要

流路となるモノリス担体の表面に触媒を担持するコート材を塗布し、コート材中に貴金属（Pt, Pd, Rh）を添加。

この触媒を用いて容器内での水素濃度緩和効果を解析評価するため、図 6 に示す再結合触媒を設置した密閉空間における水素濃度測定結果[1]を基に、汎用熱流動解析コード FLUENT を用いて 3 次元検証解析を行いました。水素濃度と触媒温度の経時変化の解析結果と実験結果の比較を図 7 に示します。解析結果は初期の水素投入時の局所的な変動を除いて、概ね再現できることを確認しました。

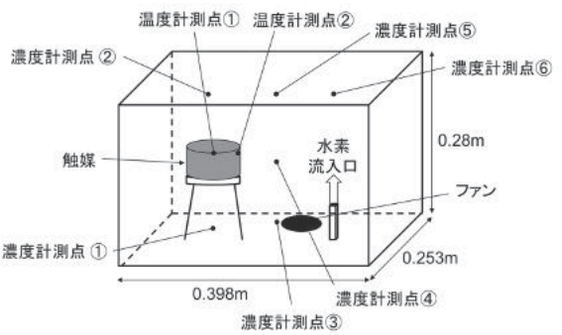


図 6　再結合触媒を設置した密閉空間における水素濃度測定

0.4×0.25×0.28[m]の密閉空間（約 28L）に水素供給部（□10㎜）から水素を注入。水素の注入量は容器で水素 4%濃度相当。

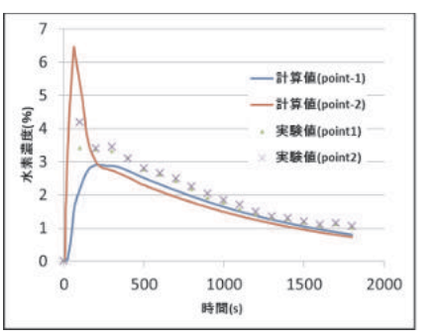


図 7　水素濃度の経時変化の解析結果と実験結果の比較

(4) 国内外協力による技術開発推進

長岡技術科学大学と、小型の模擬保管容器内に水素ー酸素再結合触媒を設置し、模擬物質の充填量、容器内水分量、容器設置状態（縦置き、横置き）などをパラメータとして水素濃度緩和効果の共同研究を開始したところです。今後、試験データを基に水素ー酸素再結合触媒による水素濃度緩和効果をシミュレーションする予定です。また、再結合触媒の性能向上のために、ヘルシンキ大学と触媒表面での反応状況を分子動力学で評価する共同研究を開始したところで、フィンランド技術研究センター（VTT）と触媒用貴金属の情報交換を行う予定です。

《引用文献》　[1]　*井上雅弘、杉本 健、"触媒を用いた室内の水素集積防止に関する研究"、第 49 回安全工学研究発表会 (2016.12).*

3　放射性廃棄物の安定保管・処分への取り組み

—性状把握・長期保管・処理・処分検討の進め方—

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃棄物処理処分ディビジョン　芦田　敬
福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　研究推進室　明道　栄人

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けた廃棄物対策について、2017年9月に改訂された中長期ロードマップでは、2021年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示すことが記載されています[1]。また、2017年8月には、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が技術戦略プラン2017を示しました[2]。

一方1Fにおいては，約22万［m^3］の瓦礫，約13万［m^3］の伐採木などの廃棄物が保管されており（2017年11月末現在）、燃料デブリ取り出しなどの進展に伴い今後も多くの廃棄物が発生する見通しです。そのような廃棄物が継続して発生する中で、性状把握を進めながら、これと並行して廃棄物の保管，処理，処分の方法を開発し、事業に反映することが求められます。

これらの国の方針を踏まえ、本研究では、事故により発生した固体廃棄物を安全に処理・処分するための技術開発を目的として、廃棄物の分析とそれにもとづくインベントリ評価などによる性状把握，処理に関する基礎試験，水処理二次廃棄物の長期保管方策の検討，既存処分概念の特徴把握や事故廃棄物の処分区分の検討などを行っています（図1）。これらの取り組みは、他プロジェクトの進捗を含めて、全体を俯瞰し、統合しながら計画を実施していく必要があります。

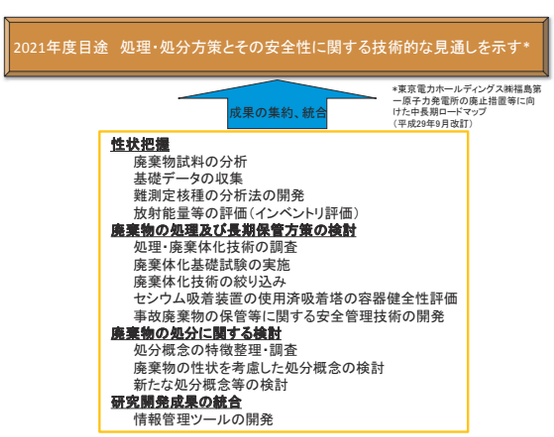


図1　個別検討事項
事故で発生した廃棄物の特徴を踏まえ、個別の検討事項で得られた成果や課題を抽出し、研究開発を行っています。

既存技術に加えて基礎・基盤研究を推進し、合理的かつ安全性・信頼性の向上に継続的に取り組んでいきます。また、国内外の大学・研究機関等と連携し、原子力機構を中心としたネットワークを構築することにより英知を結集して研究開発を推進し、その過程で人材育成に取り組んでいきます。

(1) 概要及び成果

① 性状把握

分析の中長期計画を更新するとともに、瓦礫、水処理二次廃棄物や汚染水をサイト外施設に輸送し、放射能分析を実施しました。その結果、1号機原子炉建屋の瓦礫（コンクリート）より得られた分析データは、これまでの瓦礫の分析結果と整合することなどを確認しました。また、解析的にインベントリを推定する評価手法について評価の不確実性を低減する方法を検討し、これにもとづきインベントリデータセットを求め、安全評価に提供しました。なお、1Fでの廃棄物試料の採取については(2)項に示します。

② 廃棄物の処理に関する検討および長期保管方策の検討

放射性廃棄物の廃棄体化技術の絞り込みのため、技術評価フローおよび評価要件を検討・整理しました。また、ALPSスラリーや吸着材などの汚染水処理二次廃棄物のセメント固化、ジオポリマー固化、焼結固化、圧縮成型固化試験を実施し、技術評価に必要な基礎データを取得しました。これらのデータを技術評価要件と照らし合わせ、各々の廃棄物について適用可能な候補技術を評価しました。

セシウム吸着装置の長期保管検討においては，発熱に伴う残水蒸発挙動の加速試験ならびに塩分濃縮挙動評価を実施し、長期保管に必要な対策と検証方法を提示しました。

③ 廃棄物の処分に関する検討

性状把握で示された核種のインベントリデータセットなどに基づき，処分の観点から暫定的な廃棄物区分を実施するとともに，不確実性を考慮した処分の安全評価手法（シナリオ，モデル，パラメータ，解析ケースな

ど）を再度見直しました。また、海外の処分概念の事例調査にもとづき、処分概念構築に向けた情報を整備し、既存の処分概念の特徴を定性的かつ定量的にまとめました。

④ 情報管理ツールの開発

汚染水や瓦礫等の放射能濃度等の分析データを収録したデータ集に関して、既報のデータ集にデータ等を追加するなどの対応を行った改訂３版を発行しました。

(2) 1F での廃棄物試料の採取

廃棄物試料の分析のため、試料を採取あるいは入手し原子力機構の原子力科学研究所並びに核燃料サイクル工学研究所等の分析施設へ輸送しました。

① 瓦礫等

1F1 号機の原子炉建屋 5 階（オペレーティングフロア）における作業において採取されたコンクリートコア 2 試料を入手しました。3 号機原子炉建屋からは、新燃料貯蔵庫ハッチを破砕したコンクリート瓦礫から 2 試料を採取しました。

② 土壌

土壌については、サイト内の汚染分布等を把握するため、これまでの敷地を格子状に区分することによる土壌採取に引き続き、漏えい等により局所的に汚染が確認されている土壌として、汚染水を貯留している H4 タンクからの漏えいにより汚染した土壌 2 箇所（6 試料／1 箇所）から 12 試料を入手しました。

③ 汚染水

汚染水処理二次廃棄物のインベントリ評価などに資するため、2 号機・3 号機タービン建屋水、1 号機原子炉建屋水について、東京電力ホールディングスが採取した汚染水試料からその一部を入手しました。汚染水処理設備からは、セシウム吸着装置 KURION、SARRY、既設／増設 ALPS から採取された処理水を入手しました。

④ 汚染水処理二次廃棄物

汚染水処理二次廃棄物のインベントリ評価などに資するため、汚染水処理二次廃棄物のうち、スラリーについては、増設 ALPS から発生した炭酸塩スラリーを収納容器 HIC の深さに応じて 3 試料入手しました。吸着材に関しては、既設／増設 ALPS から発生した活性炭、酸化セリウム、キレート樹脂 1 及び 2、銀ゼオライトについて、HIC 表層から採取された試料をそれぞれ入手しました（図 2）。



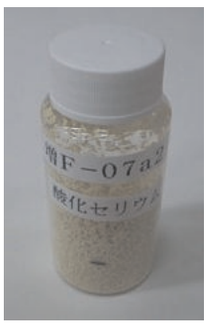


図 2　増設 ALPS から採取した吸着材試料の例

2016 年 10 月に汚染水処理二次廃棄物のインベントリ評価等のため、増設 ALPS で使用した吸着材（活性炭、酸化セリウム）を収納容器 HIC から採取しました。試料は、分析のために、原子力機構核燃料サイクル工学研究所へ輸送しました。

⑤ 焼却灰

作業に使用した防護服（タイベックスーツ等）やヘルメット等の難燃物を焼却した焼却灰の核種組成を把握等するため、焼却設備のホット試験時の焼却灰を 6 試料入手しました。

⑥ 試料輸送

1F から分析を実施する原子力科学研究所、核燃料サイクル工学研究所等への輸送を 2016 年 8 月から 2017 年 2 月にわたって 3 回実施し、合計 72 試料を輸送しました。

(3) 今後の展開

2021 年度を目処に設定されたマイルストーン「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す」に資することを目的として本事業を進めていきます。事故廃棄物の性状把握では、1F で採取した廃棄物試料の分析を継続するとともにインベントリ評価の精度向上に努めます。処理に関する検討では、実績のある固化技術に関する新たな情報を評価し、必要に応じて適用性試験を実施していきます。長期保管方策の検討では、水素発生の評価方法並びにその取扱方法について、国内外の知見を調査します。処分に関する検討では、国内外の処分方策を制度等からも調査し、安全評価手法を検討していきます。

また、廃炉国際共同研究センターは、1F の廃止措置を推進するため、国際的な拠点機能を発揮することが期待されていることから、事故廃棄物の処理・処分に係る研究開発について、国際協力を今後とも推進していきます。

本研究は、平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した成果を含みます。

《引用文献》 [1] *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㈱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」、平成 29 年 9 月 26 日（2017）*

[2] *原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2017」、2017 年 8 月 31 日（平成 29 年）*

3-1　廃棄物の性状を理解する

―事故で発生した瓦礫の放射化学分析―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃棄物処理処分ディビジョン　廃棄物処理技術開発グループ
佐藤　義行、田中　究、上野　隆、石森　健一郎、亀尾　裕

東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（1F）事故により発生した放射性廃棄物の処理処分方策の検討のため、1~3 号機の原子炉建屋内で採取された瓦礫の放射化学分析を行いました。得られた各核種の放射能濃度は ^{137}Cs 放射能濃度との相関や炉心燃料の組成と比較することで原子炉建屋内の汚染状況を調査しました。

(1) 放射化学分析の必要性について

福島第一原子力発電所では、原子炉建屋の解体に伴い発生した瓦礫、汚染水を保管するためのタンク建設のために伐採された伐採木、及び汚染水やその処理水等の放射性廃棄物が敷地内に大量に保管されています。今後発生する瓦礫等を含め、これらの放射性廃棄物の処理処分方策の整備が緊急の課題となっています。このためには、瓦礫等に付着した放射性核種の種類や濃度等の情報を明らかにし、事故により発生した廃棄物の性状を把握することが重要です。しかし、原子炉建屋内部に飛散した放射性核種の種類や濃度は十分に把握されておらず、処理処分を加速するためにも、詳細な放射能データが必要です。そこで私たちは、1~3 号機の原子炉建屋内で採取された瓦礫の放射化学分析を実施しました（図 1）。

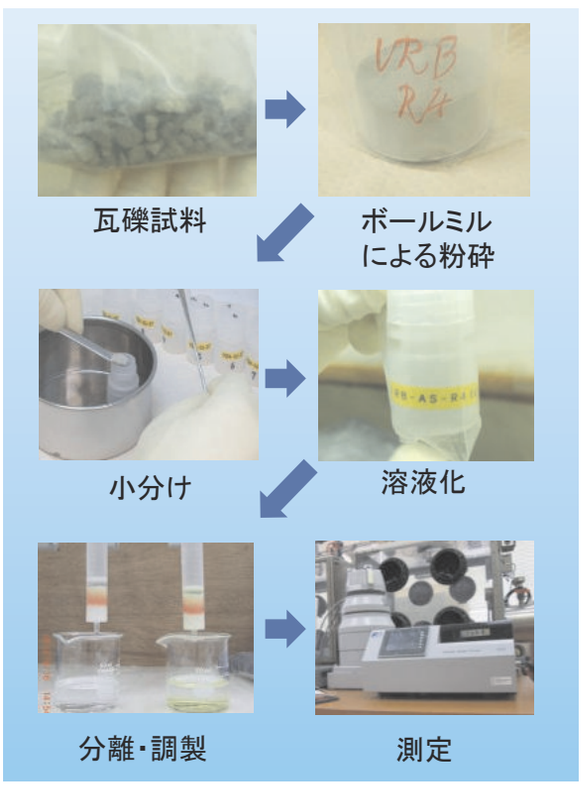


図 1　放射化学分析の流れ
瓦礫試料は、均一化するためボールミルによる粉砕を行います。均一化した試料は小分けし、核種ごとに適した前処理法・分離法を行い、放射化学分析を行います。

(2) ^{137}Cs 放射能濃度との相関関係について

^{137}Cs のようにγ線を放出する核種は測定が容易ですが、透過力の弱いα及びβ線のみを放出する核種は、測定のために煩雑な化学分離操作が必須となります。取得した放射能データのうち、揮発性核種（^{14}C）、放射化生成物（^{60}Co）、核分裂生成物（^{90}Sr）及びα線放出核種（^{238}Pu）と、^{137}Cs との放射能濃度の相関を調査しました（図 2）。^{90}Sr 放射能濃度は、^{137}Cs 放射能濃度との相関係数が 0.89 であり、比例する傾向があることが分かりました。この関係から、測定が容易な ^{137}Cs から直接放射能を測定することが困難な ^{90}Sr の放射能濃度が推定できる可能性があります。また、^{60}Co 放射能濃度と ^{137}Cs 放射能濃度の相関係数は 0.85 であり、放射化生成物である ^{60}Co と核分裂生成物である ^{137}Cs の放射能濃度が比例する可能性も示しています。放射化生成物と核分裂生成物の放射能濃度が比例するのであれば、測定の困難な放射化生成物である ^{63}Ni の放射能濃度を ^{137}Cs 放射能濃度から推定できる可能性があり、放射能データをより速く得ることができるようになると期待されます。一方、^{14}C 及び ^{238}Pu は、^{137}Cs 放射能濃度との相関係数がそれぞれ 0.62 及び 0.51 であり比例関係は明確ではなく、更なる放射能データの蓄積が必要です。

(3) 炉心燃料から原子炉建屋への移行挙動について

^{137}Cs の放射能濃度と比例する傾向が見られた ^{60}Co 及び ^{90}Sr について、1・3 号機の ^{60}Co/^{137}Cs 比及び ^{90}Sr/^{137}Cs 比の対数平均値を求めると、2.6×10^{-5} 及び 2.2×10^{-3} でした。一方で、西原らが計算コード（ORIGEN2）によって炉内の燃料と被覆管中の燃料組成を計算しており、その計算値から算出した ^{60}Co/^{137}Cs 比及び ^{90}Sr/^{137}Cs 比はそれぞれ、

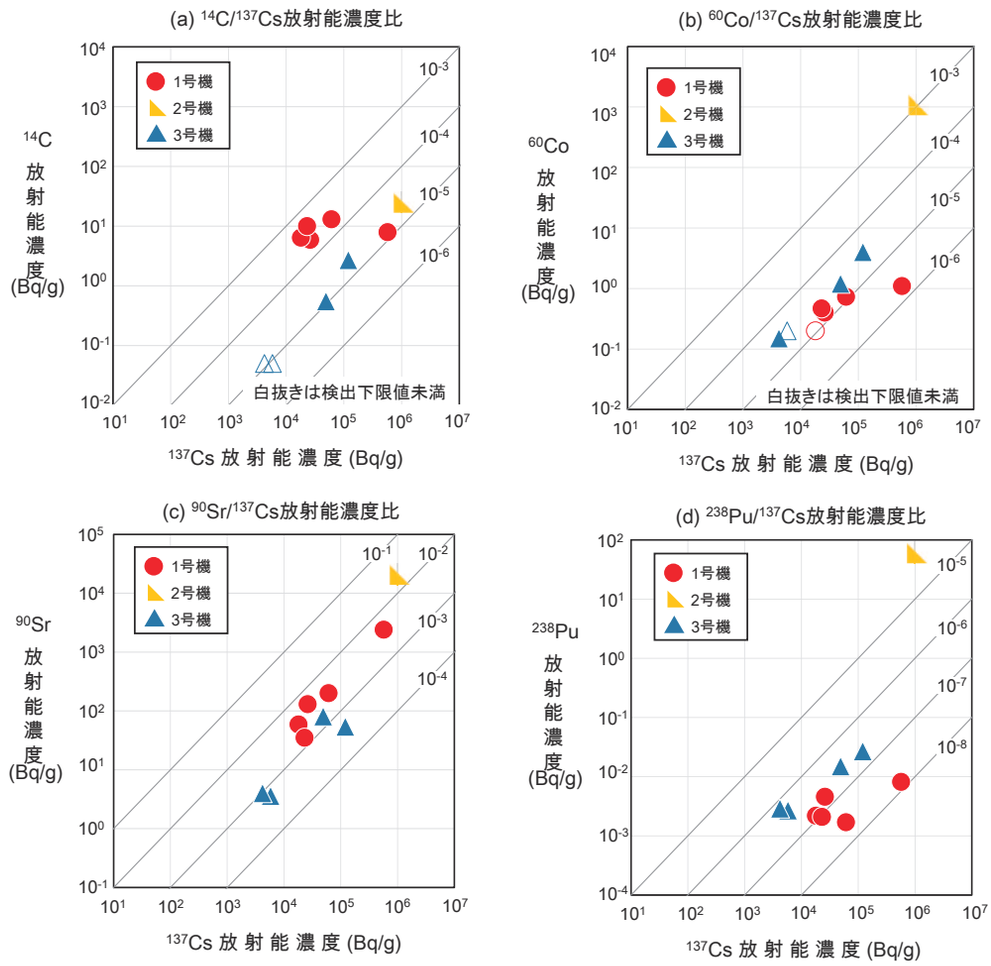


図2　放射能濃度測定結果

^{137}Cs 濃度に対する(a)^{14}C 濃度、(b)^{60}Co 濃度、(c)^{90}Sr 濃度及び(d)^{238}Pu 濃度の関係を示しています。(2011 年 3 月 11 日に半減期補正)

1.3×10^{-5} 及び 7.4×10^{-1} でした[1]。^{90}Sr は ^{137}Cs に比べ炉心燃料から原子炉建屋への移行率が小さい可能性があることがわかりました。^{60}Co/^{137}Cs 比は分析値と計算値が同じ桁でした。^{14}C/^{137}Cs 比及び ^{238}Pu/^{137}Cs 比についても計算値との比較を行うと、^{14}C は ^{137}Cs に比べ移行率が大きく、^{238}Pu は ^{137}Cs に比べ移行率が 3 桁以上小さい可能性が示されました。これらのデータを福島第一原子力発電所事故のシミュレーションの結果を比較することで、事故の状況把握や事故解析の精度向上に役立つと期待できます。

(4) まとめ

事故廃棄物の性状把握を目的として、原子炉建屋瓦礫の放射化学分析を行い、放射能データを取得しました。^{60}Co 及び ^{90}Sr の放射能濃度は、それぞれ ^{137}Cs 放射能濃度と比例関係の傾向が認められました。取得した分析データはデータ集として逐次報告しています[2]。これらのデータは、原子炉建屋内部の放射能量の推定だけでなく、作業者の被ばく評価や環境影響評価等に対しても活用が期待されています。今後も、原子炉建屋内の各種試料を採取、分析することにより、事故廃棄物の詳細な性状把握を行い、処理処分に向けた放射能データを蓄積していきます。

本研究は、資源エネルギー庁からの受託研究「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部です。

《参考文献》 Y. Sato, et al., “Radiochemical Analysis of Rubble collected from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, Hoken Butsuri. 51, 209 (2016).

《引用文献》 [1] *K. Nishihara et al., "Estimation of Fuel Compositions in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant ", JAEA-Data/code, 2012-018, (2013).*

[2] *M. Aasami et al., “Analytical Data on Contaminated Water, Rubble and Other Collected at the Fukushima Daiichi Nucler Power Station”, JAEA-Data/code, 2017-001, (2017).*

3-2　水処理二次廃棄物の安定保管に向けて（1）

―計算科学手法による吸着塔γスキャニングの模擬―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　保管機器健全性評価グループ　永石隆二、松村太伊知

γ（ガンマ）スキャニングとは、装置の外側でγ線を計測することによって装置内部の放射性物質の分布を評価する、γ線の透過性を活かした非破壊の方法です。

これを東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（1F）の汚染水処理で使ったセシウム吸着装置（KURION, SARRY）などに適用すると、それらの処分時に有用な吸着材の充填層内の核種分布が得られます。これを確かめるため、計算科学手法で高さ（軸）方向と直径（径）方向の3Dシミュレーションを試みました。

(1) はじめに

γスキャニングは一般的に縦長の装置、つまり直径に対する長さの比（アスペクト比）の大きなものに適用されていて、例えば、高アスペクト比（400程度）をもつ使用済み燃料棒に対しては、これにより燃焼度（率）の長さ（軸）方向の分布・偏りなどが調べられています。このような場合、直径（径）方向の分布は無視できます。

一方、スリーマイル島原発（TMI-2）事故時に発生した汚染水を処理した吸着塔（装置）に対しても吸着材のゼオライト廃棄物の処分時に、放射性核種の未吸着領域との選別、処分後の廃棄体への均一含有などの観点から、高さ（軸）方向のγスキャニングが調べられました [1]。

ただし、吸着塔は燃料棒よりも極めて低いアスペクト比（4未満）をもつため、その充填層内の核種は吸着材の吸着性能などに依存した軸方向に分布をもつだけでなく、汚染水の給水と処理水の排水の通水機構、充填層内の発熱（温度分布）や処理後の脱水過程（蒸発過程を含む）などの影響で径方向にも分布をもつ可能性があります。このため、軸方向だけでなく径方向も含めた、いわゆる3Dのγスキャニングが来たるべき1Fの廃吸着塔の処分の前に実施されれば、より効果的な処分が望めます。

そこで、この有用性を確かめるため、これまで事故進展など原因究明に使われてきた計算科学手法を活用して、γスキャニングの3Dシミュレーション（モンテカルロ放射線輸送計算 [2]による3次元模擬測定）を試みました。本報告では、吸着材や構造の情報がほぼすべて公開されているために再現可能な、TMI-2事故時のSDS（水没式脱塩システム）吸着塔を対象にした3Dシミュレーションの結果について、以下に紹介します。

(2) 吸着塔の高さ（軸）方向のスキャニング模擬

軸方向のスキャニング例として、円筒に簡略化した吸着塔と現実の形状を再現した吸着塔を対象に、γ線放出核種の ^{137}Cs が充填層内に均一吸着した条件で模擬測定した結果を示します（図1）。現実の吸着塔はその上下に半球形状（近似半楕円鏡板）をもった円筒で、その上部から給水した汚染水を充填層中の吸着材で処理した後の処理水を下端で排水するのに有利な構造になっています。ただし、処理後の吸着塔内の吸収線量や温度分布などを評価するには複雑なため、1F事故後の初期の評価では、円筒に簡略化した吸着塔を仮定していました [3]。これらの結果は吸着塔内の充填層の形状の違い、とくに下部の形状の違い（上端はどちらも平面）を軸方向のスキャニングによって識別できることを示していますが、同様の識別は水没した充填層部の有無 [2-3]でも確認できます。

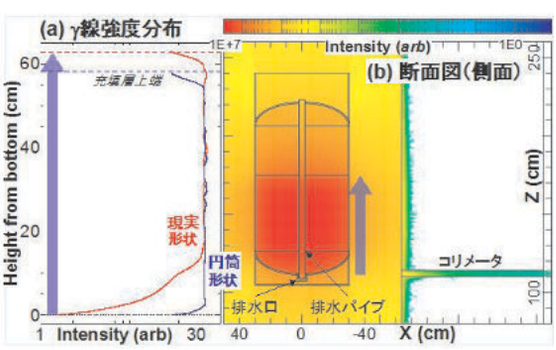


図1　軸方向のγスキャニング（側面からスキャン）

^{137}Cs が充填層内に均一吸着した条件で模擬測定したγ線強度の軸方向の分布（左）を示します。円筒に簡略化したものと比べて下部で大きく異なることから、現実の吸着塔の下部は半球形状になっていることが分かります。

ところで、^{137}Cs が均一吸着した条件に対して、どちらの結果も上部と下部がなだらかな曲線となっていますが、これは均一吸着分布という入力値がγスキャニングという応答関数を介して測定結果という出力値になっていると言えます。したがって、この応答関数（補正係数）を使えば、γスキャニングの測定データから逆に、充填層内の「真」のγ線放出核種の分布を評価できることになります。これをTMI-2事故後に報告された軸方向のスキ

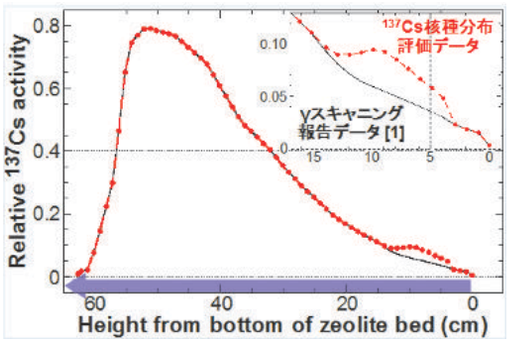


図 2　模擬測定による軸方向の Cs 核種分布の評価

γ線放出核種（^{137}Cs）の充填層内の均一吸着分布を想定したγスキャニングの模擬測定の結果から補正係数を導出して、これを報告されているγスキャニングデータに作用させることで「真」の核種分布を評価できます。

ャニングデータ [1]（充填層上部 1/3 にピークをもつ分布）に適用して真の Cs 核種分布を求めました（図 2）。核種分布は上端（面）からほとんどの領域でスキャニングデータと同様ですが、半球形状の下部領域で異なることが分かりました。これは模擬測定を行ってはじめて分かることで、新たに導き出した核種分布は分離化学での吸着挙動解析コードの開発などにも活かすことができます。

(3) 吸着塔の直径（径）方向のスキャニング模擬

径方向のスキャニング例として、処理水の排水パイプを内蔵した場合と内蔵しない場合の吸着塔（現実形状）を対象にして、上述と同様に、^{137}Cs が均一吸着した条件で上面からと底面からの模擬測定した結果を示します（図 3）。排水パイプが吸着塔中に内蔵されていることは 1F でのセシウム吸着装置（KURION）と同様ですが、TMI-2 での SDS 吸着塔の場合には排水パイプが吸着塔のほぼ中央に通されています。これは充填層内で最高温に達すると考えられる、その中央での発熱（崩壊熱）による温度の上昇を抑制する役割なども有しています。

以上のことから、充填層内は軸対称と見なせるため、径方向の結果は中心から任意の偏角での充填層の最外部までの分布を示しています。上面と底面のどちらの結果も内蔵のパイプを識別できていますが、均一吸着条件の場合に限って言えば、底面からの方がより明瞭に識別されていて、パイプを内蔵しない場合でも吸着塔の下端にある排水口の存在を確認することができています。この研究ではさらに、核種吸着が径方向に偏りがある場合を想定して、仮想的に充填層の中央部に偏っている場合（円柱形状分布）と最外部に偏っている場合（円管形状分布）のスキャニングの模擬測定を試みました。結果はパイプの場合と同様に、外側への染み出しはあるものの、それらの偏りを明瞭に確認することができました。

ところで、径方向スキャニングは上述の軸方向の場合とは違う今回のコリメータと検出器の配置（上面・底面）だけでなく、軸方向の場合と同様な配置（側面）で吸着塔を左右させた測定により簡易に行うことも可能です。

(4) おわりに

以上の研究から、γスキャニングによって吸着核種の分布・偏りだけでなく吸着塔の形状や内蔵物も確認できて、さらに計算科学手法と組み合わせて真の核種分布を評価できることが分かりました。今回紹介した結果は TMI-2 事故後に使われた SDS の廃吸着塔の場合ですが、これを 1F でのセシウム吸着装置（KURION, SARRY）の廃吸着塔に適用する場合には、SDS 吸着塔の 2 倍弱のサイズなど異なる構造について、媒質中のγ線の平均自由行程（水やゼオライトは 10-20 cm 程度、ステンレスは 1-2 cm 程度）[3]などをもとに検討する必要があります。

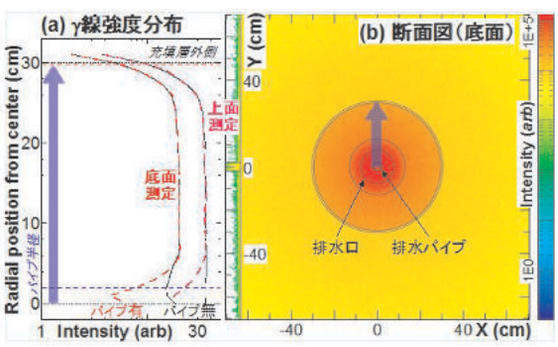


図 3　径方向のγスキャニング（上下からスキャン）

^{137}Cs が充填層内に均一吸着した条件で模擬測定したγ線強度の径方向の分布（左）を示します。側面からでは分かりませんでしたが、上下からのスキャンでは吸着塔の中に排水パイプ（中央）があることを確認できます。

《参考文献》
・ T. Matsumura, R. Nagaishi et al., "Analytical studies of three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes through gamma-scanning of adsorption vessels" submitted to Nucl. Technol. (2017).
・ 松村, 永石, 片倉, 鈴木, 「廃ゼオライト吸着塔内の核種分布のγスキャニングによる 3 次元評価に関する検討」, 日本原子力学会「2016 年秋の大会」予稿集 1E17, 久留米, 2016 年 9 月 7 日 (2016).

《引用文献》
[1] *G. H. Bryan, R.W. Goles, C.A. Knox, D.H. Siemens, "Summary of radioactive operations for zeolite vitrification demonstration program", GEND-038, Pacific Northwest Laboratory (PNL) (1984).*
[2] *松村, 永石, 片倉, 鈴木, 「放射線輸送・遮蔽計算による汚染水処理装置の吸収線量評価」, 日本原子力学会「2016 年春の年会」予稿集 2I23, 仙台（東北大）, 2016 年 3 月 27 日 (2016).*
[3] *R. Nagaishi, "Evolution of water radiolysis studies for measures against post-severe accidents", RADIOISOTOPES, 66(11), 601-610 (2017). https://www.jstage.jst.go.jp/article/radioisotopes/66/11/66_661114/_pdf*

3-3　水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)

—高線量吸着塔内での水の挙動を推定する研究—

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃棄物処理処分ディビジョン　保管機器健全性評価グループ
寺田敦彦、佐藤博之、山岸　功

汚染水処理で発生する高線量のセシウム吸着塔を安定に保管するための研究を進めています。塔内に残留する水は、放射線で分解されて水素を発生させたり、吸着塔の容器腐食を引き起こす要因ですが、崩壊熱で徐々に蒸発する過程は推定が困難です。長期の保管における水分蒸発過程を解析する計算コードの開発、コードを検証するための実規模吸着塔加熱試験について紹介します。

(1) 吸着塔内の水分挙動解析

吸着塔保管時に残留する洗浄水に含まれる海水成分の濃度、温度、線量率等の重要な腐食環境の検討項目ですが、これまで水分が乾燥した定常状態から推定していました。しかし、これらの環境は塔内の水分量によって変化するため、水分蒸発挙動を把握するコードの開発に着手しました。液相にガスが混在する不飽和状態の充填層内の水分挙動のシミュレーション研究は、乾燥操作、地下水の浸透、コンクリートの強度劣化評価等の広い分野で進められていますが、ゼオライトのような吸着粒子が充填層中で自己発熱する際の乾燥挙動に関する研究事例はみあたりませんでした。そこで、最初に、崩壊熱等の発熱による粒子間の自由水の蒸発や容器壁面からの抜熱等による過飽和水分の凝縮等の相変化、および毛管圧力による水分移動をモデル化して、容器内の乾燥過程を予測する２次元水分蒸発挙動コードを作成しました。

セシウム吸着塔を例として、水分乾燥過程の計算モデルの概要を図１(a)に示します。実験的には、吸着塔内の崩壊熱を模擬した高温ヒータ部に、底部にある塩分を含む自由水が移動する可能性が示唆されています［1]。蒸発した水分は、大気開放されたベント管から換気流とともに流出するか、容器壁面で凝縮しゼオライト充填層内を還流するとみられます。これらの事象の予測に向けて、本コードは、粒子内の流体の運動方程式にはダルシー則を適用し、非線形性の大きい毛管圧力と含水飽和度（空隙中の水分率）の関係を leverett 関数で整理する手法で構築しました。外気との熱境界条件は、吸着塔の多重容器間の伝熱を一次元熱伝導モデルで、外部空気による換気モデルは圧力損失係数を組み合わせた一次元配管要素モデルで簡略化しています。

図１(b)は、ガラス粒子（実際のゼオライトは多孔質）を充填した円筒容器（容積 1.6m^3）内に、底部に 20cm の残水層（含水飽和度は１）を設定し、ガラス粒子充填層が約 250W で一様に体積発熱した場合の 30 日後の容器内の水分分布を、本コードを用いて試計算した結果です。初期状態から残水層の液面高さが低下するとともに、水分が高温部に移動して水蒸気となり、上部に拡散して乾燥が進んでいく様相がわかります。また、蒸発した水蒸気は、容器内上部の空気層等の容器壁面等で凝縮し、主に、容器壁面に沿って、重力で底部の残水層に落水されることで、ゼオライト粒子充填層内では、水分の循環プロセスが形成されていることがわかりました。

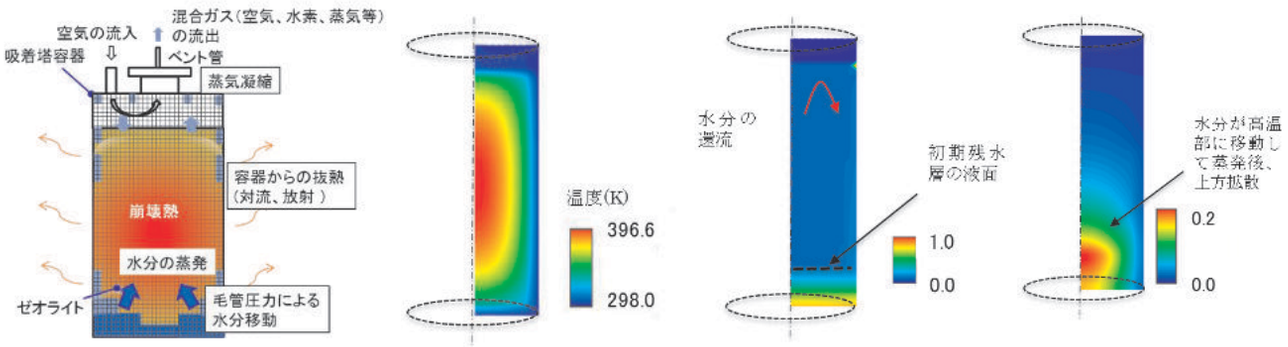
今後、ガラス粒子とは異なる、ゼオライトの水分浸透や脱水過程のメカニズムや水に含まれる海水塩分の移動過程等のモデル拡張を行い、乾燥過程の加熱検証試験を通して、コード検証を進め、東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（１F）の実機吸着塔内の水分状態の予測に取り組んでいく予定です。

(2) 実規模試験体による加熱検証試験

これまでの小規模試験において、塩分を含んだ水の蒸発過程でゼオライト乾燥界面に塩分が濃縮され，容器材料に接する水の塩分濃度が加熱時間とともに低下する現象が観察されました［1]。この結果は、吸着塔保管中に容器の局部腐食発生リスクが低減されることを示唆する重要な知見のため、実規模の試験体での検証に取り組んでいます。実寸大の SARRY™ 吸着塔内部試験体は、塩分洗浄試験[2]やセシウム吸着試験[3]に用いたものです。セシウム崩壊熱(最大１［kW])でゼオライト粒子が充填層中で発熱する状況（体積発熱）をできるだけ模擬するため、試験体を切断・改造し、定常状態解析をもとに 9 本のヒータをゼオライト粒子充填層に設置しました（図 2(a)および(b)）。平成 28 年度は、およその蒸発量を推定するため、切断した試験体上部鏡板を用いて図 2(c)に示す加速試験を行いました。鏡板内の水を 2［kW]のヒータで約 10 時間加熱したところ、試験体内の蒸気温度は約 90［℃]まで上昇し、4 時間 40 分で 0.1［kg]の水が蒸発しました（約 0.5［kg/日]の蒸発速度に相当)。また、蒸気が給水管表面で凝縮・滴下する還流状況を観察しました。今後は、図 2(b)の構成で加熱検証を実施し、容器残水中の塩分濃度挙動も確認および容器からの水分蒸発速度を計測する予定です。

（3）成果およびまとめ

セシウム吸着塔のように体積発熱する系では。水分挙動を長期に解析することはできませんでしたが、本研究により、その実現への一歩を踏み出すことができました。並行して進めている実規模加熱試験の結果を解析コードの検証と精度向上に活用し、１F 吸着塔の長期健全性評価、管理方法の改善に貢献します。

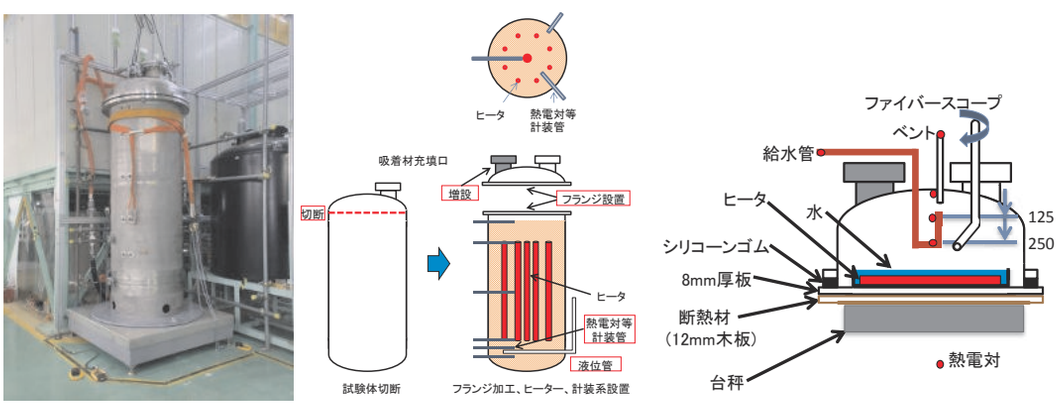


(a) 計算モデルの概要　(b-1) 温度分布　(b-2) 水分濃度分布　(b-3) 水蒸気濃度分布

(b) コード計算事例

図１ 計算モデルの概要と計算事例

セシウム吸着塔を対象にした計算モデルの概要と 30 日後の内塔内の温度分布、水分分布、水蒸気分布のコード計算事例です。



(a) 試験体外観　(b) 試験体改造概略図　(c) 上部鏡板を用いた加熱試験

図２ 加熱試験用に改造した実規模試験体の外観、概略図および上部鏡板試験体

第二セシウム吸着装置（SARRY™）の改造後の吸着塔試験体（内径約 90 ㎝、ゼオライト吸着材 IE96 充填）の外観と概略図および上部鏡板を使った加速試験の概略図です。

なお、（2）実規模試験体による加熱検証試験の成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の一部です。

《参考文献》
・ 寺田 敦彦, 他, “廃棄物等の水分蒸発挙動解析コード開発に向けた取組み”, 日本原子力学会 2016 秋の大会予稿集, 2K20,(2016).

《引用文献》
[1] *宇留賀, 他, “廃ゼオライト長期保管方策の検討；(9) 可視化模型の内部加熱による乾燥試験”, 日本原子力学会 2015 秋の大会予稿集, F46,(2015).*
[2] *佐藤 博之, 他, “廃ゼオライトの長期保管方策の検討；(7) SARRY 吸着塔の実機流量塩分洗浄試験”, 日本原子力学会 2015 春の年会予稿集,A08, (2015).*
[3] *佐藤 博之, 他, “廃ゼオライトの長期保管方策の検討；(10) SARRY 吸着塔のセシウム吸着分布試験”, 日本原子力学会 2016 春の年会予稿集,3I01, (2016).*

3-4　水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(3)

―多核種除去設備から発生する二次廃棄物を対象とした固化基礎試験―

環境技術開発センター　基盤技術研究開発部　廃棄物処理技術Gr　佐藤淳也、加藤潤、榊原哲朗†、中澤修
再処理技術開発センター　環境保全部　処理第２課　松島怜達、佐藤史紀、小島順二‡
†: 現在は基盤技術研究開発部　核種移行研究Gr、‡:現在は技術部　核物質管理課

東京電力ホールディングス株式会社福島原子力発電所（１F）の汚染水処理に伴い発生する二次廃棄物の安定保管に向けた固化技術に関する研究成果を紹介します。

(1) はじめに

１F では、汚染水処理工程から発生する汚染水処理二次廃棄物、事故由来のがれき・伐採木等の廃棄物が発生し、また廃炉に伴い解体廃棄物等が発生します。

これらを長期間、安全に保管するためには、廃棄物の容積を減らしたり化学的に安定な形態にするための前処理や固化処理を行う必要があります。中でも汚染水処理二次廃棄物は高線量で水分を含んでおり、我が国ではあまり扱った経験のない放射性廃棄物です。したがって、より安定的な形とするための固化技術を検討しています。汚染水処理二次廃棄物の安定保管を実現するためには、文献調査や基礎試験により数ある既存の前処理技術や固化技術から適用可能な技術を絞り込み、技術の工学的な実証へとつなげる必要があります。

(2) 概要

これまでに固化技術の文献調査を行い、放射性廃棄物の処理に関して実用規模での運用実績のある固化技術 12 種類（セメント固化、ジオポリマー固化、ガラス固化、溶融固化、焼結固化等）について、技術の適用性評価に必要な情報をとりまとめて技術カタログを作成しました[1,2]。処理の実績が乏しい汚染水処理二次廃棄物については、文献調査のみでは十分な基礎的な情報が得られないため、固化基礎試験によりデータの取得を進める必要があります。

H28 年度は、汚染水処理二次廃棄物のうち多核種除去設備から発生するチタン酸塩（Sr 吸着材）、フェロシアン化合物（Cs 吸着材）及びキレート樹脂（Co 吸着材）を対象として、セメント固化、ジオポリマー固化、ガラス固化等に関する以下の基礎データを取得しました。

- **一軸圧縮強度**：固化体が飛散することの防止や、処分した際に荷重に耐えられるかを評価する指標
- **模擬核種の浸出率**：固化体からの放射性核種の浸出特性の評価に用いる値
- **水素ガス発生量（G 値）**：固化体に含まれる水に放射線が作用することで発生する水素ガスの燃焼リスクの評価に用いる値

(3) 成果

1) 模擬廃棄物の作製

固化基礎試験では、吸着材に模擬核種を吸着させた後に乾燥または加熱処理の前処理を行い、模擬廃棄物としました(表 1)。吸着材は、実際に 1F で使用されているチタン酸塩、フェロシアン化合物及びキレート樹脂を今回の試験のために入手しました。模擬核種を吸着させた後、ろ過・乾燥しました。さらに、フェロシアン化合物及びキレート樹脂は、それぞれシアン成分や有機物を加熱処理により分解した残渣を試験に用いました。

表１　吸着材と添加した模擬核種(非放射性)

吸着材	添加した模擬核種	吸着濃度	前処理
チタン酸塩	Sr（塩化物塩）	乾燥重量に対し 0.1 wt% (元素として)	乾燥
フェロシアン化合物	Cs（塩化物塩）		加熱
キレート樹脂	Co（塩化物塩）		加熱

2) 固化基礎試験Ⅰ　セメント固化

模擬廃棄物をセメントによって固める試験を行いました。セメントは、建材等に使用されている普通ポルトランドセメント(OPC)と、OPC に高炉スラグ（製鉄における副産物）を加えて強度等の性能を高めた高炉スラグセメント B 種（BB）の二種類を使用しました。模擬廃棄物とセメントと水を混練し、直径 28 ㎜、高さ 56 ㎜の円柱状の固化体を作製しました。この際の水とセメントの比率は、予め少量で混練を行い、流動性や硬化性から各条件で最適な比率を決定しました。固化体の外観を観察するとともに、28 日間養生した後の圧縮強度、模擬核種の浸出率及び放射線照射に伴う水素ガス発生量を測定しました。外観観察の結果、すべての模擬廃棄物について、ひび割れや材料の分離のない固化体を作製できました。圧縮強度測定の結果、チタン酸塩、フェロシアン化合物またはキレート樹脂を全体の 40 wt%加えた条件ではいずれ

も 5 MPa 以上の圧縮強度を持ち、目安とする現行の処分場における基準の圧縮強度(1.47 MPa)を満たしていることが分かりました。模擬核種の浸出率の結果、チタン酸塩の固化体で、1.58 wt%(OPC)、0.14 wt%(BB)、キレート樹脂の固化体でOPC,BBのいずれも0.04 wt%以下で大半の模擬核種が閉じ込められていたのに対し、フェロシアン化合物の固化体では、OPC,BBいずれも55.7 wt%の模擬核種が浸出しました。さらに、放射線(ガンマ線)を照射した際に発生した水素ガス量を、G 値(単位エネルギー量あたりの生成分子数 : 分子数/100 eV)として評価しました。チタン酸塩の固化体で、$(6.0\pm1.5)\times10^{-2}$ (OPC)、$(4.9\pm1.8)\times10^{-2}$ (BB)、キレート樹脂の固化体で$(3.7\pm2.8)\times10^{-2}$ (OPC)、$(2.3\pm0.6)\times10^{-2}$ (BB)となりました。フェロシアン化合物の固化体では、OPC,BBいずれも水素ガスがほとんど検出されず、$(5.4\pm6.6)\times10^{-4}$ (OPC)、$(3.3\pm2.9)\times10^{-4}$ (BB)となりました。水素ガスの発生自体が少ない、または発生した水素ガスが固化体に再吸収される等の可能性が考えられ、原因については今後さらに詳細に調査を進める予定です。

3) 固化基礎試験Ⅱ. ジオポリマー固化

模擬廃棄物をジオポリマーによって固める試験を行いました。ジオポリマーは、海外において放射性廃棄物の固化実績を有するSIAL®を使用しました。模擬廃棄物とジオポリマーを混練し、直径50 mm、高さ100 mmの円柱状の固化体を作製しました。この際の材料の比率は、予め少量で混練を行い、流動性や硬化性から各条件で最適な比率を決定しました。固化体の外観を観察するとともに、28 日間養生した後の圧縮強度、模擬核種の浸出率及び放射線照射に伴う水素ガス発生量を測定しました。外観観察の結果、すべての模擬廃棄物について、ひび割れや材料の分離のない固化体を作製できました(図1)。圧縮強度測定の結果、チタン酸塩、フェロシアン化合物またはキレート樹脂を全体の35～40 wt%加えた条件ではいずれも5 MPa以上の圧縮強度を持ち、目安とする圧縮強度(1.47 MPa)を満たしていることが分かりました。模擬核種の浸出率を測定した結果、チタン酸塩の固化体で、0.08 wt%、フェロシアン化合物の固化体では3.25 wt%、キレート樹脂の固化体では0.31 wt%未満となり、大半の模擬核種が閉じ込められていることが分かりました。さらに、放射線照射に伴う水素ガス発生量を測定した結果、放射線(ガンマ線)を照射した際に発生した水素ガスのG値は、チタン酸塩の固化体で、4.0×10^{-2}、フェロシアン化合物の固化体で5.0×10^{-2}、キレート樹脂の固化体で1.0×10^{-2}となりました。



図1 ジオポリマー固化試料(チタン酸塩)の外観

4) 固化基礎試験Ⅲ. ガラス固化

模擬廃棄物をガラスによって固める試験を行いました。模擬廃棄物の組成情報を基に、ガラス物性シミュレーション[3]による計算を行い、作製するガラスの配合比を決定しました。模擬廃棄物とガラス材(SiO_2, B_2O_3等の試薬)を混合した後、磁性るつぼ(容量100 ml)に移し、電気炉を用いて1200℃で6時間加熱を行いました。固化体の外観を観察するとともに、模擬核種の浸出率を測定しました。外観観察の結果、チタン酸塩及びフェロシアン化合物の固化体で、模擬廃棄物の成分に由来する結晶が微量に析出していましたが、概ねガラス化していることを確認しました。キレート樹脂の固化体では、均質にガラス化していることが確認されました(図2)。模擬核種の浸出率を測定した結果、チタン酸塩の固化体で、0.024 wt%未満、フェロシアン化合物の固化体では0.021 wt%未満、キレート樹脂の固化体では0.021 wt%となり、大半の模擬核種が閉じ込められていることが分かりました。なお、ガラス固化体については加熱処理によって水分が除去されるため、水素ガスはほとんど発生しないと考えられます。



図2 ガラス固化試料の外観

(4) 今後の展開

今回の固化基礎試験の実施により、文献調査では得られなかった基礎的なデータ(圧縮強度、模擬核種の浸出率、水素ガス発生量)を得ることができました。今後は、今回得た基礎データを整理するとともに、汚染水処理二次廃棄物の安定保管に向けた技術選定における評価指標の一つとして活用される予定です。

《引用文献》
[1]加藤潤ほか, 福島第一原子力発電所の廃炉によって発生する放射性廃棄物の処理に向けた固化技術及び減容技術カタログ, JAEA-Review 2017-015, 2017
[2]佐藤淳也ほか, 汚染水処理二次廃棄物のセメント固化試料を対象としたγ線照射に伴う水素ガス発生の評価, QST 高崎サイエンスフェスタ 2017, ポスター発表 1-22, 2017
[3]Choi K et al., Pilot-scale Tests to Vitrify Korean Low-Level Wastes, Waste Management 2002 Symposium

3-5　事故廃棄物の処分に向けて

―廃棄物の特徴を考慮した処分の安全評価のための核種移行パラメータの整備―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　廃棄物処分技術開発グループ　北村 暁、舘 幸男、牧野　仁史、大井 貴夫

事故廃棄物を地中に処分した場合の安全評価の信頼性を向上させるために，廃棄物中の放射性核種の移行挙動を評価するためのパラメータ整備を実施しています。

(1)　はじめに

放射性廃棄物は地中に処分されることになっています。このような放射性廃棄物の処分の安全性を評価するためには，地下水中に溶出して移行する放射性核種の量を評価するための核種移行パラメータ（パラメータ）の設定が必要となります。具体的には，放射性核種の地下水等に対する溶解度やバリア材に対する収着分配係数（K_d）等が挙げられます。

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故（1F）に伴い発生する廃棄物（1F 廃棄物）は、事故処理の際に用いたホウ素や海水を含むなど，従来の原子力発電所で計画的に発生していた廃棄物とは特徴が異なっています。これらの含有物質は，放射性核種が移行する地下水環境や処分に用いるバリア材の性能に影響を与える可能性があります。そのため，1F 廃棄物を処分するための方法やその安全性を検討するためには，1F 廃棄物に含有される化学物質あるいは共存物質がパラメータに及ぼす影響を把握・評価することが重要となります（図 1）。

本研究では，これらの影響を把握・評価し，信頼性の高いパラメータを設定することを目的とした検討を実施しています。

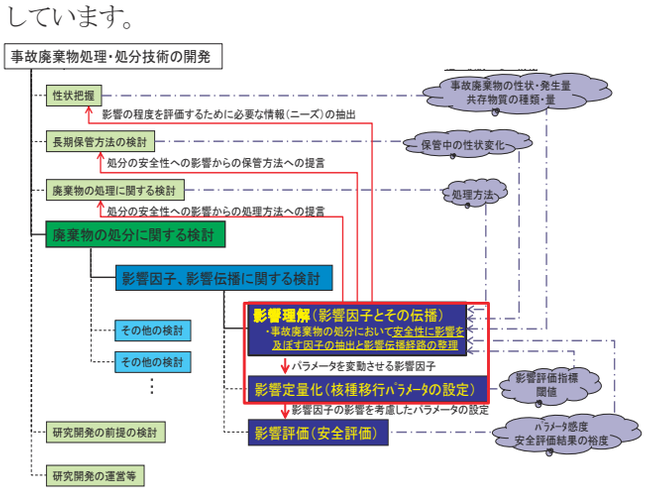


図 1　1F 廃棄物処理・処分技術開発における本検討の位置づけ

(2)　調査方法

本研究では調査対象となる 1F 廃棄物等として，汚染水処理二次廃棄物，燃料デブリ，瓦礫，伐採木，土壌，解体廃棄物，等を想定しました。はじめに，対象とする廃棄物の特徴を踏まえ，一般的な地下水中での放射性核種の移行挙動に対して有意な影響を与える可能性のある物質について調査を行いました（表 1）。パラメータに影響を及ぼすと考えられる因子（以下，影響因子）は，主に地下水に溶出して放射性核種と錯生成したり塩濃度の増大に寄与したりするもの，そして放射性核種を収着するものが考えられます。そこで，既存の高／低レベル放射性廃棄物処分の安全評価のためのパラメータ設定の知見等に基づき，比較的知見が整備されている物質を選び，主な影響因子として，有機物，コンクリート等セメント系材料，海水成分およびホウ酸水を考えました。これらが核種移行挙動に及ぼす影響を表 2 に整理しました。

これらを踏まえ，図 2 に示す流れに基づき，文献調査を通してパラメータ設定を検討します。

表 1　原廃棄物とそれに含まれる影響物質の関係

原廃棄物	影響物質
セシウム吸着塔，第二セシウム吸着塔	ゼオライト，シリカ系，金属 ゼオライト，チタン系，金属
スラッジ	硫酸塩，フェロシアン化合物，水酸化鉄，有機物，シリカ系
鉄共沈スラリー	水酸化鉄，有機物，海水成分
炭酸塩スラリー	炭酸塩，有機物
銀添着活性炭	活性炭，有機物
チタン酸塩，酸化チタン	チタン系，有機物
フェロシアン化合物	フェロシアン化合物，有機物
キレート樹脂	有機物
樹脂系吸着材	有機物，金属
フィルター	有機物
瓦礫，解体廃棄物	コンクリート，金属，有機物
伐採木，土壌	有機物
燃料デブリ	デブリ，金属，ホウ化物・炭化物，MCCI デブリ
共存物質	海水，油分，ホウ酸水，有機物，等

(3)　核種移行パラメータ設定の試行例

パラメータの設定の試行例として，有機物を含む除染装置から発生するスラッジを処分することを考え，拡散バリアとして想定されるセメント系およびベントナイト系材料に対する放射性核種の K_d の設定を示します。

表 2　核種移行パラメータに及ぼす影響因子とその影響

影響因子	影響
有機物	放射性核種との錯生成に伴う溶解度の増大や K_d の低減。
セメント系材料	地下水 pH の増大に伴う核種移行挙動の変化やバリア材等の変質。
海水成分	塩濃度の増加や含有成分との錯生成に伴う溶解度の増大や K_d の低減。
ホウ酸水	放射性核種との錯生成や塩濃度の増加に伴う溶解度の増大や K_d の低減。

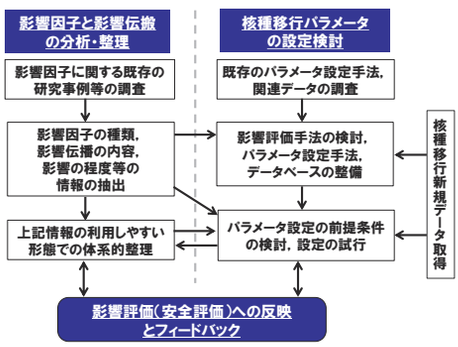


図 2　処分影響物質等の処分安全への影響検討のアプローチ

K_d は次式で定義され，小さくなるとバリア材に収着しにくく，すなわち核種の移行が抑制されにくくなり，安全評価上好ましくなくなることがわかります。

$$K_d = \frac{\text{バリア材に収着した単位重量あたりの核種量[mol/kg]}}{\text{地下水単位体積あたりに存在する核種量[mol/m}^3\text{]}} \quad (1)$$

K_d 設定の流れを図 3 に示します。影響因子が K_d 設定に及ぼす影響については，影響因子の有無による K_d の比をとった値を収着低減係数（SRF）と定義し，影響因子がない場合の K_d を SRF で除することで，影響因子を考慮した K_d を推定します。例えば，アメリシウムに対する有機物（多種多様なものが考えられますが，セルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸（ISA）で代表させています）の SRF は，図 4 の実測値を基に設定しています。一方，廃棄物から地下水に溶出する各影響因子の化学形態とその濃度については，各影響因子の化学組成と溶出形態との関係等を基に推算します。

これらの情報などを基に設定した代表的な元素に対する各影響因子の SRF を表 3 に示します。複数の影響因子を総合的に評価する場合の SRF は，個別の SRF の掛け合わせで評価します。これにより，各影響因子を考慮した K_d の推定が可能となりました。

(4)　今後の展開

影響因子には多くの種類がありますので，他の元素（群）に対する他の影響因子についても SRF 設定を進めて参ります。一方で，網羅的な調査は必ずしも必要ではないと考えられますので，対象の絞り込みもしくは優先順位づけのための情報を収集し，反映する所存です。さらに，今後も処分の安全評価の信頼性を向上させるため，影響因子に関する情報収集および整理を継続し，より信頼性の高いパラメータ設定手法の構築を進めてまいります。

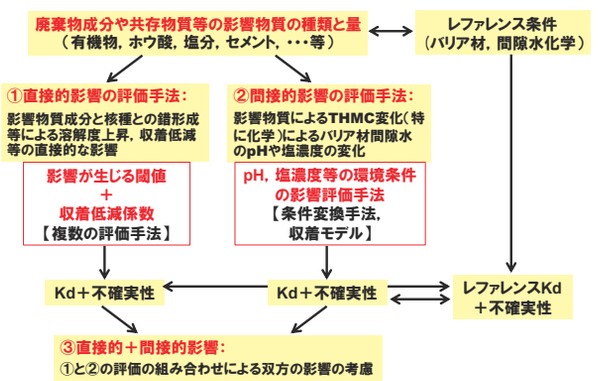


図 3　影響物質を考慮した収着パラメータ設定アプローチ

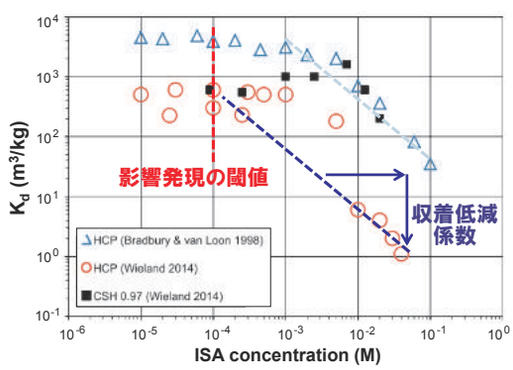


図 4　SRF の設定例（セメント系材料に対するアメリシウムの K_d の ISA 濃度依存性）（プロットは[1-2]による）

表 3　本研究で得られた各元素に対する各影響因子の SRF

元素	海水	有機物	ホウ酸	pH	総合
Cs	10	10	1	1	10^2
Sr	10^2	10	1	1	10^3
Ni	10	10	2	1	2×10^2
Am	10	10^2	1	1	10^3
Th	10	10^6	1	1	10^7

本研究は、平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した研究成果を含みます。

《引用文献》 [1] *M. H. Bradbury and L. R. Van Loon, Cementitious Near-field Sorption Data Bases for Performance Accessment of a L/ILW Repository in a Palfris Marl Host Rock, PSI Bericht 98-01, Paul Scherrer Institut / NTB 96-04, National Cooperative for the Disposal of Radioactive waste (Nagra) (1998).*

[2] *E. Wieland, Sorption Data Base for the Cementitious Near Field of L/ILW and ILW Repositories for Provisional Safety Analyses for SGT-E2, NTB 14-08, Nagra (2014).*

4　遠隔作業、遠隔計測の技術への取り組み

—福島第一原子力発電所の廃炉に向けた計測技術の開発—

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　鳥居　建男

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の廃炉を円滑に進め燃料デブリの取り出しを行うためには遠隔技術が不可欠となります。同発電所の燃料デブリの取り出しは、廃止措置における最大の課題ですが、この課題に対応するため、廃炉国際共同研究センター（CALDS）の遠隔技術ディビジョンで行っている、(1) 燃料デブリ取り出し調査における遠隔技術及び放射線計測技術の開発、及び(2)廃止措置に向けた遠隔技術及び放射線計測技術における可視化に関する研究開発を紹介します。

(1) 放射線イメージング技術

1F 建屋内には容易に人が立ち入れない空間線量率が高い環境が多々有ります。このため、線量率の上昇をもたらす線源の把握が重要となりますが、その場の線量率だけではなく汚染源を特定するために配管や機器の放射線強度（汚染密度）の位置分布を測定する放射線イメージングセンサーの開発とその利用が重要となります。そのような放射線イメージングセンサーは一般的にガンマカメラと呼ばれていますが、ガンマカメラには遮蔽体に小さな穴を開けそこを通る放射線を測定することにより放射線源を捉えるピンホールカメラとガンマ線が物質と衝突することにより引き起こすコンプトン散乱を利用し解析的に放射線源を求めるコンプトンカメラと呼ばれる方式に大別されます。

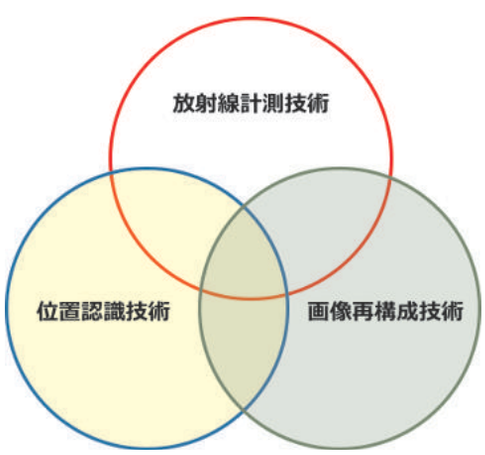


図１　放射線のイメージング技術

人が容易に近づけない 1F 建屋内の高線量率の作業環境で測定するためには、陸上ロボットやドローンといった遠隔速さ機器にガンマカメラを搭載することが必要となります。そのためにガンマカメラは小型で軽量であることが重要になって来ます。CLADS の遠隔技術ディビジョンでは、放射線イメージングセンサーとして大きな遮蔽体の要らないコンプトンカメラを開発しています。また、建屋内は暗く照明がないところが少なくなく、また野外環境のように GPS センサーを用いて自分の位置を知ることができません。そこで、放射線イメージャーによる放射線分布の測定は位置認識技術とセットで考える必要があります。さらには放射線計測技術と位置認識技術に加えて、放射線画像としてマッピングするするために画像再構成技術と組み合わせて放射線分布を可視化する必要があります（図１）。遠隔技術ディビジョンでは、このための研究開発を行っています。

まずは、放射線イメージングの基礎技術として比較的線量率の低い場での放射線イメージングを行うために、小型コンプトンカメラを開発しています。コンプトンカラは，散乱体及び吸収体と呼ばれる 2 面のガンマ線センサーからなっており，コンプトン散乱の運動方程式を解くことによりガンマ線の飛来方向を特定します。このコンプトンカメラは原理上，遮蔽体を必要とせず小型，軽量化が期待できるという特徴があります。加えて，視野が広いという利点もあることから、小型軽量化が図れます。このガンマ線センサーと光学カメラを組み合わせて使用することにより、実空間において視覚的に放射性物

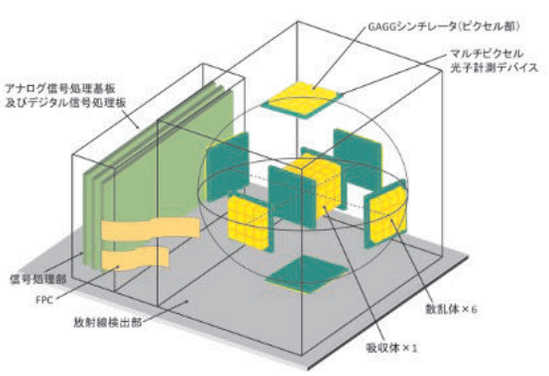


図２　全方位コンプトンカメラの概念図

質の位置を認識可能とすることができます。

今年度は、この小型コンプトンカメラを用い、1F３号機タービン建屋内で放射線分布を測定しました。また、複数箇所で測定することにより、放射線分布を３次元的に可視化することに成功しました（4−2参照）。

また、ドローンに搭載し、帰還困難区域の上空や 1F 構内での飛行測定も実施し、放射線分布のイメージングに成功しました。。

さらに全方位の放射線分布を測定するために全方位コンプトンカメラの開発も行っており、基礎特性試験を実施しています（図２）。

この他、線量率レベルや測定場所や測定目的に応じて様々な計測機器の開発を行っています（図３）。そしてこうした放射線のイメージング技術は、国内外の研究機関とも協力し合いながら、研究開発を行っています。

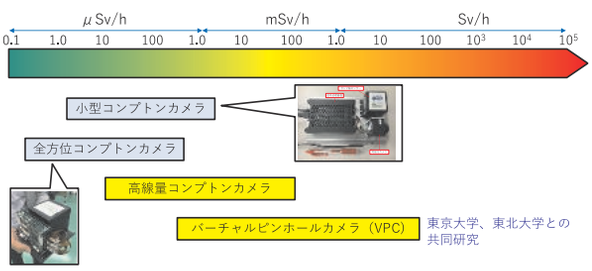


図３　遠隔技術ディビジョンにおける放射線計測器の主な研究開発課題（H29.１時点）。

(2) 位置認識技術と放射線の画像再構成技術

放射線測定技術とともに重要となるのが、遠隔技術を用いた位置認識技術です。遠隔技術ディビジョンでは、これらの技術についても研究開発を行なっています。

1F 建屋内の作業環境は、がれきなどの障害物の有無、機器や配管等の配置による狭隘部の存在、空間線量率のレベル等により様々です。これらを把握することは、廃炉作業を円滑に進める上で極めて重要となります。しかも、建屋内を除染するためには汚染源がどこにあるかを把握する必要があるため、放射線測定機器とともに位置認識装置をロボットに搭載し、汚染源の場所を特定する必要があります。建屋内の機器やがれき等の位置を知り、放射線イメージングセンサーのデータと重ね合わせることによって汚染源を特定し、廃炉作業を円滑に進めるための除染計画を立案に貢献したいと思っています。そのための位置認識技術として、レーザースキャナーや光学カメラから得られる画像データをもとに３次元の立体復元手法の研究を行い、作業環境の立体復元への適用性研究を進めています（4−１参照）。

これらの技術やデータを用い、建屋内の放射線源の３次元的な分布を求める解析技術（画像再構成技術）の開発研究も鋭意進めています。

(3) 福島県イノベーションコースト構想への取り組み

こうした計測技術は福島県の環境回復技術にも共通するものがあります。遠隔技術ディビジョンでは、廃炉技術への適用とともに、福島の環境回復に向け、帰還困難区域や県の広域を占める森林地帯において迅速かつ簡便に放射線分布を測定する手法としても上述の小型コンプトンカメラをドローン等の無人飛行体に搭載し、詳細な放射線分布の作成に取り組んでいます（図４）。

この技術は浜通り企業を生産拠点として先端技術の発信を行うとともに、原子力発電所や治体等に防災ツールとして使っていただけるよう、汎用的な放射線イメージングセンサーを目指しています。そして、迅速かつ簡便に放射線のイメージングを可能とするモニタリングシステムとして、浜通り地区の除染や農林業などの復興に貢献したいと考えています。

(4) 今後の予定

放射線イメージング技術は放射線源を特定するために不可欠なものですが、現在のところ燃料デブリが存在するような超高線量率環境下でイメージング測定できるものはありません。このため高線量率の環境下でも計測できる放射線計測装置や遠隔で位置認識する小型位置認識技術、画像再構成技術を開発していく予定です。これらの研究は原子力機構内だけで行うのではなく、国内外の大学や研究機関、民間企業等と協力し合いながら、効率的に実施していきたいと考えています。

また、放射線イメージングは ^{137}Cs 等が放出するガンマ線だけでなく、アルファ線、ベータ線放出核種の計測、イメージングについても取り組んで行きたいと思います。

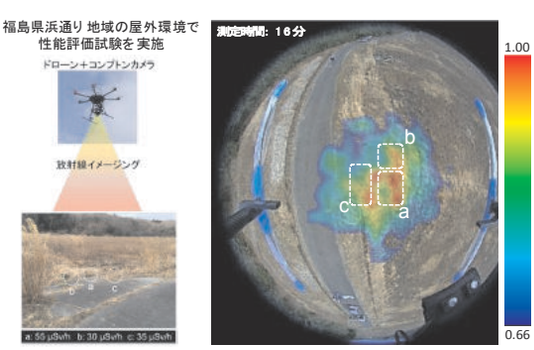


図４　小型コンプトンカメラをドローンに搭載し、地上の放射線分布を測定。

4-1　汚染状況を理解する（１）

―センサ情報に基づいた廃炉作業環境認識技術に関する研究開発―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　遠隔システム開発グループ
羽成　敏秀、谷藤　祐太、川端　邦明

東京電力ホールディングス株式会社第一福島原子力発電所（１F）廃炉の推進のためには、原子炉建屋内の情報を出来るだけ正確に収集して、作業計画立案に反映させていく必要があります．本研究グループでは、遠隔操作機器により廃炉作業現場の環境立体形状を計測、認識するための技術開発を行っています。

(1) はじめに

事故により原子炉建屋内は高放射線環境となり、作業者の被ばくなどの作業リスクを低減して廃炉作業を進めていくため、調査や廃炉作業に遠隔操作ロボットが用いられています。遠隔操作機器による作業計画の策定や機器の設計開発を行う上で、廃炉作業時の作業環境（通路上の障害物の有無、狭隘部のサイズ、放射線源の分布状況等）を把握することは重要となります。また原子炉建屋内には瓦礫や破損した機器が散乱しているため、床の状態やロボットと障害物の距離等を正確に把握することが、構造物への接触や転倒などのリスクを低減し、作業を安全に行う上で重要な事項となります。また、得られた構造物のデータを放射線量マップと組み合わせることで作業員の被ばく量を極力抑える効率的な作業計画の策定に役立てることが出来ます。建屋内ではコンクリートにより電波が遮へいされるため、GPS（Global Positioning System)を用いたロボットの位置把握が難しい状況となっています。そこで現在、廃炉作業環境でみられる狭所等のデータ収集に制限のある場合においても、高精度に作業環境立体復元や地図作成を実現する技術についての研究開発を行っています。

本稿では、廃炉作業環境および模擬環境において小型遠隔操作機器に搭載可能なカメラで撮像された複数画像からの環境立体復元手法や可搬型レーザースキャナによる地図生成手法の適用可能性を検証した結果を紹介します。

(2) 複数画像を用いた立体復元技術の適用性検討

一般に廃炉作業に用いられる遠隔操作ロボットにはカメラが搭載されており、そのカメラにより撮影された画像から廃炉作業環境の立体復元を行うことができれば、作業環境の空間認識の度合いを向上させることが可能となります。また、立体復元された作業環境内でロボットの移動経路など環境の直感的な観察を行うことが可能となれば、今後の廃炉作業の計画立案などに役立つと考えられます。そのため、光学カメラから得られる画像に基づいた立体復元手法の研究を行い、作業環境の立体復元への適用可能性を検討しています。

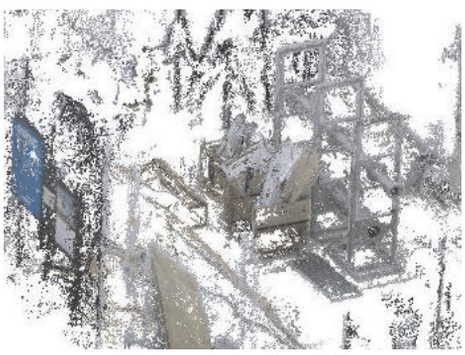


図 1　研究室の復元結果

SfM により復元された研究室内の構造物(配管、壁面上の掲示物) が復元されています。

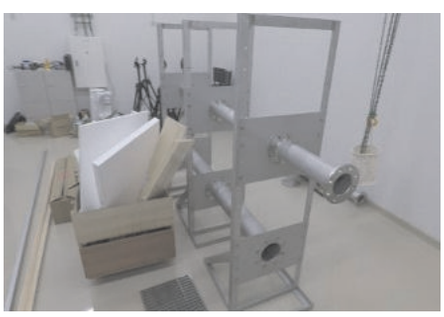


図 2　研究室の画像

SfM に用いた画像の一例。少しずつ視差の違った複数の画像から特徴点を抽出し、構造物の立体復元を行います。

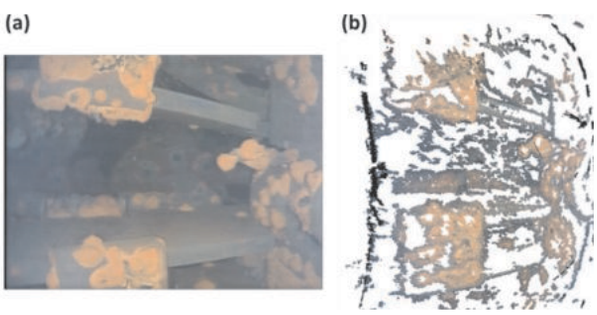


図 3　1F3 号機原子炉格納容器内の制御棒駆動機構ハウジング下部の復元結果

(a) SfM に用いた画像の一例（出典：東京電力ホールディングス[2])、(b) SfM による復元結果。

画像情報から構造物を立体復元する代表的な技術として SfM (Structure from Motion) と呼ばれる技術があります。SfM は入力画像から特徴点を抽出し、複数の画像から対応する特徴点を求めることで 3 次元点群データを取得することができる手法です[1]。現在、この手法を基盤とした原子炉建屋内構造物の立体復元について検証を行っています。図 1 は、楢葉遠隔技術開発センター試験棟付属建屋内の研究室（図 2）の SfM による復元結果です。また、東京電力ホールディングスホームページで公開されている原子炉格納容器内部の調査動画[2]に SfM を適用した結果を図 3 に示します。水没している制御棒駆動機構ハウジング下部の画像を対象として解析を行ったところ、赤茶けたハウジングの支持金具部分が復元されていることが確認できました。

(3) レーザースキャナを用いた環境地図の作成

光学カメラは、画像上のコントラストが薄くなる環境下では特徴点を捕らえづらい場合があります。レーザースキャナによる計測は、直接物体との距離計測を多点によって行うため奥行き方向の測定精度が確保しやすい点が挙げられます。そこで我々は、レーザースキャナにより取得された点群データ（測定地点からの複数の測定対象点までの距離）を用いて自己位置推定と環境地図の作成を同時に行う SLAM (Simultaneous Localization And Mapping) と呼ばれる技術を応用して、遠隔機器による計測を想定した環境地図作成システムの開発を行っています（図 4）。レーザースキャナ（Velodyne 社製 VLP-16-Lite) を用いて周囲の構造物の点群データを取得し、それをもとに自己位置推定及び環境地図の作成を計算機上で行います。

図 6 は図 2 と同じ研究室内で図 5 のような計測装置を用いて計測を行った結果です。台車上にレーザースキャナを設置し、移動しながら点群データを収集して環境地図を作成した結果です。図で示す現場写真と比較すると配管や扉といった主要な構造物を確認することができました。精度に関しては、レーザースキャナ自体の測定誤差程度に収まることを確認しました。

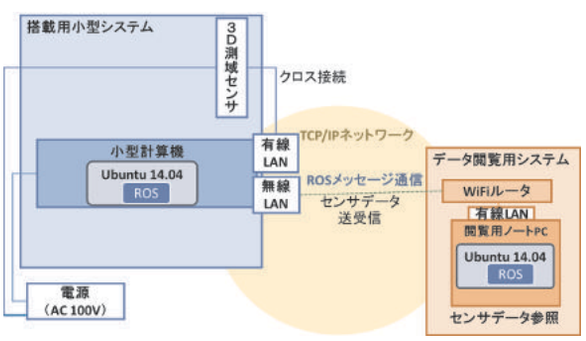


図 4　レーザースキャンシステム構成



図 5　光学カメラで撮影した研究室の様子（赤丸内がレーザースキャナ）

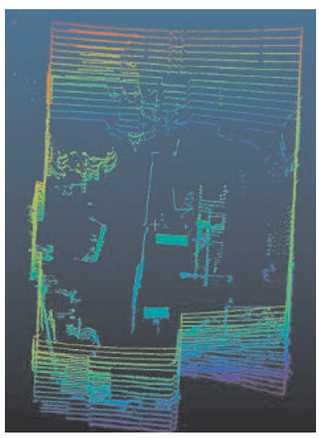


図 6　レーザースキャナで測定した研究室の点群データ

(4) まとめ

本稿では、当グループで実施した複数カメラ画像による環境立体復元手法とレーザースキャナによる環境地図作成手法の廃炉作業環境への適用可能性の検証結果について紹介しました。検証により、作業環境の照明条件や移動可能な空間に制約がある場合に立体復元が難しい場合があることがわかりました．また、移動時の急激な姿勢変化がある際に自己位置推定の計算がうまく行かなくなり、地図作成の精度に影響を及ぼすことがわかりました．今後これらの点について研究し、解決していきます。また、1F 環境での計測および検証、また開発技術を統合することによる高精度な廃炉作業環境計測手法の開発や、放射線計測結果との統合による線量マップの構築等に展開することを考えています。

《参考文献》
・ 羽成　他, “福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた複数画像からの立体復元による作業環境情報収集”，第 18 回計測自動制御学会 SI 部門講演会 予稿集, 1D5-11 (2017).

《引用文献》
[1] *C. Wu, “VisualSFM: A Visual Structure from Motion System”, http://ccwu.me/vsfm/, (2011).*
[2] *東京電力ホールディングス, “動画・写真ライブラリー 写真集 3 号機 PCV 内部調査進捗　～21 日調査速報～ (2017 年 7 月 21 日)”,　http://photo.tepco.co.jp/date/2017/201707-j/170721-01j.html, (2017).*

4-2　汚染状況を理解する（２）

―福島第一原子力発電所建屋内で放射性物質の３次元可視化技術の開発―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　放射線イメージング技術開発グループ
佐藤 優樹、寺阪 祐太、宇佐美 博士、冠城 雅晃、鳥居 建男
福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　遠隔システム技術開発グループ　谷藤 祐太、川端 邦明

“見えない放射線を見る”－これは、放射線から作業員を守ることはもちろん、その場所がどのくらい放射性物質で汚染されているかを知るためにも重要です。東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）内部に飛散した放射性物質を３次元的に可視化する技術を紹介します。

(1) はじめに

1F 事故により、放射性物質が発電所のサイト内から環境中まで広い範囲にわたって拡散しました。廃炉作業の円滑化のためには、これら放射性物質の除染や高汚染物の撤去が重要であり、そのためにはまず汚染分布の把握が必要です。しかし、建屋内は床面だけでなく壁や天井、機器、ガレキ等も汚染されていることから汚染分布は３次元的であり、また、放射線の散乱も多く存在することから、単に建屋内の放射線量を測定するだけでは、除去すべき汚染源を特定することは困難です。さらに、建屋内は作業員が侵入できない、長時間作業が実施できないといった放射線量率が高いエリアが存在します。

このような高線量率空間において３次元的な汚染の分布を遠隔によって測定することにより、汚染源を特定し、効率的な除染や効果的な遮へい等の対策に役立てることができれば、廃炉作業の一層の加速につながります。

飛散した放射性物質による汚染の分布を測定するための技術としては、放射性物質を可視化できるガンマカメラという放射線測定器が有望視されています。しかし、従来のガンマカメラは数 kg から数 10kg と重いため、廃炉現場での活用が容易ではありませんでした。

これまでに、小型・軽量なコンプトンカメラ（ガンマカメラの一種）の開発が早稲田大学と浜松ホトニクス株式会社によって共同で進められ、1.9 kg の重量と既存装置からの高感度化が達成されていました[1]。本研究開発では、同大学の助言のもと、現場に持ちこみ易く、ドローンにも搭載可能な約 680 g まで小型軽量化したコンプトンカメラを製作しました。

加えて、放射性物質の可視化技術とともに、福島第一原発建屋構造物内部の３次元モデルを取得・構築する技術が必要となります。建屋構造物の３次元的な寸法を含んだ構造物モデルに、コンプトンカメラで取得される汚染分布の情報を重ね合わせることにより、実空間における汚染分布の拡がりをより詳細に議論することが出来るようになります。そこで、本研究開発ではレーザー光を利用した測域センサーを用いた建屋構造物の３次元モデル構築技術の開発にも着手しました。

本稿では、コンプトンカメラと測域センサーを用いた 1F 建屋内における放射性物質の分布マップの描画に向けた技術開発についてご紹介します。

(2) 福島第一原子力発電所建屋内における放射性物質分布可視化試験

廃炉国際共同研究センター遠隔技術ディビジョンは東京電力 HD の協力のもと、1F の３号機タービン建屋内通路において、コンプトンカメラを用いた放射性物質の可視化試験と、測域センサーを用いた建屋内の３次元モデル構築のためのデータ取得試験を実施しました。

図１に、試験に使用したコンプトンカメラの動作原理を示します[2]。本装置は放射性物質から放出されるガンマ線を測定するためのガンマ線センサーと、センサー出力信号を処理するための信号処理基板、及び光学画像を取得するための光学カメラから成っています。ガンマ線センサーは 1.5mm 角の 15×15 ピクセルの GAGG シンチレータが２層になっており、主要な汚染源である ^{137}Cs からのガンマ線が１層目（散乱体）と２層目（吸収体）

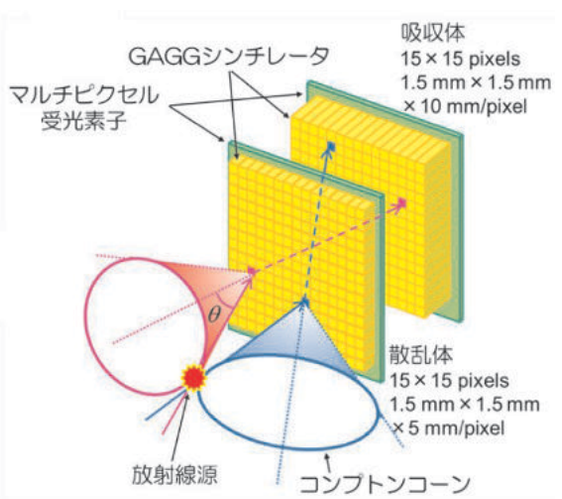


図１　コンプトンカメラの動作原理。センサー前方に仮想コーンを描画し、コーンの交点に放射性物質を見出す。

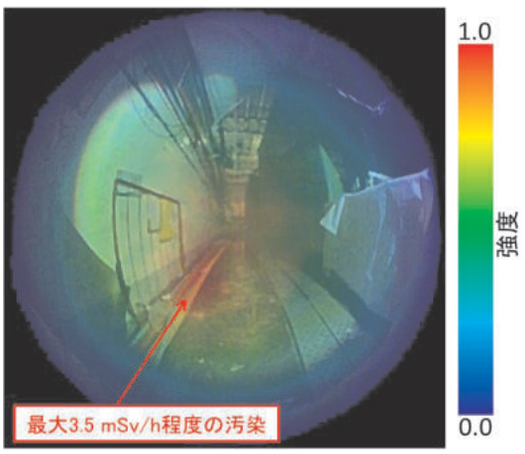


図 2　3号機タービン建屋内通路における放射性物質の可視化結果。床面に這わされたホース付近の床面・壁面に局所的な汚染を映し出すことに成功。

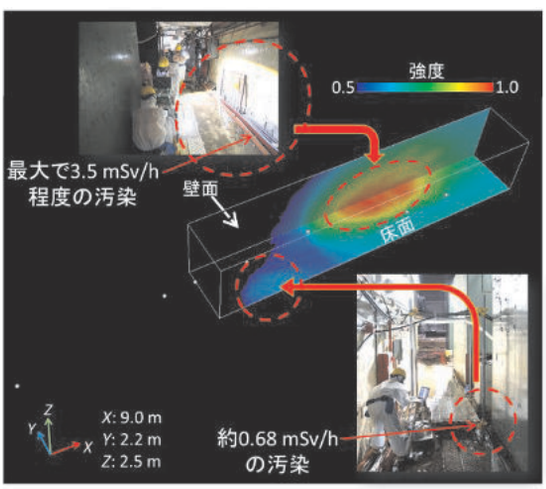


図 3　放射性物質の３次元可視化結果。図中のサイズ表記は３次元再構成空間のサイズを示す。

の各々で相互作用した位置と、受け取ったエネルギーから、ガンマ線の飛来方向を特定することができます(図 1)。

今回、1F 建屋内における空間線量率が 0.4～0.5 mSv/h といった従来のコンプトンカメラでは測定が困難な比較的線量率が高い場所で、表面線量率が最大 3.5 mSv/h 程度の局所的な汚染源（ホットスポット）の撮影に成功しました。図 2 は、光学カメラで取得した測定現場の写真に、得られた汚染分布のイメージを重ねて放射性物質（主として ^{137}Cs）を可視化したものであり、測定の所要時間は 1 分未満でした。

加えて、放射性物質の分布を３次元的に表示するために、コンプトンカメラを用いて複数箇所から測定環境を測定し、それらの測定結果を組み合わせることで、汚染分布を３次元的に表示したものを図 3 に示します。これは測定環境の壁面及び床面の汚染分布を表示した結果であり、周囲に比べて汚染強度が高い 2 か所のホットスポットが映し出されています。

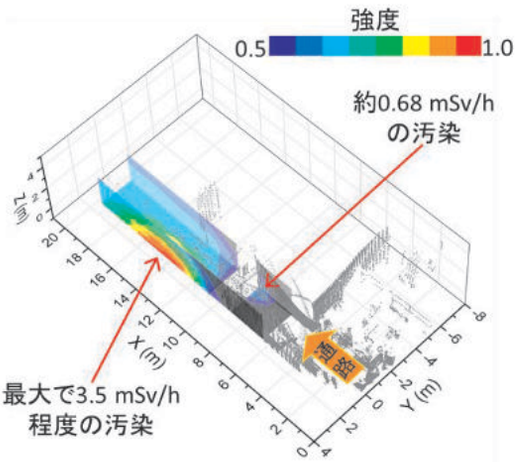


図 4　測定現場の３次元モデルに放射性物質の可視化データを重ね合わせて作成した放射性物質分布マップ。

これらの放射線測定試験に加えて、測域センサーを用いた測定現場の３次元モデル構築用データの取得試験を実施しました。構築した測定現場の３次元モデルにコンプトンカメラで取得した３次元汚染分布を重ねて描画したものを図 4 に示します。通路上の 2 か所にホットスポットが存在することが視認できます。

(3) まとめと今後の予定

平成 29 年度は、1F の３号機タービン建屋内通路において、コンプトンカメラを用いた放射性物質の可視化試験と、測域センサーを用いた建屋内の３次元モデル構築のためのデータ取得試験を実施しました。測域センサーを用いて構築した測定環境の３次元モデルに、コンプトンカメラで取得した汚染分布図を重ね合わせることにより、建屋情報を含んだ汚染分布図を描画することに成功しました。この汚染分布図は、実環境の寸法や外観を反映していることから、作業員がホットスポットの在りかをこの分布図を用いて視認することにより、注意喚起に伴う被ばく線量の低減や、除染計画の立案に役立つものと考えています。

今後、1F の建屋内でドローンやロボットに本システムを搭載し、遠隔で詳細な３次元汚染分布が把握できるよう研究開発を進め、汚染源の効率的な撤去や効果的な遮蔽により廃炉作業の円滑な推進に貢献していきます。

《引用文献》 *[1] Kataoka J, et al. Handy Compton camera using 3D position-sensitive scintillators coupled with large-area monolithic MPPC arrays. Nucl Instrum Methods A. 2013; 732: 403.*
[2] Sato Y, et al. Remote radiation imaging system using a compact gamma-ray imager mounted on a multicopter drone. Journal of Nuclear Science and Technology. 2017; 55: 90.

4-3　汚染状況を理解する（３）

―炉内デブリや不明物等の元素組成をその場で実測―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　遠隔分析技術開発グループ　若井田　育夫、大場　弘則

事故で損傷した原子炉の廃炉を進めるためには、まず損傷した炉内の状況をその場で的確かつ迅速に把握することが求められます。しかし、炉内の高い放射線の影響で精密な電子機器は壊れてしまい使用できません。そこで、放射線の影響を受けない光を駆使し、光エネルギー、光信号の伝送に耐放射線性光ファイバを活用した遠隔・その場光計測技術の開発を行っています。特に廃炉を進めていく上で重要となる燃料デブリ等の組成分析や簡便で迅速な操作が求められる炉外での不明物サーベランス等にレーザー生成プラズマ発光の分光分析技術（LIBS）を利用した遠隔分析プローブの開発をめざしています。

(1) はじめに

燃料デブリの取り出しに向けて、原子炉圧力容器・原子炉格納容器内の燃料デブリの位置や状況を把握するためには、高放射線、水中又は高湿度、狭隘という過酷な環境下における遠隔その場観察技術が要求されます。高い放射線環境下では、IC を多用した精密電子機器は使えません。そこで本研究開発では、電気信号に代わって光信号を用いた観察プローブを開発することとしました（図 1）。特に、炉内に存在するデブリの組成のその場分析では、、光ファイバを用いたLIBS 法を活用します。
この手法を基本として、炉内の分析だけでなく、炉外の廃炉現場における不明物等の簡便で迅速なサーベランスも視野に入れ、より着実に高感度で分析する技術を確立するため、イマジニアリング株式会社、京都大学、自然科学機構分子科学研究所、量子科学技術研究開発機構と協力し、「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」を推進しています。ここでは、これらの研究開発の現状について紹介します。

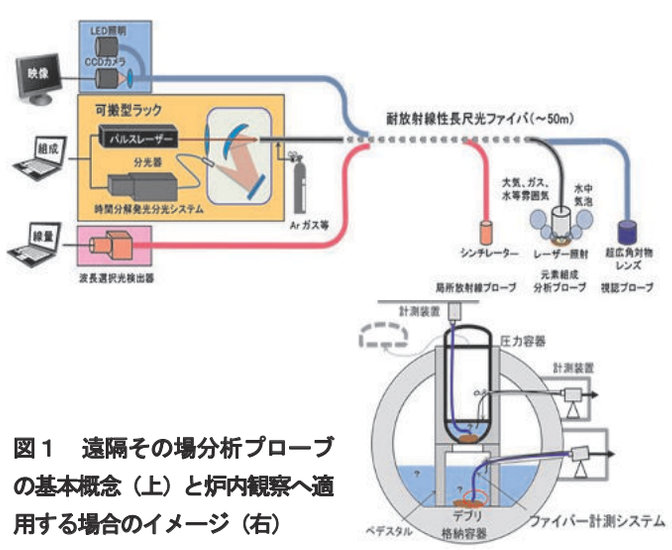


図１　遠隔その場分析プローブの基本概念（上）と炉内観察へ適用する場合のイメージ（右）

(2) ロングパルスレーザーによるLIBS 信号

従来のレーザー光パルス時間幅は約６ns ですが、より強い信号を得ようとしてエネルギーの高いレーザー光を導入しようとすると、光ファイバの端面が損傷してしまいます。これに対して、光のパルス時間幅が長いレーザー光は、端面へのダメージが小さく有利となります。これまでの試験で、光パルス時間幅が 100 ns のロングパルスレーザーの場合は、従来に比べて 10 倍以上のエネルギー伝送に成功しています。そこで、ロングパルスレーザー光を光ファイバLIBS 装置に導入し、スペクトルの出現特性を取得しました（図２）。ロングパルスの場合は、従来に比べて近紫外領域のイオンの発光強度が減少する一方で、近赤外領域の原子、分子の発光が増大することがわかりました。特に、700nm より長波長の領域は、耐放射線性光ファイバの光透過率が劣化しない良好な観測領域であるため、放射線環境における検出感度の向上に寄与することが期待されます。

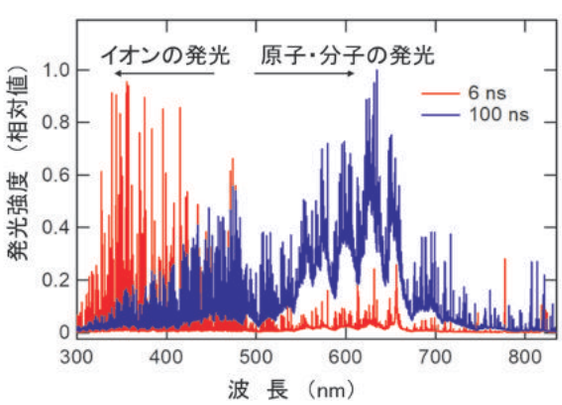


図２　ロングパルスレーザー（青）と従来レーザー（赤）によるZr の発光スペクトル比較例

耐放射線性光ファイバの透過波長領域である近赤外領域で原子・分子の発光強度が強くなっており、観測に有利です。

(3) 高放射線環境下における LIBS 信号の健全性

これまでの研究で、大気中、水中で分析が可能なこと、光ファイバを含む光学部品類に十分な耐放射線特性があることを確認しました。一方、強い放射線照射環境が、プラズマ発光特性に及ぼす影響を把握することは、本手法の基本原理にかかわるきわめて重要なポイントとなります。そこで、量子科学技術研究開発機構の ^{60}Co ガンマ線照射施設を活用し、強いガンマ線環境下でプラズマ発光特性を取得しました。図３は、ジルカロイの発光スペクトルを、ガンマ線を照射しない場合（上段青）と線量率 12kGy/h の ^{60}Co ガンマ線照射環境下の場合（下段赤）とで比較したものです。相対的な原子の発光線には大差ないことが確認されます。この結果は、高線量環境下においても、基本的な LIBS 特性が健全であり、光ファイバ LIBS 法がデブリ等の炉内その場分析法として現実的かつ極めて有望であることを示しています。

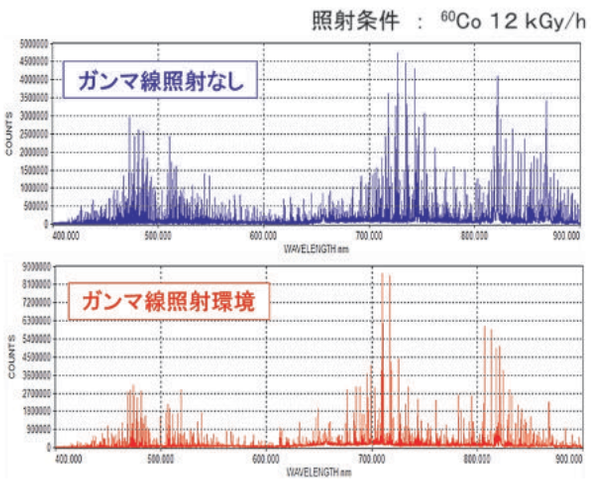


図３　ガンマ線照射環境下における発光スペクトル出現特性

(4) マイクロチップレーザー利用 LIBS プローブ

これまでの研究では、光ファイバの長さとして 50m まで利用可能であることを検証してきました。しかし、廃炉現場からは、それ以上長い光ファイバの要求も出てきています。そこで、発想を転換し、照射レーザー光を光ファイバで伝送するのではなく、近年開発が目覚ましいマイクロチップレーザーに着目し、これを照射光源として炉内に入れてしまうことを考えました。（図４）。マイクロチップレーザーは、レーザー素子に光ファイバを介して外部から弱い光エネルギーを連続的に注入し、レーザー素子内で蓄積したのち、一気に高出力のパルスレーザーとして出力します。このため、径が細い光ファイバでもダメージを受けることはなく、また、長さもレーザー発振に大きな影響を与えません。しかも、集光光学系も含め、直径 20 ㎜、長さ 100 ㎜程度の大きさとなります。

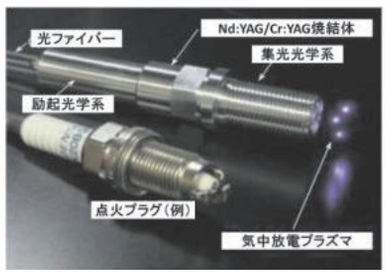


図４　マイクロチップレーザー

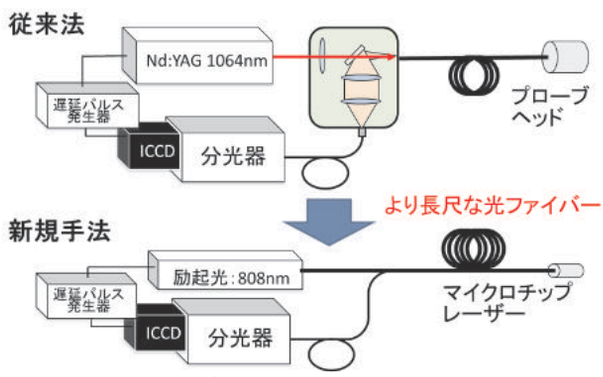


図５　マイクロチップレーザーを活用した新規光ファイバ LIBS 法の概念図

マイクロチップレーザーは、より細く長い光ファイバで駆動可能であるため、遠隔分析法としての適用性が高いと考えられます。

マイクロチップレーザーを利用した光ファイバ LIBS 計測系を従来の光ファイバ LIBS と比較した概念図を図５に示します。これまでに、約 1MGy のガンマ線を照射したマイクロチップレーザーの構成部品によりレーザー発振特性を取得していますが、発振特性に大きな影響が及んでいないことが確認されました。放射線環境下での利用に期待が高まっています。

本報告には、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果が含まれます。

《参考文献》

- M. Saeki, et al., “ Development of a fiber-coupled laser-induced breakdown spectroscopy instrument for analysis of underwater debris in a nuclear reactor coret”, J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930. (2014).
- I. Wakaida, etal, “ Challenging in LIBS technology for decommissioning of damaged reactor “Fukushima Daiich nuclear power station””, 9th Int. Conf. on Laser Induced Breakdown Spectroscopy, Chamonix, france, 2016
- A.Matsumoto, etal, “Fiber-optic laser-induced breakdown spectroscopy of solid samples in air with long nanosecond pulse”, 9th Int. Conf. on Laser Induced Breakdown Spectroscopy, Chamonix, france, 2016
- T. Taira, "Domain-controlled laser ceramics toward giant micro-photonics", Opt. Mater. Express, vol. 1, 1040 (2011)

4-4　原子炉の安全な解体に向けて

―「レーザー」と「ウォータージェット」の組合せによる燃料デブリはつり除去技術の開発―

福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　遠隔システム開発グループ
山田知典、柴田卓弥、西村昭彦、若井田育夫
福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　遠隔技術ディビジョン　鳥居建男
福島研究開発拠点　楢葉遠隔技術開発センター　大道博行

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社及び株式会社スギノマシンの 3 機関が協力して、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業へのレーザー加工技術の適用拡大を見据えた基盤研究を行っています。本共同研究は、「レーザー」と「ウォータージェット」の各技術の強みを活かすために、基礎試験を通じて加工性の高い組み合わせを見出し、燃料デブリや炉内構造物等の取出しに対して有効な表面から連続して削り取って回収する除去技術（はつり除去技術）の開発を行っています。

(1) はじめに

1F の安全で確実な廃炉の実施は、国民の関心の高い課題になっています。1F の廃炉作業では遠隔操作技術により、炉内構造物や燃料デブリ等を取り出すことができる大きさに加工する必要があります。また、作業中の汚染拡大防止等の観点から放射性ダストの飛散防止が求められています。

レーザー加工は、反力が少ないことや、加工ヘッドがコンパクトであり遠隔操作機器とのマッチングが良い等の優れた特長を有していることから、廃炉作業における燃料デブリ除去技術の一つとして期待されています。ただし、従来のレーザー加工技術では、レーザー照射によって対象物を溶融し、大量のガス流によりその溶融物を除去するため、ガス流に含まれる粉塵の大気中への飛散防止が大きな課題でした。そこで、ガスの代わりに粉塵の飛散抑制に有効なウォータージェットを組み合わせたはつり除去技術の開発を進めています。

(2) 研究内容

溶融等で変形した炉内構造物、燃料デブリ等の取出しにおいては、その厚さが不定であり、加工に伴う粉塵の回収が必要であることから、はつり除去技術が有効と考えています。本研究では、レーザーとウォーターージェットを組み合わせた方式により、レーザーで対象物を溶かし、ウォータージェットでその溶融物を除去するはつり除去加工試験を実施しました。まず、ウォータージェットの評価をするために、図 1 に示すように、ステンレス鋼（SUS304）試料の表面にレーザーを照射し、同時に照射位置にウォータージェットを噴射する穴あけ試験を実施しました。ウォータージェットは、連続噴射と断続噴射の切り替えが可能なチョッパーを用いた噴射方法を検討するために、ハイスピードカメラを用いて評価を行いました。

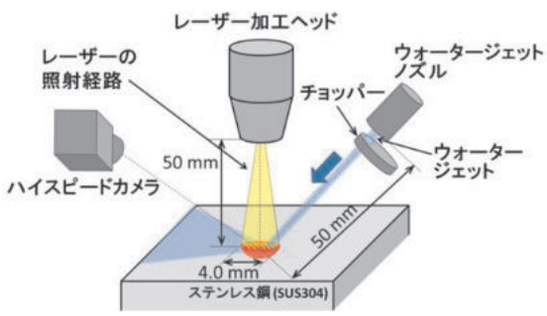


図 1　レーザーとウォータージェットによる穴あけ試験の模式図

試料であるステンレス鋼（SUS304）表面にレーザーを連続照射し、同時に照射位置にウォータージェットを噴射させ、その様子をハイスピードカメラで観察します。

図 2、図 3 にレーザー照射中の様子とレーザー照射後の試料表面の状態を示します。図 2 に示すように、ウォータージェットを連続噴射した場合、レーザー照射による溶融物が、穴の淵に固く付着することが確認できました。これはウォータージェットにより溶融物が、すみやかに冷却されたことで付着が引き起こったと考えられます。このように、ウォータージェットは、溶融物の除去と冷却の両方の効果を持つため、そのバランスが重要です。一方、図 3 に示すように、ウォータージェットを断続噴射した場合、ウォータージェットの噴射とともに溶融物の小塊が吹き飛ぶ様子が観察でき、レーザー照射後の試料表面への付着がありませんでした。これは、ウォータージェットを断続噴射することで、冷却効果やレーザーの水への吸収等による溶融の阻害が抑制されたためだと考えられます。さらに、断続噴射は、溶融物の除去

量の比較においても、連続噴射より効果が大きいことが分かりました。

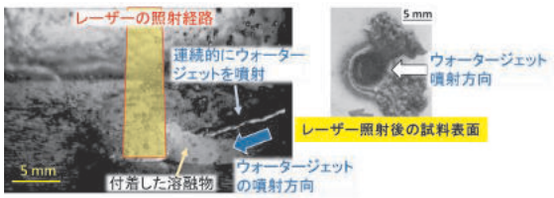


図 2　レーザー照射部にウォータージェットを連続噴射した場合の様子

ウォータージェットを連続噴射した場合、レーザー照射による溶融物が試料表面に堆積します。

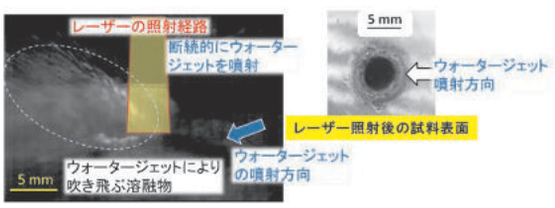


図 3　レーザー照射部にウォータージェットを断続噴射した場合の様子

ウォータージェットを断続噴射した場合、レーザー照射による溶融物がウォータージェットにより小塊となって吹き飛ぶため、試料表面への付着がありませんでした。

以上の結果を踏まえ、本研究ではウォータージェットの断続噴射を採用し、レーザーと組み合わせたはつり除去加工試験を実施しました。図 4 にはつり除去加工時の様子と加工後の試験体表面の状態を示します。はつり除去加工では、まずレーザー加工ヘッドとウォータージェットノズルを同時に動かし1ラインの走査を行うことで、レーザー照射部の金属を除去し、細い溝を形成します。次に、加工後の溝が少し重なるようにレーザー加工ヘッドとウォータージェットノズルを移動させ、2 ライン目の走査を行います。加工後は、表面の金属が除去できており、この加工をさらに何度も繰り返すことによって、対象物を表面から所定の広さにわたり、深さ方向に向かって順に削り取ることが可能であることを示しました。また、加工の際に削り取られた除去物については、適切な回収装置を設けることで、加工に伴う粉塵と併せて回収するシステムの構築を検討しています。



図 4　レーザーとウォータージェットによるはつり除去加工の様子

試料であるステンレス鋼（SUS304）表面に、レーザーを連続照射し、同時に照射位置にウォータージェットを断続噴射させ、試料表面のはつり除去加工を行います。

(3) 成果およびまとめ

本研究で進めているレーザーとウォータージェットを組み合わせたはつり除去技術は、炉内構造物や燃料デブリ等の除去への適用可能性があることが分かりました。さらに、本技術は対象物に応じてレーザー出力やウォータージェット圧力を制御できるため、様々な状況に対しフレキシブルに対応することが期待できます。例えば、燃料デブリに含まれる硬くてもろい金属酸化物（セラミックスの一種）に対しては、レーザーをその表面に集光することで破砕できることが、既往の研究[1]において実証されています。この技術も大量のガス流を必要としないことから、その有用性が示されています。種々の物質の交じり合った複雑な形状が予想される燃料デブリを模擬した試験体への適用はこれからの検討課題ですが、本技術のフレキシビリティが大いに発揮されるものと期待されます。さらに、本レーザー加工技術の適用可能性を補完するために、大型計算機を利用して、より高出力のレーザー等を用いた場合の入熱に対する水、物質との相互作用や溶融量等の解析を進めており、この解析結果とも併せて評価することで各課題を解決し、技術の確立に向け、引き続き研究を進めていきます。

《参考文献》
・　“日本原子力研究開発機構、日立 GE ニュークリア・エナジー、スギノマシンが「レーザー光」と「ウォータージェット」の組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発 −東京電力 HD 福島第一原子力発電所の燃料デブリ等取り出し技術への適用に期待−“, プレス発表, (2017)
・　T. Hanari, T.Takebe, T.Yamada et al. “Demonstration of laser processing technique combined with water jet technique for retrieval of fuel debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, Proceedings of 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017), 17444 (2017).

《引用文献》
[1]　*村松壽晴, 山田知典, 他, "レーザー光を用いた燃料デブリ・炉内構造物取出しに向けた研究（I）− 研究計画および平成 24 年度研究成果 −", JAEA-Research, 2013-024, 1-47 (2013)*

4-5　廃止措置のための遠隔作業支援技術開発の取組み

―遠隔機器性能評価・操作習熟のための支援技術―

福島研究開発拠点　楢葉遠隔技術開発センター　遠隔基盤瀬整備室　川端邦明、谷藤祐太、鈴木健太、羽成敏秀

楢葉遠隔技術開発センターで行っている、遠隔技術による廃炉作業を支援するための技術開発として、遠隔操作ロボット開発や操作訓練支援のためのロボット等標準性能試験法やロボットシミュレータの開発を紹介します。

(1) はじめに

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の廃炉作業には、高放射量を示す場所が存在するため、ロボット等の遠隔技術が導入されています。これまでの作業において，作業未達成や機器が帰還できなかったケースが報告されています[1]。これは、事故の影響により作業環境の完全な事前想定ができないことから、作業に適切な機器開発に難しさがあること，機器の性能を有効活用するためオペレータの操作習熟が必要なことを示しています。このことから，楢葉遠隔技術開発センターでは，遠隔操作機器による円滑な廃炉作業に貢献するために、ロボット等の遠隔機器の開発促進・支援やオペレータの習熟訓練等に貢献することを目的として，ロボット等性能試験法およびロボットシミュレータの開発を行っています。

(2) ロボット等性能試験法

災害対応ロボットの開発分野では、標準試験法という性能評価規格の整備が進められています。廃炉の遠隔作業においても同様の考え方を取り込むことは、効果的な作業の推進において重要です。上述の標準試験法では、瓦礫や階段等のロボット走行において、障害となる形状を模擬した木製試験場が基本で、建屋内で見られる立体的な物体や金属等の環境については整備されていません。そこで、本開発では廃炉の作業環境を模擬したロボット等の標準試験法の開発を目的としています。

公開されたロボットの作業記録から時間を分析したところ、走行、階段・段差等の走行、サブクローラ角度調整、停止等の占める割合が大きいことが分かりました。また、作業中のトラブルを分類しその要因分析を行ったところ、ロボットに接続されたケーブルと構造物の干渉や作業環境・ロボット状態認識の難しさ等が原因であることもわかりました。これらの知見をもとに、ケーブル干渉や環境視認性の低下等を再現するため、柱状物を相互接続して立体障害物と段差を組み合わせた形の試験場を開発しました（図１左)。これにより、ケーブルが構造物に巻き付く現象の再現を確認しました。また、柱状部分により環境視認性が低下することも確認しました。原子炉建屋内を移動する際には縞鋼板、グレーチング等の階段や段差等の不整地走行が必要なことから、踏面が交換可能な階段型試験場を開発しました(図1中央)。また、建屋内に多く見受けられる縞鋼板スロープやグレーチング路面の試験場（図１右上下）を開発しました。これらにより、事故後の遠隔作業において発生した主要な課題、環境を模擬する試験場を実現しました。さらに、最近実施されている格納容器内部の調査や作業を参考にして、ロボット挿入口として用いられた貫通孔等を模擬した試験場の開発を行いました（図２)。多様な配管経路の構成を実現するために 45 度、90 度、180 度に接続方向を変更させるためのエルボモジュール（図２）や配管の設置高さ・長さを調整して設置可能な架台（図２）も開発しました。図 3 はこれらの開発した試験場を組み合わせて配置した試験環境の例を示しています。

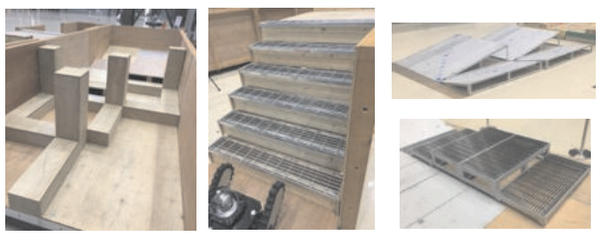


図 1 開発した移動ロボット用試験場 左:段差付き柱型障害物 中央：踏板が交換可能な階段 右上：縞鋼板製スロープ　右下：グレーチング製路面



図 2 開発したパイプ型試験場 ：（左から）3 種類のパイプモジュール、相互接続用エルボモジュール、組合せ配管のための架台



図 3 試験場の組合せにより構成した試験環境の例

(3) ロボットシミュレータ

本開発では、原子炉建屋内構造のデジタルデータを用いて、計算機上で遠隔機器による作業を擬似的に経験することでオペレータの操作習熟度の向上や遠隔機器等の設計、開発の効率化に貢献するロボットシミュレータの開発を目的としています。これまでに、Choreonoid[2]（オープンソースのロボット用統合 GUI ソフトウェア）がインストールされた計算機を基本システムとして、原子炉建屋内 3 次元構造データの整備（図 4 紫枠部）、水中環境下での移動模擬機能（図 4 赤枠部）、カメラ画像内の視覚障害物を模擬的に提示する機能（図 4 赤枠部，濃紺枠部）、遠隔機器とユーザ操作卓間の通信障害の模擬機能の開発、実装（図 4 緑枠部）を行ってきました。さらなる機能拡張として、空中移動模擬機能（図 4 薄紫枠部）とガンマカメラ模擬機能（図 4 橙枠部）の開発、実装を行っています。

空中移動模擬機能では、飛行のための推力を与えるロータデバイス機能を実装するとともに、ボディ表面が空気等の流体から受ける力（浮力、流体付加質量、付加慣性モーメント等）や複数ロータからの推力により機体の運動を模擬する機能を実装しました。また、この基本的な飛行動作模擬機能に加えて、現実のマルチコプタ飛行時に見受けられる地面効果や壁・天井へ吸い寄せられる現象も模擬しました。例えば天井付近では上昇推力が増加し、地面付近では推力増加により離着陸時の制御が難しくなる状況を再現しています。図 5 はマルチコプタモデル（ロータを本体アーム部先端に取り付けたタイプ）を飛行させている例を示しています。ロータ（アーム先端）から伸びた線は各ロータの推力方向を可視化したものです。飛行運動はこれらの推力と流体影響，環境要因による外力を基に、総合的に計算されます。

また、ガンマカメラ模擬機能は、線源から飛来する放射線の状況を模擬的に可視化するものです．ガンマカメラは線量分布を把握するための有効な手段で、この機能の実装により，開発しているシミュレータ上で遠隔機器による線量調査の訓練等を実施することができるようになりました。本機能では、原子力計算コードである PHITS[3]によって事前に生成したデータをシミュレータに取り込んでいます。これにより、シミュレータの作業空間内におけるガンマカメラデバイスの位置と方向に対応した放射線の強度分布を色で表したコンタ画像を透過して重ね合わせた映像（図 6）が出力可能になっています。

(4) まとめ

本報では、遠隔基盤整備室において取り組んでいる遠隔機器による廃炉作業の支援のためのロボット等性能試験法およびロボットシミュレータの開発状況について紹介しました。今後も試験場やシミュレータの開発を進めると共に、開発技術の利活用を促進し、遠隔機器の開発促進やオペレータの習熟度向上の観点から廃炉の推進に貢献して行きます。



図 4　ロボットシミュレータ： Choreonoid を用いた基本システムと 3 次元環境構造データの利用、プラグインとして開発・実装された各種模擬機能



図 5　空中移動模擬の例（アーム部先端にロータが取り付けられ、 青線は推力方向を示す）



図 6　ガンマカメラによる線量表示模擬の例（赤色領域は高線量、透明領域は低線量を示す）

《参考文献》

- K. Kawabata et.al. “Towards Enhancement of Test Facilities for Supporting Nuclear Decommissioning by Remote Technology”, Proceedings of International Symposium on System Integration, WeA3.2, (2017)
- K. Kawabata et.al. “Development of a Robot Simulation System for Remotely Operated Robots for Operator Proficiency Training and Robot Performance Verification”, Proceedings of International Conference on Ubiquitous Robots and Ambient Intelligence, pp561-564, (2017)

《引用文献》

[1] *S. Kawatsuma, et. al. Analysis of Emergency Response robots deployed for Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants’ accidents, 67-69, D&RS 2016, (2016)*

[2] *S. Nakaoka, “Choreonoid as a Software Framework for Implementing Graphical Robotics Applications”, The 29th Annual Conference of the Robotics Society of Japan, 2Q1-2, (2011)*

[3] *T. Sato, et. al. “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS”, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923, (2013)*

5　環境モニタリング・マッピングの技術開発の全体概要

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　眞田 幸尚

2011 年 3 月の東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故発生以降、私たちは災害対策基本法の指定公共機関として放射線測定 (モニタリング) など様々な対応を実施してきました。現在も福島の環境回復に向けて、生活圏のモニタリング、個人線量評価技術の提供を行うとともに、未除染の森林、河川、沿岸海域等の線量評価手法の確立を目指し環境モニタリング・マッピング技術開発を行っています。

(1) 継続的なモニタリングの実施

1F 事故後の環境放射線の変化状況を確認するために継続的に様々なモニタリングが実施されています。私たちは原子力規制庁からの受託事業の一環で、有人のヘリコプターを用いた「航空機モニタリング［5-1］」及び地上において様々なツールで実施する「放射性物質等分布調査」を担当しています。放射性物質等分布調査では、地上から定点を人間が測定すること (マンサーベイ) [5-2]、放射線測定器を搭載した車両で測定すること (車両サーベイ) ［1]、土壌を積層ごとにサンプリングし土壌への放射性セシウムの浸透度合いを調査すること ［2]、in-situ Ge 検出器という測定器で土壌中のセシウムの沈着量を直接測定すること ［5-3]等を実施しています。また、それらの結果はマップとしてホームページ上で公開されています［5-4]。地上の放射線を測定するツールは様々ですが、図 1 に示したようにツールによって特徴があります。例えば、航空機モニタリングは広い地域を効率的に測定できますが、地上から離れて測定するために精度は低くなります。一方、マンサーベイは精度よく測定できますが、手間がかかります。これらの測定データはニーズに応じて、避難指示区域の解除等の政策決定や様々な研究の基礎データとして用いられています。これら測定結果は、有用な情報を提供していますが、必ずしも十分ではありません。そこで、測定結果を高精度化する取り組みやこれまで取得したデータを元に新たな知見を導出する取り組み及び水底などの測定困難な場所を測定する無人機を用いた新たな放射線測定ツールを開発する取り組みなどを実施しています。

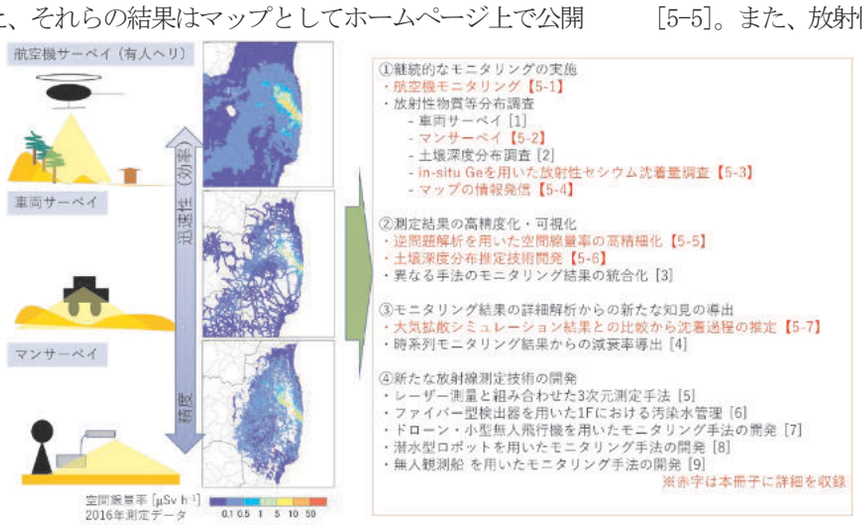


図 1　環境モニタリング・マッピングの技術開発の全体イメージ
原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した 2016 年度の環境放射線モニタリングデータを示します。これらの基礎的なモニタリングデータを元に新たな放射線測定技術の開発を行っています。

(2) 測定結果の高精度化・可視化

有人のヘリコプターやドローンなどを用いた上空からの測定では、前述のように測定精度に課題があります。空からの測定結果に陽電子放射断層撮影 (Positron Emission Tomography: PET) のような医療放射線測定技術で用いられている逆問題解析手法を適用し、より高精細な測定結果を提供する手法の開発に取り組んでいます［5-5]。また、放射性セシウムはγ線を放出し、そのエネルギーを測定することは、γ線を放出する放射性核種の弁別だけでなく、検出器に達した経路に関する情報を得ることも可能です。この特徴を生かして、土壌中の放射性物質の深さに関する情報を得ることができる手法について研究開発を行っています［5-6]。さらに、異なった測定手法で得られたデータについて統計学手法を元にそれぞれの特徴を加味して統合し、より正確な空間線量率マップを計算する手法についても研究開発を行っています［3]。これらの取り組みは、現在、提供される空間線量率や放射性セシウムの濃度分布をより正しく理解するための一助となると考えられます。

(3) モニタリング結果の詳細解析からの新たな知見の導出

有人ヘリコプターによるモニタリングは、森林や山間部の空間射線量率分布を測定できる実用されている唯一の測定手法です。事故後の空間線量率の分布の形状を詳細に解析することは、放射線プルームの沈着過程の解明につながるだけでなく、放射性物質以外の汚染物質の拡散・沈着に関する情報を得ることができると考えられます。私たちは、気象データを元に放射性物質の環境中での拡散や沈着を予測・再現できるシミュレーションコード（WSPEEDI）による再現計算結果と航空機モニタリングの結果を比較し、現在の汚染分布となった要因を推定する研究を行っています［5-7］。また、無人ヘリコプターで定期的に取得した1F周辺の空間線量率データを元にして、空間線量率の減少率を定量的に解析することにも取り組んでいます［4］。これらの取り組みは、現状の1F周辺の放射線状況に関する新たな知見を発見できるだけでなく、予測シミュレーションの高度化など原子力施設の事故対応への重要な知見となると考えられます。

(4) 新たな放射線測定技術の開発

これまで地上では様々な放射線測定が実施され詳細な放射線分布状況が明らかになっています。しかしながら、家屋の内外などの生活環境に近い場所のより詳細な放射線状況を可視化することは課題となっていました。私たちは、自動車の自動運転などに用いられている Lider（Laser Imaging Detection and Ranging）と呼ばれるレーザー測量技術を放射線検出器と組み合わせることによって、放射線測定結果を 3 次元のマップとして可視化できるサーベイメータの開発に成功しました［5］。1F 内の汚染水管理については、いまだに課題となっています。私たちは水中のβ線を放出する ^{90}Sr を検知するファイバー型の検出器を開発し、1F 構内での実証試験を行っています［6］。このモニタリング手法は1F構内における排水路のモニターとして採用され汚染水の検知に利用されています。近年開発の進捗が著しい無人機を用いた放射線モニタリング手法についても開発を行っています。JAXAと開発した無人飛行機（UARMS: Unmanned Airplane for Radiation Monitoring System）は6時間のフライトが可能で山間部のモニタリングや原子力防災のツールとして期待されています［7］。

これまで、水底の放射性セシウムの濃度は水底の堆積物をサンプリングするしかありませんでしたが、無人機を利用することで効率的に大量の測定が可能となり、水底の放射性セシウムの挙動について新たな知見が得られると考えられます。ダムやため池の測定には、放射線検出器を搭載した潜水型のロボットが適用できます［8］。また、沿岸域の測定にはUSV（Unmanned surface vehicle）と呼ばれる船型の無人機を活用しています。この USV は福島沖において定期的なモニタリング実証試験を実施しています[9]。これらの取り組みは、これまで測定できなかった場所の測定データを提供するだけでなく、野生動物や魚等の生物への放射性セシウムの移行メカニズムの解明のための基礎データになると考えられます。

(5) まとめ

事故から７年となり、様々な測定手法を用いた継続的なモニタリングを確実に実施しています。また、継続的なモニタリングデータをベースとして、事故当時にはなかった環境中での空間線量率の変動傾向に関する知見が得られています。また、無人機を用いた新たな測定手法について、技術開発を行っていく予定です。

《参考文献》 眞田幸尚, 福島の環境回復に向けた取り組み（第３回）環境放射線モニタリング調査・評価技術の開発, 日本原子力学会誌（ATOMO Σ), 59, 418-422, 2017

《引用文献》
[1] *M. Andoh et al., Measurement of air dose rates over a wide area around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant through a series of car-borne surveys, J. Environ. Radioact., 139, 266-280, 2015.*
[2] *N. Matsuda et al., Depth profiles of radioactive cesium in soil using a scraper plate over a wide area surrounding the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant, Japan., J. Environ. Radioact., 139, 427-434, 2015*
[3] *H. M. Wainwright et al., A multiscale Bayesian data integration approach for mapping air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, J. Environ. Radioact., 167, 62-69, 2017.*
[4] *Y. Sanada et al., Temporal variation of dose rate distribution around the Fukushima Daiichi nuclear power station using unmanned helicopter, Appl. Radiat. Isot., 118, 308-316, 2016.*
[5] *K. Vetter et al., Advanced concepts in multi-dimensional radiation detection and imaging., Proceedings of International Symposium on Radiation Detectors and Their Uses (ISRD2016), 070001, 10.7566/JPSCP.11.070001, 2016.*
[6] *眞田幸尚ら, プラスチックシンチレーションファイバ測定技術の福島第一原子力発電所における汚染水管理への応用, JAEA-Research, 2016-011, 2016.*
[7] *M. Sato, Flight demonstration of Simple preview altitude control algorithm for unmanned airplane., J. Aircraft, 54, 1571-1579 , 2017.*
[8] *眞田幸尚, 潜水型ロボットを利用した水底の放射能分布測定手法の開発, 第34回日本ロボット学会学術講演会論文集, RSJ2016AC3B3-03, 2016.*
[9] *浜通り発海洋のドローン開発プロジェクト, 福島イノベーション・コースト構想 地域復興実用化開発等促進事業採択プロジェクト事例集, P10., http://www.meti.go.jp/press/2016/10/20161014003/20161014003-2.pdf.*

5-1　環境モニタリング・マッピング（1）

―有人及び無人ヘリコプターを用いた定期的なモニタリング―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　眞田 幸尚

1F 事故から 7 年経過した現在でも定期的な放射線測定（モニタリング）を確実に実施しています。ここでは、有人のヘリコプター（有人ヘリ）や無人のヘリコプター（無人ヘリ）を用いた上空からのモニタリングによる線量率の変化状況について紹介します。

(1) ヘリコプターによるモニタリングの経緯

有人ヘリを用いた航空機モニタリングは、事故後 2011 年 4 月 6 日から米国エネルギー省（DOE）と文部科学省によって開始され、その後日本原子力研究開発機構により DOE の技術をベースに我が国の急峻な地形に適した改良を行いつつモニタリングを継続してきました。2012 年 5 月 30 日までに、北海道から沖縄までの日本全国を実施した後[1]、原子力発電所事故の影響が想定される地域に限定し、モニタリングを継続してきました。2013 年度（平成 25 年度）からは原子力規制庁に事業主体が移管され 2016 年度まで、発電所から 80 km 圏内については計 10 回、80 km 圏外の地域については計 7 回実施されています[2]。

事故以来、航空法による飛行制限区域（平成 25 年 2 月 5 日までは飛行禁止区域）となっている発電所から 3 km 圏内については航空機モニタリングが行われていませんでした。原子力機構では、福島第一原発事故直後から、無人ヘリを用いた放射線分布の測定手法について研究開

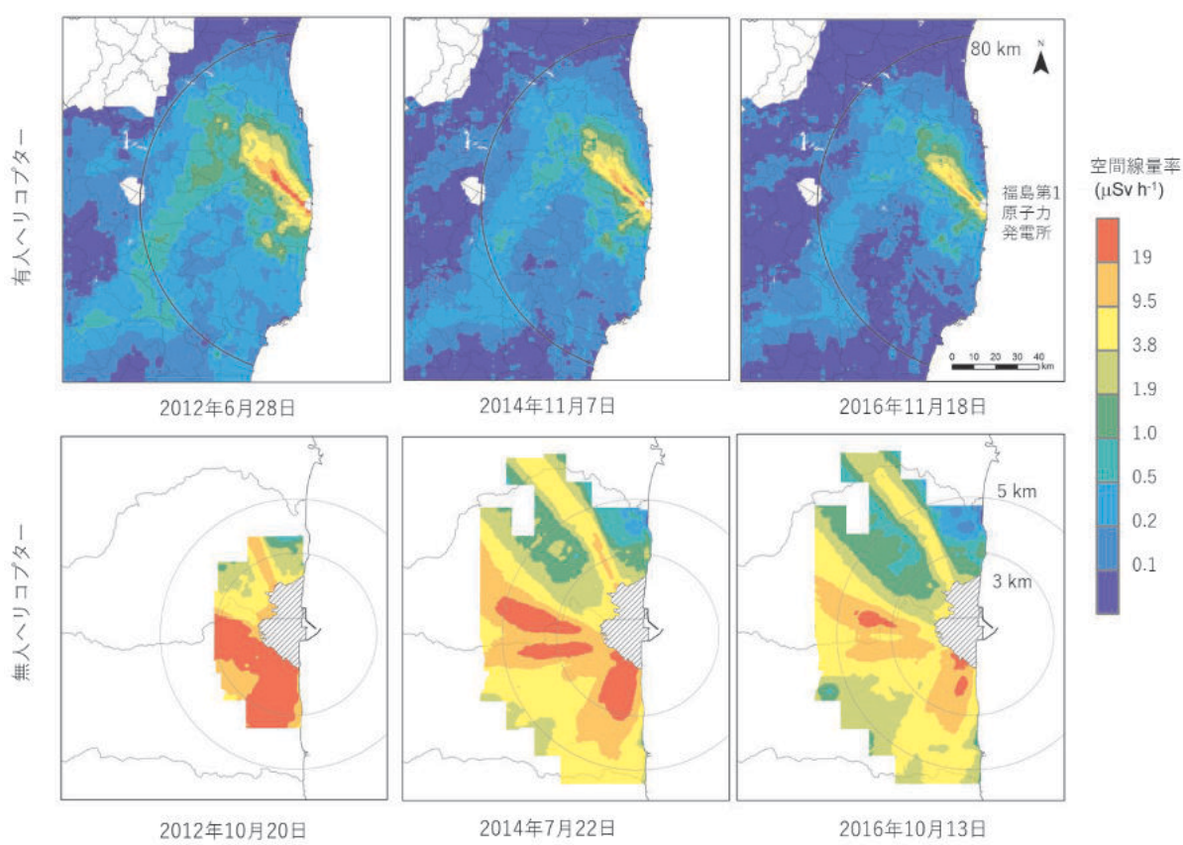


図 1　モニタリング結果　（上：有人ヘリコプターによる空間線量率マップ、下：無人ヘリコプターによる空間線量率マップ）

図 1（上）：原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した航空機モニタリング結果。今年度の結果は第 11 次航空機モニタリング及び東日本第 7 次航空機モニタリングと呼ばれており、測定の最終日である 2016 年 11 月 18 日現在の数値に減衰補正を実施した。
図 1（下）：原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した無人ヘリコプターによるモニタリング結果。今年度は、第 8 回無人ヘリコプターモニタリングと呼ばれており、測定の最終日である 2016 年 10 月 13 日現在の数値に減衰補正を実施した。
（背景地図は、ArcGIS データコレクションスタンダードパック（ESRI, Co. Ltd.）を使用）

発を行い、有人ヘリによるモニタリングが行われていなかった発電所から 3 ㎞圏内のモニタリングに適用されています。無人ヘリは、有人ヘリと比較して低高度で飛行が可能であり、ヘリコプターの軌跡幅（測線間隔）も細かく設定できるため、位置分解能の高い空間線量率分布の測定が可能です。モニタリングは、2012 年 8 月から実施しており、現在までに 8 回のモニタリングを実施してきています[3]。ここでは、2016 年度（平成 28 年度）に実施されたそれぞれのモニタリングの結果について示します。

(2) モニタリング手法

有人ヘリ及び無人ヘリを用いたモニタリングでは、上空でγ線スペクトルと GPS で測定した位置・高度情報を取得します。測線の間隔は、有人ヘリでは、前年度の空間線量率の測定結果から、0.9 ㎞～3.0 ㎞メッシュで、無人ヘリでは、80 m 間隔としています。測定の高度は、有人ヘリでは対地高度 300 m 及び無人のヘリでは対地高度 80 m としています。取得したデータは、地上で測定したデータと比較し、高度などの影響を補正して地上 1m での空間線量率に換算します。これらの測定結果は、市販の GIS（地理情報システム）ソフトウエアを使用して分布マップとして原子力規制庁や原子力機構のホームページから公開されています。

(3) 平成 28 年度の結果及び過去との比較

今年度行われた有人ヘリによる第 11 次モニタリング及び東日本第 7 次モニタリングの測定結果を図 1（上）に示します。また、無人ヘリによる第 7 回の測定結果について図 1（下）に示します。測定の時期は場所によって異なるので、空間線量率マップは、測定の最終日の値に減衰補正しています。また、比較として同地域における過去の測定結果についても示しています。このように、どちらのモニタリング結果も比較的高い空間線量率の地域が小さくなっていることが分かります。

全体的な傾向を定量的に把握するために、有人ヘリの測定結果の内 1F 周辺のデータ（旧避難指示区域の地域）について、第 4 次モニタリングで得られた線量率の結果を基準とし、各々のモニタリングで得られた平均の空間線量率の比を図 2 に示します。比較方法は、空間線量率マップを 250 m メッシュのデータに区切り、中心点の測定結果を抽出し、同一カ所の抽出したデータの比の平均値をプロットしています。また、誤差線は比の標準偏差を示しています。図中には半減期による放射性セシウムの減衰を起因とした理論的な線量率減衰を計算した結果を示しました。赤実線は、攪乱のない土壌中への放射性セシウムの浸透具合を表すパラメータである緩衝深度（β：g/cm^2）を 1 と仮定した場合、青点線では他のプロジェクトで測定された放射性セシウムの緩衝深度の実測結果[4]を考慮して、線量率の減衰を計算しています。航空機モニタリングの結果は、緩衝深度の変化を考慮した青点線に近い結果を示しています。この理由は、空間線量率が放射性セシウムの半減期に従って減少傾向にあること、また、放射性セシウムが降雨等により土壌中に徐々に浸透していくことにより土壌が遮蔽となり地上の空間線量率がより減少していることが示唆されます。

(4) まとめ

事故以来、ヘリコプターによる放射線モニタリングが日本で実施されて、7 年目となりました。事故当時、定まっていなかった手法については確立し、パラメータの精度や機器の定期的な保守及び軽微なトラブルへの対応経験により、作成する放射線量率マップの精度は高まってきていると言えます。今後、さらなる手法の高度化を目指し、技術開発を行っていく予定です。

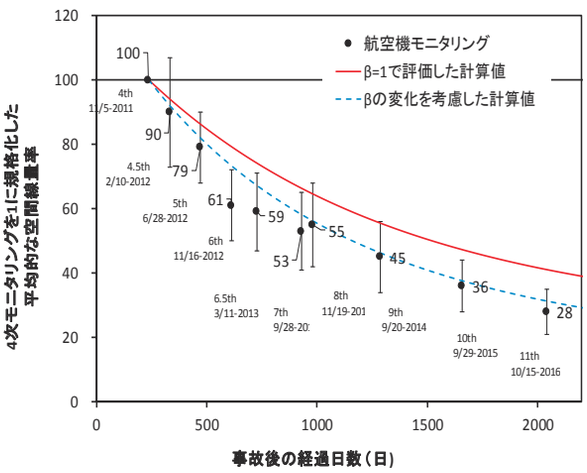


図 2　旧避難指示区域内における空間線量率の変化傾向（有人のヘリによるモニタリング結果より）

第 4 次モニタリングを基準とし、250 m メッシュで区切った放射線マップの同一メッシュの比の平均値をプロット。誤差線は、それらの標準偏差を示している。

《参考文献》
・眞田幸尚ほか、有人ヘリコプタを用いた放射線モニタリング、 分析化学、66、149-162、2017

《引用文献》
[1] *鳥居建男ほか、広域環境モニタリングのための航空機を用いた放射性物質拡散状況調査、JAEA-Technology 2012-036、2012 年、 p 182*
[2] *眞田幸尚ほか、平成 28 年度原子力発電所周辺における航空機モニタリング（受託研究）、 JAEA-Research 2016-016、2017 年、 p 131*
[3] *Y. Sanada et al., Temporal variation of dose rate distribution around the Fukushima Daiichi nuclear power station using unmanned helicopter, Appl. Radiat. Isot., 118, 308-316, 2016*
[4] *日本原子力研究開発機構、平成 27 年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約」 成果報告書、2017 年*

5-2　環境モニタリング・マッピング（2）

―定点におけるサーベイメータを用いた定期的なモニタリング―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　三上　智

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）事故直後から定期的に、サーベイメータを用いて数多くの地点の空間線量率のモニタリングを行っています。ここでは、事故後、6年目の測定データについてまとめます。

(1) 研究の概要

1F事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。沈着した放射性物質により空間線量率が上昇しましたが、沈着から時間が経過するにつれ空間線量率も減少してきました。原子力機構では、当初は文部科学省、現在は原子力規制庁からの委託調査の一環として空間線量率の詳細な分布について時間を追って測定し、その変化の特徴を明らかにしてきました。

空間線量率の測定は3種類の手法を用いて実施しました。まず、1Fから80km圏内で人為的なかく乱の少ない平坦な開かれた場所を数千箇所選び、サーベイメータを使用して定点で地上1mの空間線量率を測定しました（マンサーベイ）。また、京都大学原子炉実験所が開発したKURAMA-IIシステムを搭載した自動車で測定を行い、より広域の詳細な空間線量率を調べました（走行サーベイ）。また、KURAMA-IIシステムを背負った測定者が住民の生活に密接した経路を歩きながら連続的に測定を行いました（歩行サーベイ）。

(2) 測定結果

図1は平坦地上1mにおける空間線量率分布の過去6年間の結果を比較したものです。全体として空間線量率が

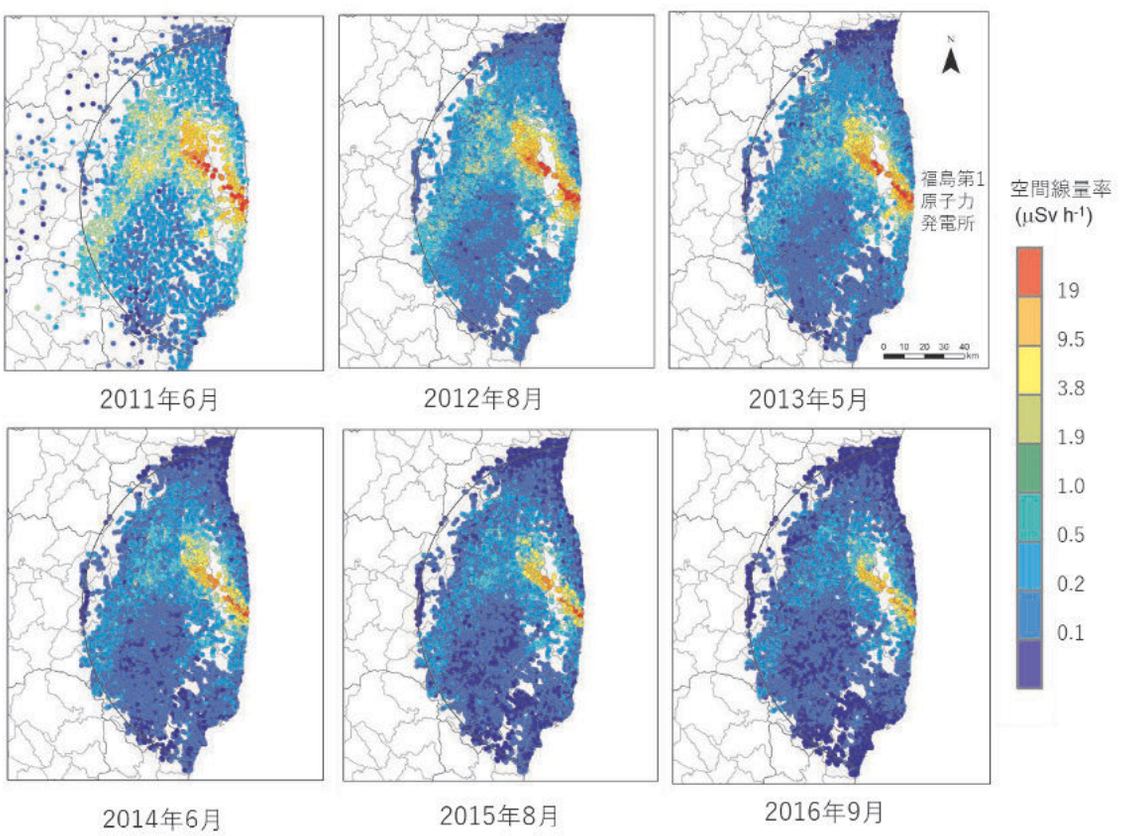


図1　空間線量率の測定結果を記したマップ

サーベイメータを使って地表面から1m高さの空間線量率を測定しました。平成28年度までの測定結果を比較すると、空間線量率の減少が確認できます。

徐々に減少していることがわかります。

2011年6月調査と2016年9月調査とにおいてサーベイメータで同じ地点で測定した空間線量率の合計値を算出しました。空間線量率の合計値を測定箇所数で割ると平均空間線量率になるため、空間線量率の合計値の比較は平均空間線量率の比較と同じ意味を持っています。2011年6月調査における空間線量率の合計値に対する2016年9月調査における空間線量率の合計値の比率は0.18となりました。約63ヶ月の時間が経過することで、空間線量率は18%にまで減衰していたことがわかります。この期間における放射性セシウムの物理的半減期による減衰のみを考慮した場合、空間線量率は37%程度に減少すると評価されるので、物理減衰以外の要因により空間線量率が19%減衰していたことがわかります。除染以外では放射性セシウムが地中へ浸透することにより、ガンマ線に対する遮蔽効果が増えたためと考えられます。

(3) 空間線量率の時間変化

走行サーベイについても時間変化の傾向を調査しました。図2に、2011年6月調査で実施した走行サーベイで得られた空間線量率の合計値に対するその後の10回の走行サーベイによる空間線量率の合計値の比率（合計線量率比）の変化を示します。走行サーベイによって測定された道路及びその近傍における空間線量率の減少率は放射性セシウムの物理減衰による減少率よりもかなり大きくなっています。

3 種類の手法による空間線量率測定結果を比較しました。走行サーベイの測定結果は100m×100mの区画ごとにその区画内を走行中に3秒ごとに得られた一連の空間線量率測定値の平均値ですが、その区画内に同時期にサーベイメータを用いて測定した平坦地の地上1m高さの空間線量率測定データが存在する場合に、両者の空間線量率測定結果を比較しました。さらに、同じ時期にその区画内を歩いた歩行サーベイによる空間線量率の測定データとの比較を行いました。

歩行サーベイによる空間線量率値の平坦地上での結果に対する大きさは、空間線量率の合計値の比較で、最新の2016年11月調査では0.7倍程度と評価されました。また、歩行サーベイによる空間線量率値の走行サーベイ結果に対する大きさは、空間線量率の合計値の比較で、2016年11月調査では1.2倍程度と評価されました。

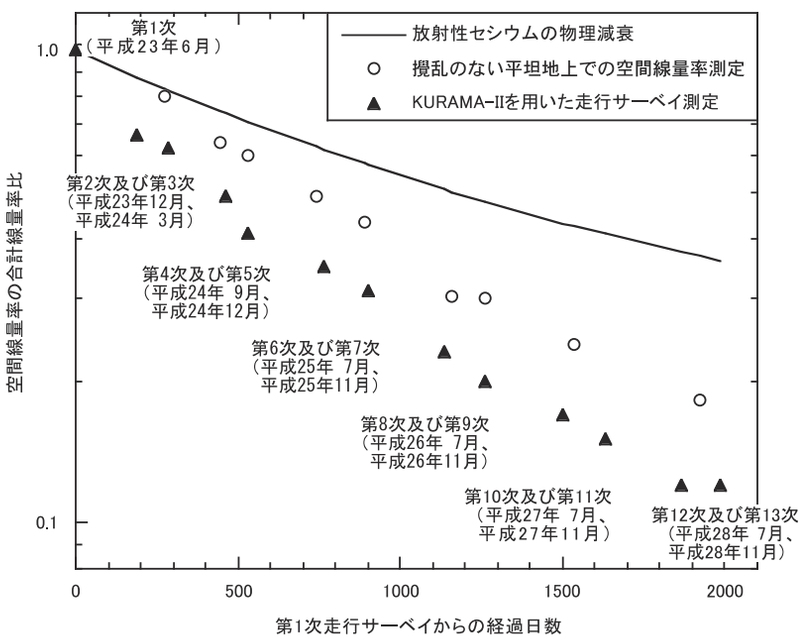


図2　走行サーベイ結果の時間変化の傾向

2011年6月調査の走行サーベイで得た空間線量率の積算値に対するその後の12回の走行サーベイによる空間線量率の積算値の比率（積算線量率比）の変化を示したものです。平坦地上でサーベイメータにより測定した空間線量率の積算線量率比も併せて示しました。

(4) まとめ

このように、空間線量率測定値の大小関係は、平坦地上の測定値が最も大きく、続いて歩行サーベイの測定値、走行サーベイの測定値の順になっていることを確認しました。平坦地上は空間線量率の変化が小さく空間線量率が高い地点の代表とみなせるのに対し、道路上は空間線量率の変化が大きく空間線量率が低い地点の代表とみなせます。歩行サーベイの経路である生活環境に密接した地点は、これらの中間になっていることがわかりました。原子力機構では引き続き空間線量率測定を継続し、空間線量率分布の変化の特徴を解明していく予定です。

《参考文献》
・ 日本原子力研究開発機構、平成28年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書、2017年、
https://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry09.html

5-3　環境モニタリング・マッピング（3）

―放射性核種の土壌沈着量分布の定期的なモニタリング―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　三上　智

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故直後から定期的に、in-situ Ge 検出器（図1）を用いて数多くの地点の放射性セシウムの沈着量のモニタリングを行っています。ここでは、事故後、2016年までの測定データについてまとめます。

(1) 研究の概要

1F 事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。どのような種類の放射性核種がどのくらい土壌に沈着したのかを知ることは、事故の影響を評価し適切な対策を講じるために基本的な情報となります。原子力機構では、当初は文部科学省、現在は原子力規制庁からの委託調査の一環として放射性核種の土壌沈着量を測定してマップを作成してきました。経時的に行った調査より、放射性核種の沈着量分布やその経時変化の特徴が明らかになりつつあります。

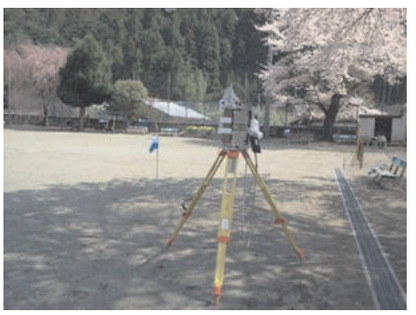


図1　in-situ Ge 検出器を用いた測定風景

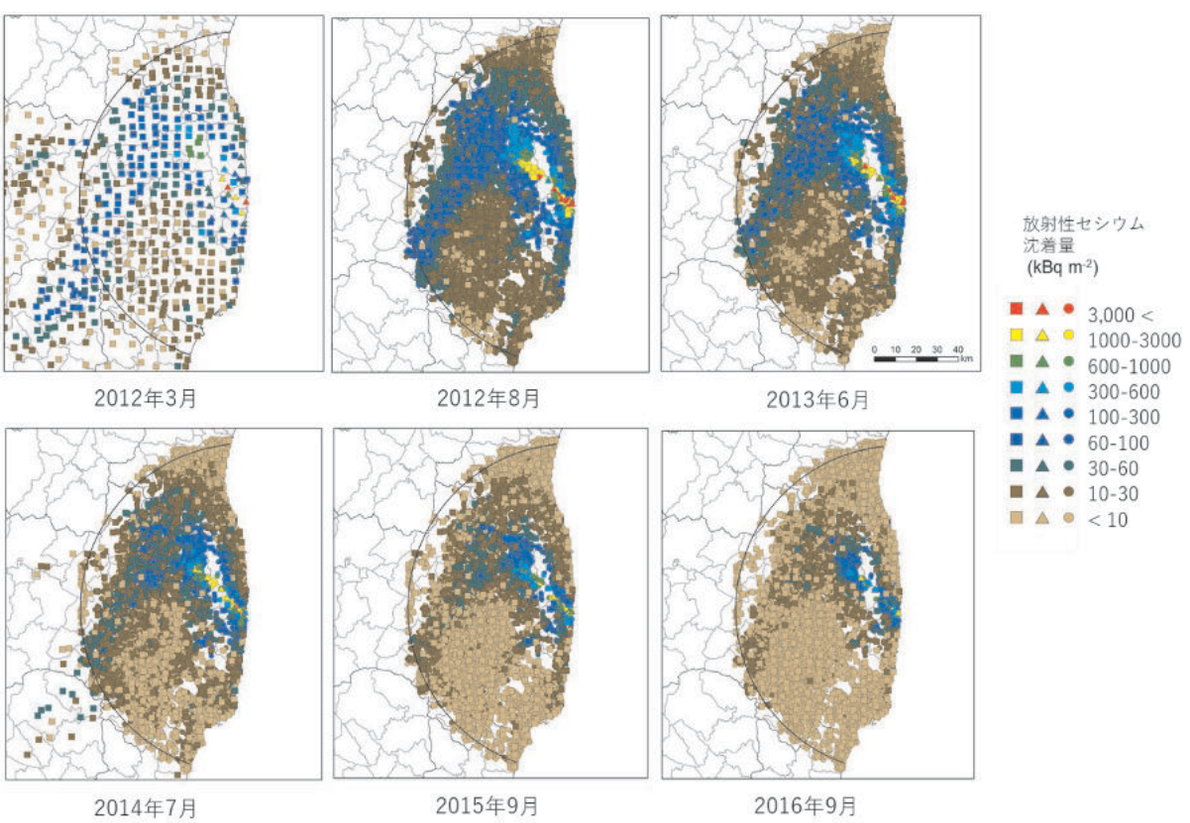


図2　Cs-134 の沈着量分布を示したマップ

直接に測定した沈着量（in-situ 測定を□、土壌採取による測定を△）に空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に評価したセシウム 134 の沈着量の評価値（○）を追加したものです。今年度は 2016 年 9 月に実施しました。

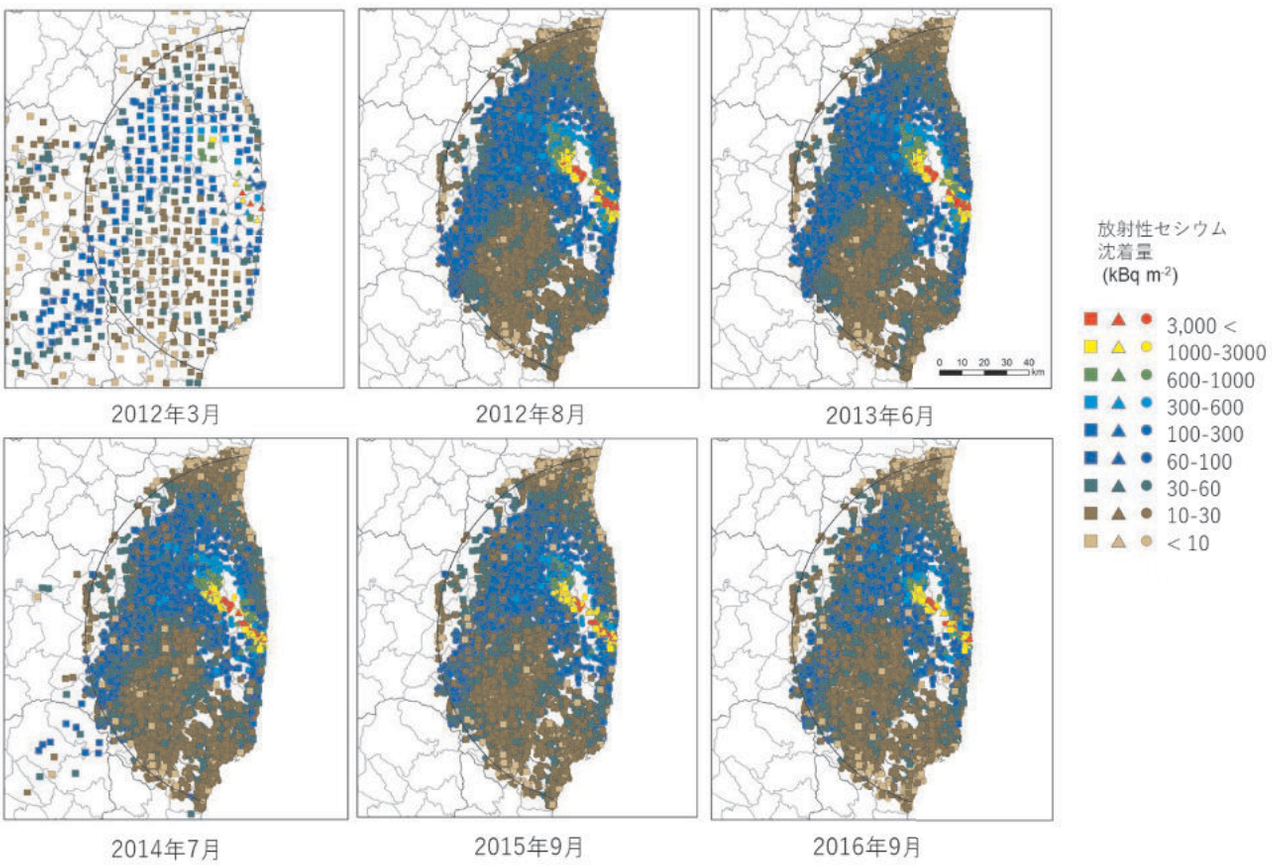


図3　Cs-137 の沈着量分布を示したマップ

直接に測定した沈着量（in-situ 測定を□、土壌採取による測定を△）に空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に評価したセシウム 137 の沈着量の評価値（○）を追加したものです。

2011 年 6 月に実施した第 1 回目の環境調査では、約 11,000 個の土壌試料を採取して持ち帰り、Ge 検出器を用いたスペクトル測定により試料中に含まれる放射性核種毎の濃度を測定し、沈着量分布マップを作成しました。2011 年 12 月に開始した第 2 次調査以降は、土壌試料を採取するかわりに、ポータブルの Ge 検出器を環境中に持ち出して行う in-situ 測定で、エネルギースペクトルを解析して土壌沈着量を定量しています。

(2) 測定結果

空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に、空間線量率のみの測定が実施された約 6,600 箇所について空間線量率から評価した放射性セシウムの沈着量を評価し、in-situ 測定及び土壌採取により直接に求めた沈着量に加えて記した沈着量マップを作成しました。セシウム 134 の詳細な沈着量マップを図 2 に、セシウム 137 の沈着量マップを図 3 にそれぞれ示します。過去の測定結果と比較すると両者とも徐々に減少していることが分かります。

(3) 放射性セシウムの沈着量の時間変化

2012 年 3 月調査と 2015 年 9 月調査とにおいて、in-situ 測定による放射性セシウムの沈着量の合計値による比較を行いました。沈着量の合計値を測定箇所数で割ると平均沈着量になるため、沈着量合計値の比較は平均沈着量の比較と同じ意味を持っています。セシウム 137 の沈着量の長期的な変化に関しては 166 箇所で比較をすることができ、合計値の比率を計算しました。その結果 2012 年 3 月調査から 2016 年 9 月調査までの約 54 ヶ月間で、物理減衰により予想される比率が 0.90 であるのに対し、ふたつの時期での比率は 0.82 でした。地面の状況が変化していない箇所では、このように、長期の変化においても、沈着量のウェザリング効果による減少は小さいことがわかりました。

原子力機構は同様の沈着量測定を継続し、沈着量分布の変化の特徴を解明していく予定です。

《参考文献》
・日本原子力研究開発機構、平成 28 年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書、2017 年、
https://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry09.html

5-4　環境モニタリング・マッピング(4)

―放射性物質モニタリングデータの情報公開―

システム計算科学センター　関　暁之、武宮　博
福島研究開発拠点　福島環境安全センター　斎藤　公明

原子力機構は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故（1F 事故）直後から放射性物質のモニタリングを実施し、測定データを公開してきました。事故後 6 年が経過したことに伴い、多くのデータが蓄積されている状況です。我々は、それら蓄積されたデータを使って測定時点の放射性物質の分布状況の情報を公開するだけでなく、以下に紹介する情報システムを駆使して、新たな情報を提供していきます。

(1) 環境モニタリングデータベース

原子力機構は、1F 事故発生直後から、施設から放出された放射性物質の分布状況の調査を継続して行っています。また、関係省庁や福島県もそれぞれ調査を実施しているところです。しかしながら、それらデータは各機関のホームページから別々に公開されており、また、その測定機関の目的にあわせて提供されているため、データの形式もばらばらでした。そのようなデータは、現在の状況を伝えるために必要ですが、利用者が過去のデータや同様のデータと比べてより有効な情報を得ようとするには時間がかかってしまいます。そこで我々は、これらデータを各機関のホームページから取得し、空間線量率や放射能濃度などの結果を抽出して、地図やグラフなどわかりやすい情報に変換して提供する環境モニタリングデータベースを構築しました[1]。このデータベースにある情報は、原子力機構ホームページ『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト』(http://emdb.jaea.go.jp)から利用できます。(図 1)。

一方、事故後 6 年が経過したことにより、放射性物質が時間的にどのように変化しているのか知りたいというニーズが大きくなってきました。そこで、これら蓄積したデータを分析し、経時変化の情報としてデータベースで公開しております。その一つが、減衰率マップです (図 2)。この減衰率マップによって、地図上のメッシュにおける空間線量率が事故直後からおおよそ何%減少したか直感的にわかります。これら経時変化の情報は、放射性物質の状況がどのように変化してきたかを知るだけでなく、その変化の原因を探るための基礎情報となります。



図 1　環境モニタリングデータベースの概要
各機関が公開している放射性物質のモニタリングデータを収集し、利活用しやすい形式にして公開しています。約 108 種類（約 7 億レコード）のデータが提供されています。

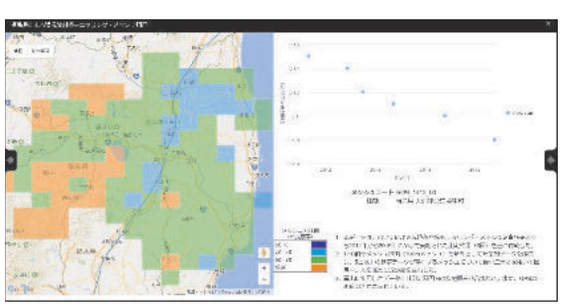


図 2　空間線量率の減衰率マップの例
空間線量率がおおよそ何%減少したか直感的にわかります。地図は拡大縮小可能で、目的とする場所の減衰率を 100m メッシュの単位まで確認することができます。

(2) 路線バス等を活用した福島県の空間線量率の配信システム

原子力機構は、居住地域を中心としたきめ細かく、かつ、継続的なモニタリング結果の発信も行っています。それは、路線バス等を活用した福島県内の空間線量率の配信です[2]。これは福島県及び京都大学と協力し、福島県内を走行する路線バスに KURAMA-II（Kyoto University RAdiation MApping system）と呼ばれる車載型空間線量率測定器を搭載し、空間線量率を継続的に測定、迅速に公開するものです。我々は、地域住民の方々が居住する地域を毎日運行している路線バスに着目し、これに KURAMA-II を搭載し測定を行うことで、生活圏に密着して空間線量率を高密度かつ高頻度に測定することを可能にしました。また、路線バスで測定された結果を集約、解析、可視化する処理を自動化することで、測定結果を迅速に提供できるようにしました。このモニタリング結果は、福島環境創造センター（三春）に設置された大型モニターにてリアルタイムに配信されています。また、原子力機構ホームページ『路線バス等を利用した福島県の空間線量率測定事業』から利用できます(図 3)。

(http://info-fukushima.jaea.go.jp/joho/)

これら技術を活かし、新たなニーズにも対応しています。それは、避難指示区域内の国道 6 号及び常磐道の通行の再開にあわせて、通行によって受けた線量を路線バス内のモニターに表示したり、空間線量率の分布情報を NEXCO 東日本のホームページ上で公開するサービスの支援です。これらにより両路線の通行者の不安の軽減に貢献しています。

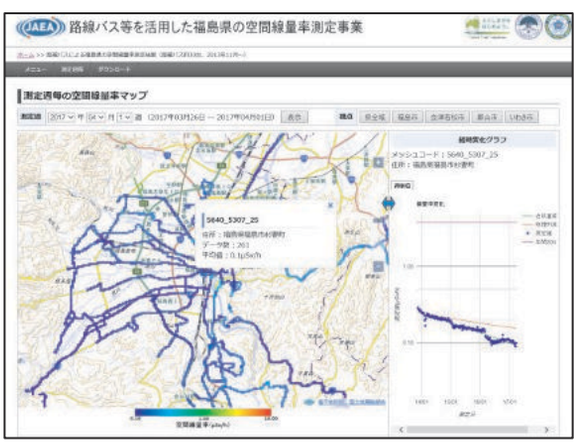


図 3　路線バス等を利用した福島県の空間線量率測定の例
居住地域を中心としたきめ細かく、かつ、継続的なモニタリング結果を提供しています。これにより生活圏における積雪や除染の影響による空間線量率の変化がわかります。

(3) 統合解析支援環境

今までに蓄積した環境モニタリングデータを活かし、将来の情報を提供するシステムも構築しようとしています。それは、蓄積したデータを使って目的にあわせた様々な予測シミュレーションを実施できる統合解析支援環境です。現在、土砂及び Cs 移動解析プログラム(Soil and Cesium Transport model、SACT)を用いた放射性物質の移行を予測する環境を構築しております（図 4)。これにより、河川等に関連する流水域において、放射性物質の分布状況が今後どのように変化していくのか知ることができます。また、森林から河川、河川から湖沼、河川から海への放射性セシウムの流出を重要な移行プロセスとして設定し、移行に関わる農林水産物や野生動植物などへの影響を評価するコンパートメントモデルについても利用できるように構築しております。これにより、どの領域に対してどれだけ移行抑制対策をすれば、農林水産物や野生動植物の放射性セシウムの蓄積量が何年後にどれだけ変わるか知ることができます。これら統合解析支援環境は、地方自治体に利用していただくシステムとして提供される予定です。

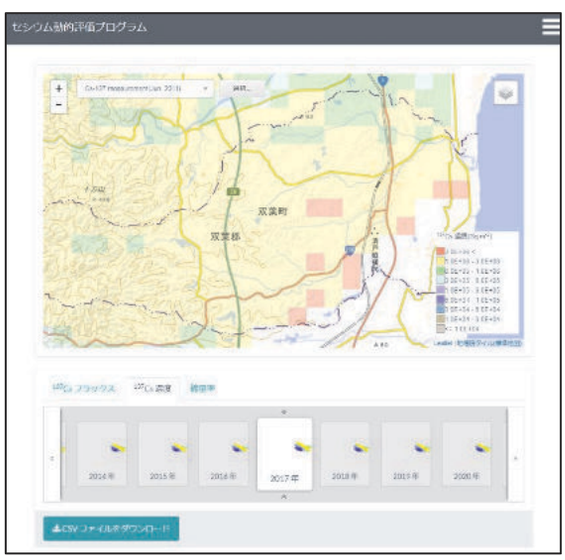


図 4　統合解析支援環境の例
図は SACT による福島県内の流水域におけるセシウム 137 の移行の予測結果の例。測定時点から 100 年後までのセシウム 137 の分布状況を予測することができます。

《参考文献》
・　斎藤 公明、武宮 博　他、“福島の環境回復に向けた取り組み 第 2 回 事故進展と放射性物質の放出・沈着分布の特徴”、日本原子力学会誌、59 巻、6 号、p.40-44、(2017)

《引用文献》
[1] *Seki, A., Takemiya, H. et al., "Development of radionuclide distribution database and map system on the Fukushima nuclear accident", Progress in Nuclear Science and Technology, vol.4, p.47-50, (2014).*
[2] *Seki, Akiyuki; Takemiya, Hiroshi; Saito, Kimiaki; et al., "DEVELOPMENT OF A SOFTWARE PLATFORM FOR PROVIDING ENVIRONMENTAL MONITORING DATA FOR THE FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR ACCIDENT", Radiation Protection Dosimetry, pp.1-6, (2014)*

5-5　環境モニタリング・マッピング(5)

—逆問題解析を適用した空からの測定手法の高度化—

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　佐々木美雪、眞田幸尚
安全研究・防災支援部門　安全研究センター　リスク評価研究ディビジョン　放射線安全・防災研究グループ　石崎梓

私たちは2011年の東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における事故発生以降、有人ヘリコプターや無人ヘリコプター等を用いて、上空からの放射線モニタリング技術の開発を行ってきました。現在、上空から測定した放射線の値をより地上値に近い値に換算出来るよう、研究開発に取り組んでいます。

(1) 上空からの放射線測定

原子力機構では広い地域を効率的に放射線測定できる、有人ヘリコプター、無人飛行機、無人ヘリコプター、マルチコプターを用いた上空からの放射線測定技術の開発に取り組んでいます[1]。上空からの測定は、広いエリアを短時間で測定することができ、また人が立ち入れないような森林等の放射線測定を行うことができます。しかし上空から測定を行うため、地上での測定に比べ精度が落ちてしまい、小さなホットスポット等の発見は難しくなります。上空で測定した放射線の値は、地上から離れている距離を使って地上の値へと換算します。従来から使用されている換算手法は、その距離でどのくらい放射線が減衰するのかを計算し、地上 1m の空間線量へと換算します。しかしこのモデルは、地上が平面で、樹木等の遮蔽物が無いことを前提としたモデルです。実際には、山や谷、森林等もあり、従来法での換算ではそれらを考慮してはいません（図 1）。

そこで私たちは、医療放射線測定技術で画像再校正に用いられている逆問題解析手法を用いて、地形効果を考慮した換算の研究開発に取り組みました。

(2) 逆問題解析による換算

換算には最尤推定－期待値最大化（maximum likelihood- expectation maximization : ML-EM）法を使用しました[2]。ML-EM 法では、測定エリア周辺の地形情報を用い、実測ポイントに個々の地上地点（計算ポイント）からどれだけの放射線が来ているかを計算し、逆問題解析で地上地点の値を算出します（図 2）。従来法では、実測ポイント直下だけの換算でしたが、ML-EM 法は周辺の地上情報を加味して換算するため、従来法に比べより地上値に近い値の換算が期待できます。

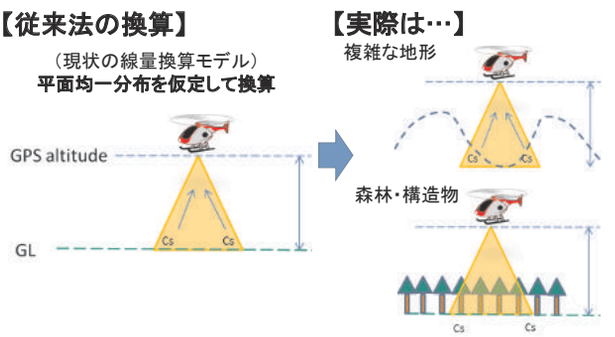


図 1　上空からの放射線測定における課題
上空値から地上値への従来法による換算は、空気による減衰のみを考慮して換算を行っている。

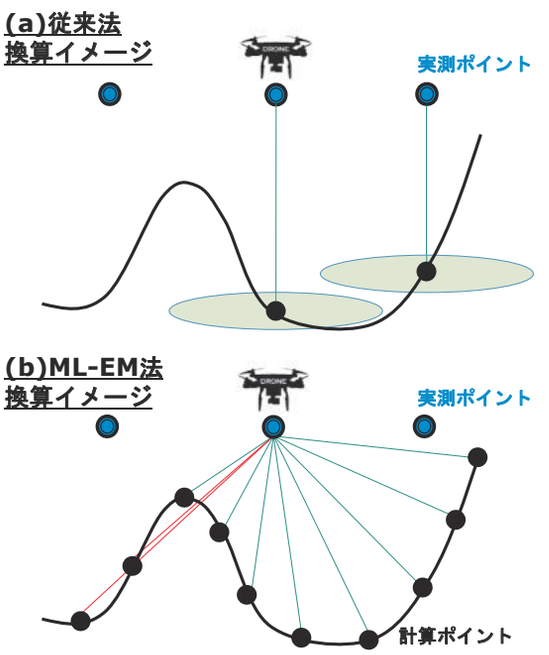


図 2　従来法と ML-EM 法の換算イメージ
(a) は従来法による地上値への換算イメージ、(b) は ML-EM 法による地上値への換算イメージ。(b) の赤いラインは地形による遮蔽で実測ポイントに影響を与えない。これらを考慮して ML-EM 法は換算を行う。

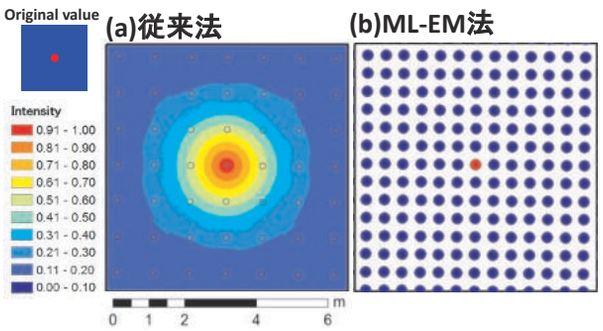


図 3　ML-EM 法適用テスト結果

6m×6m の室内中央に線源を設置し、1m 間隔、高さ 1m で測定を実施。(a) は従来法で地上 1cm に換算した結果、(b) は ML-EM 法で地上 1cm に換算した結果である。

(3) 逆問題解析の適用結果

図 3 は室内実験で放射線を測定した結果に対して、従来法での換算と ML-EM 法を用いた換算を適用した結果になります。中央に強い線源を設置しており、本来ならば中央だけが赤くなり、その他は青くなります。(a) の従来法で換算した結果を見ると分布を持っていますが、(b) の ML-EM 法を用いて換算をした結果を見ると、従来法に比べシャープになり、本来の値に近い分布が得られていることが分かります。

実際に空からのデータにも適用できるかどうかを確認するために、原子力機構で開発したドローンによる放射線測定システム（検出器は GAGG: ガドリニウムアルミニウムガリウムガーネットを採用）により取得したデータでの検証試験を行いました。図 4 は平地において、図 5 は森林を含むエリアにおいて無人ヘリコプターを用いて放射線を測定した結果です。ML-EM 法を用いると従来法に比べ、より地上測定値に近いマップを得ることが出来ました。

(4) まとめ

上空からの放射線測定に逆問題解析を換算に用いることで、従来法に比べより地上測定値に近いマップを得ることが出来ました。今後は新たな放射線検出器等を取り入れ、放射線分布の三次元マップ化技術の開発を行っていく予定です。

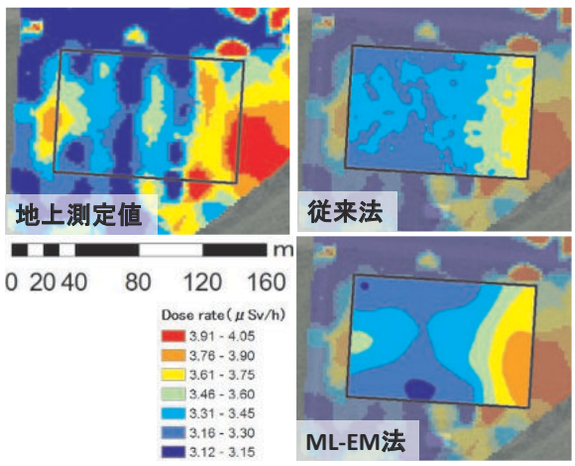


図 4　平地における空間線量換算結果

左上のマップは地上 1m で空間線量を測定した結果、右側 2 つのマップは無人ヘリ（高度：10m）で測定した結果を地上 1m 空間線量に換算した結果である。GAGG 検出器を用いて測定を行った。

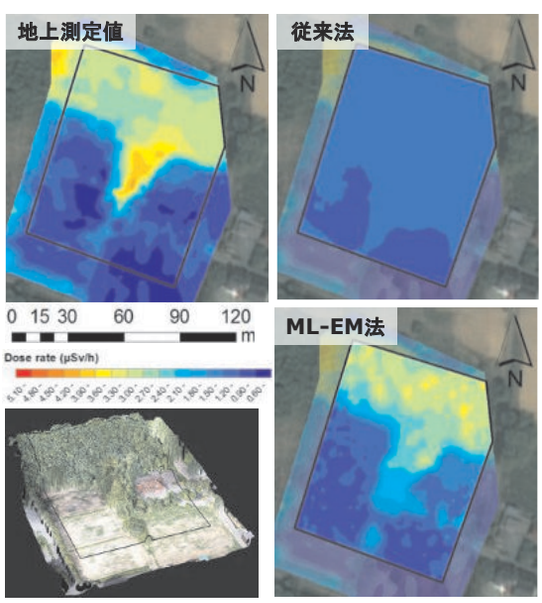


図 5　森林を含むエリアにおける空間線量換算結果

住宅と森林を含むエリアで測定を実施。左上のマップは地上 1m で空間線量を測定した結果、右側 2 つのマップは無人ヘリ（高度：40～10m）で測定した結果を地上 1m 空間線量に換算した結果である。GAGG 検出器を用いて測定を行った。

《参考文献》
・佐々木美雪他, 複数方向の放射線情報から構築する汚染分布の三次元可視化, 平成 28 年度原子力機構施設利用共同研究　連携重点研究成果報告書, H27-9 (2016).
http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/kyodo/kaihoken/Houoku_Seika/HoukoPDF/2016ZanteiPDF/H27-09_ishii.pdf

《引用文献》
[1] *眞田幸尚,, "福島の環境回復に向けた取り組み（第 3 回）環境放射線モニタリング調査・評価技術の開発", 日本原子力学会誌 (ATOMOZ), **59**, 418-422 (2017).*
[2] *L. A. Shepp and Y. Vardi, "Maximum likelihood reconstruction for emission tomography", IEEE Trans. Med. Imaging. 1:2, 113–122. (1982).*

5-6　環境モニタリング・マッピング(6)

―γ線スペクトル情報からのセシウムの土壌深度分布推定技術の確立―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　越智　康太郎

一般的に、土壌中の放射性セシウムの深度分布を測定するのは、実際に土壌をコア状に採取し、深さごとに土壌を分割及び分析する必要があるため煩雑です。無人ヘリコプターに放射線検出器を搭載し、遠隔モニタリングを行うことで、迅速かつ簡便に土壌中放射性セシウムの深度分布を推定する手法について紹介します。

(1) 土壌中セシウムの深度分布推定の経緯

事故によって放出されたセシウムは、表層土壌に強く吸着するため、地上における空間線量率が高いままであることが知られています。しかし、一部のセシウムは表層土壌に存在した場合、根を介して植物に移行する恐れがあります。また、野生動物による掘り起しで表層に移行するケースや、雨水によってより深層に移行する可能性も挙げられている[1]。よって、土壌中セシウムの深度分布は、土壌の種類や周辺環境によって大きく異なるため、対象とするエリアごとの詳細な調査が必要となります。しかし、土壌中セシウムの深度分布を推定するためには、土壌を円筒(コア)状に採取し、かつ採取した土壌を深さごとに分割、それぞれ分析する必要があり非常に煩雑です。そこで、我々は無人ヘリ測定で得られたγ線スペクトルの特徴に着目をすることで、広範囲の土壌中セシウムの深度分布を迅速かつ簡便に推定できないか検討しました。

(2) モニタリング手法(無人ヘリ)

無人ヘリコプターはR Max G1（ヤマハ発動機）を使用しました。無人ヘリコプターを用いたモニタリングでは、上空でγ線スペクトルを測定し、GPSで測定した位置・高度情報を基に、どこにどれだけのセシウムが存在するか精度よく測定することができます。無人ヘリに搭載した検出器 $LaBr_3$（Ce）（JREC）を用いて、ヘリ直下の土壌に含まれるセシウムから放出される放射線を検出する際に、セシウムの存在する深さによって直接γ線と散乱γ線の比率が異なることに着目をしました。これは、セシウムは深層に存在した場合に、上層の土壌による直接γ線の遮蔽と、土壌粒子によるコンプトン散乱の寄与が増大することに起因しています。この比率(散乱γ線/直接γ線の計数率比)が大きいほど、セシウムが表層ではなく深層に存在していると考えられます（図1)。

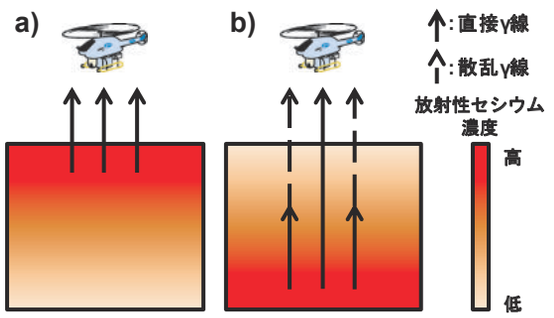


図1　地表から来るγ線の寄与の違い

土壌で放射性セシウムが存在する深さが違うことによって、上空で検出されるγ線の寄与が変わることのイメージ。セシウムが土のa)浅いところに存在するケース,b)深いところに存在するケース

2016年に福島県西郷村の圃場において無人ヘリ測定を行いました。測定高度は20m、側線間隔は20m、測定速度は4.0 m/sに設定しました。γ線スペクトルは1秒に1回計測しました。この得られたγ線スペクトルを図2のように2つのエネルギー領域に分割しました。

直接γ線領域に対する散乱γ線領域の計数率の比を、RPC(Ratio of Peak to Compton)と定義しました。土壌採取地点を中心とした半径20 mの円に入った無人ヘリ測

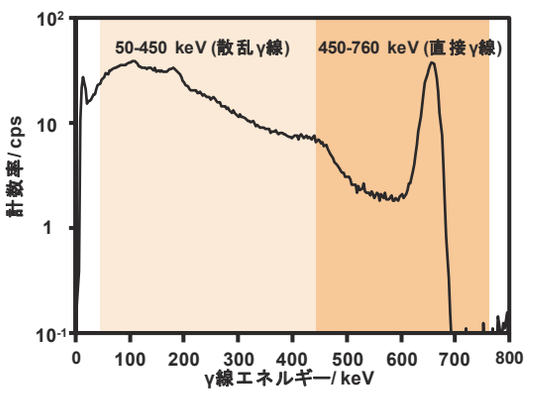


図2　γ線スペクトルの分割方法

モニタリングで得られたγ線を二つのエネルギー領域に分割することのイメージ。コンプトン散乱領域を50-450keV、セシウムの直接線領域を450-760keVと定義。

定データを抽出しました。抽出した測定データから平均のRPCを算出しました。これらの測定結果は、市販のGIS（地理情報システム）ソフトウエアを使用して解析を行いました。

(3) モニタリング手法（コア土壌採取）

無人ヘリによる推定結果が妥当であるか、同じフィールドで32個のコア試料を採取しました。ライナー採土器等を用い表層から約60cmまで採取した土壌は、2-6cm間隔で分割しました。分割した土壌をNaI(Tl)シンチレーション検出器で分析し、放射性セシウム濃度を定量しました。放射性セシウム濃度は、土壌採取の最終日を基準に減衰補正しました。得られた土壌中セシウムの深度分布を、浸透具合を表すパラメータである実効的重量緩衝深度（β_{eff}: g/cm^2）を用い定量的に評価しました。この値が大きいほど、セシウムが表層から深層に浸透していることを意味しています。

(4) 推定結果と実測結果の比較

無人ヘリ測定で得られたRPCと実測のコア測定で得られたβ_{eff}との関係を図3に示します。両者に正の相関があることが分かりました。よって、無人ヘリ測定で得られたγ線スペクトルの特徴に着目することで、ヘリ直下の土壌中セシウムの深度分布を迅速かつ簡便に推定できることが分かりました。

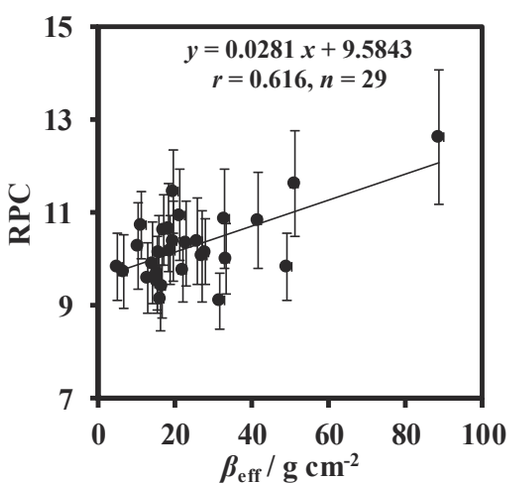


図3　無人ヘリ測定結果（RPC）とコア土壌の実測結果（β_{eff}）の関係性

今回対象とした圃場は、反転耕と呼ばれる除染を南側のエリアを除き実施しています。南側のエリアでは、野生動物による部分的な表層土壌の掘り返しが確認されました。図3のβ_{eff}に着目をすると、値が約5-90gcm^{-2}であることが分かります。チェルノブイリ事故後では、土壌がかく乱されていない状態で、5年後のβが0.1-3.0gcm^{-2}であることが報告されています。よって、今回のモニタリングでは実際に反転耕や野生動物による土壌の掘り起しによる深度分布の変化を評価することができました。

次に、今回対象とした圃場全体の測定結果（RPC）を基に、図3で示した相関式から算出した推定β_{eff}マップを図4に示します。

コア土壌による測定結果だけでなく、無人ヘリ測定からも、圃場全体の反転耕の状況（β_{eff}の値が大きいこと）が確認できました。従来であれば、このようなセシウムの深度分布の変化を広範囲に渡って把握するのは困難ですが、無人ヘリを用いた測定技術により広範囲のスクリーニング分析が可能となりました。本手法は、今後より一層増えるであろう、土壌の除染効果の実証に対するニーズに対応する有効な手段になりうると考えられます。

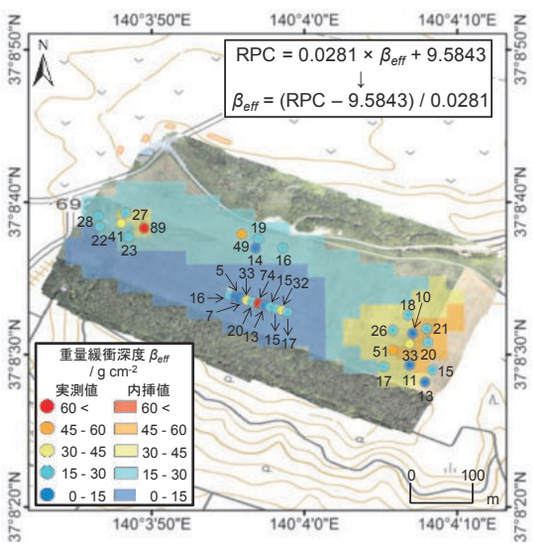


図4　RPCから推定したβ_{eff}の分布図

図3の相関式から算出したβ_{eff}をメッシュ当たりの平均値として示しました（28m×28mメッシュ）。

《参考文献》

・ K. Ochi et al., "Estimation of the Vertical Distribution of Radiocesium in Soil on the Basis of the Characteristics of Gamma-Ray Spectra Obtained via Aerial Radiation Monitoring Using an Unmanned Helicopter", Int. J. Environ. Res. Public Health, 14, 926 (2017)

《引用文献》

[1] *N. Matsuda, et al., "Depth profiles of radioactive cesium in soil using a scraper plate over a wide area surrounding the Fukushima Daiichi nuclear power plant, Japan", J. Env. Radioact. 139, 427 (2015).*

5-7　環境モニタリング・マッピング（7）

―大気拡散シミュレーション結果との比較からの沈着過程の推定―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　眞田 幸尚

有人のヘリコプター（有人ヘリ）によるモニタリング結果は測定できない場所がないことから広域な放射線分布を確認することができます。この実測結果を、W-SPEEDI-II のような大気拡散シミュレーションコードを基礎とした放射性プルームの再現計算と比較することは、シミュレーションコードの信頼性の確認や実測結果だけではわからない沈着過程に関する新たな情報を得られると考えられます。本研究では、水平だけでなく高度別に空間線量率を平均化し、実測結果と計算結果を比較することから各場所における沈着過程の特徴について考察しました。

(1) 研究の概要

福島第一原子力発電所事故により大量の放射性セシウムが東日本の陸面に沈着しました。大気エアロゾルに含まれた放射性セシウムの沈着量分布の形成過程を解明することは、原子力事故時の放射性物質による公衆への被ばく評価に役立つとともに、大気中でのエアロゾルの拡散・沈着過程に関する基礎的な知見を深めることに繋がります。しかしながら、日本の大部分を占める山岳地帯での空間線量率の地上観測データは少なく、地形と沈着量分布の関係については断片的な知見しか得られていません。そこで、私たちは、事故直後から継続的に行われてきた有人ヘリを用いた東日本におけるモニタリングのデータに着目しました。このモニタリングデータについて、地上からの観測が難しい山岳地域の高線量地帯を研究対象地域とし、標高と空間線量率との関係を、JAEA の開発したWSPEEDI-II という大気拡散シミュレーションの

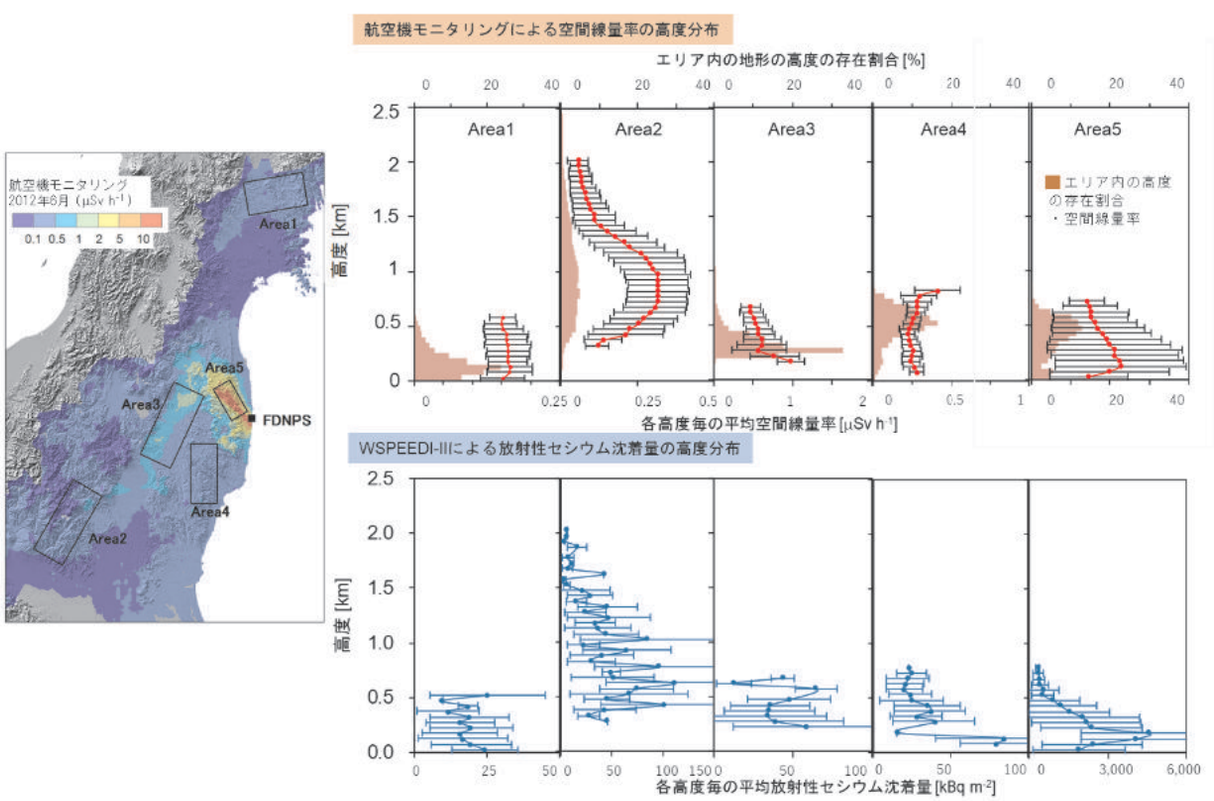


図1　実測結果（航空機モニタリング）　と再現計算結果（WSPEEDI-II）の鉛直分布の比較結果

左図: 着目したエリアの位置（背景は航空機モニタリングによる空間線量率分布測定結果）

右上図 : 航空機モニタリング結果によるエリア内の高度分布（棒グラフはエリア内の高度の存在割合）

右下図 : W-SPEEDI-II による放射性セシウム沈着量の高度分布

結果[1]と比較しながら、地形と沈着過程の関係を考察しました。

(2) 使用したデータと研究対象地域

本研究では、図1(左)に示した2012年9月～11月に有人ヘリで測定された東日本の空間線量率の観測結果を用いています 。沈着過程を明らかにするために、この結果を原子力機構が開発したWSPEEDI-IIを用いた大気拡散シミュレーションによる3 km解像度の乾性・湿性・霧水沈着量の計算結果と比較しながら解析しました。また、降雨の有無の判別には、レーダーアメダスによる降水強度分布の観測結果を用いています。

図1(左)に示すように研究対象場所として、空間線量率が比較的高く、広く知られている沈着過程（湿性・乾性・霧水)の影響を調べることができる5つの地域（岩手県南部・栃木県西部・福島県中通り・茨城県北部・福島第一原子力発電所北西部; 各地域約800～1,500 km^2)を選定しました。それぞれの地域で、有人ヘリによる空間線量率およびWSPEEDI-IIの放射性セシウムの地表沈着量の計算結果を高度厚さ50 mの層ごとに平均化しました。

(3) 沈着過程の推定結果

図1(右上）に、有人ヘリから得られた5エリアの空間線量率の標高分布の結果を示します。Area1とArea2の汚染は、湿性沈着により形成されたことが大気拡散シミュレーションで示されています。Area1の空間線量率は鉛直方向にほぼ一様であり、沈着が起こった2011年3月20日のレーダーアメダスによる降雨強度も平面分布として一様であったことから、福島第一原子力発電所から放出された放射性セシウムが比較的均一な濃度で拡散し湿性沈着したと考えられました。一方、Area2では、標高800 m付近に空間線量率の極大値が観測されました。この沈着が起こった2011年3月15日には降水が観測されておらず、降雨沈着の可能性は低いと考えられます。この考察は、地上での測定値から検証した過去の研究例とも一致しています[2]。このように、降雨が見られないときにある標高で空間線量率の観測値が最大になるケースは、他の地域でも観測されていました。図1(右下)に示したシミュレーションでは、特定高度で霧水沈着が見られたことから、多くのシミュレーション研究が示唆している湿性（降雨）沈着だけでなく、雲や霧粒が陸上植生などに直接沈着する過程が重要であると考えられました。本研究で推定された沈着過程の模式図を図2に示します。

(4) まとめ

モニタリング結果とシミュレーション結果を比較し、山間部における沈着過程に関する新たな情報を得ることに成功しました。このように事故後にとられたデータも見方を変えるとこれまで見えなかった様々な知見が得られると考えられます。今後とも新たな知見を得るべく、様々な観点からデータを見直していきます。

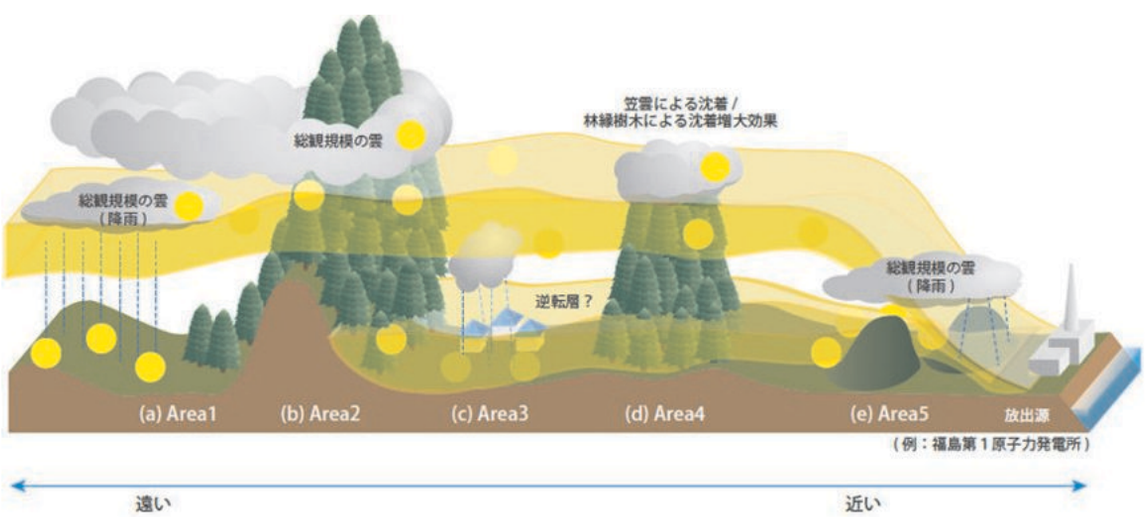


図2　本研究で考察されたエリアごとの沈着過程の模式図

《参考文献》
・Y. Sanada et al., Altitudinal characteristics of atmospheric deposition of aerosols in mountainous regions: Lessons from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident, Sci. Total. Environ., DOI10.1016/j.scitotenv.2017.08.246, 2017

《引用文献》
[1] *G. Katata et al., Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029-1070, 2015.*
[2] *Hososhima, M., Kaneyasu, N. Altitude-dependent distribution of ambient gamma dose rates in a mountainous area of Japan caused by the Fukushima Nuclear accident. Environ. Sci. Technol., 49, 3341-3348., 2015.*

6-1　分析技術の高度化と測定データの信頼性向上(1)

—環境試料中の放射能分析技術の高度化—

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線計測技術グループ　柳澤華代、桑田遥、萩原大樹、田辺務、植頭康裕

原子力災害等の緊急時において、環境試料中の放射性核種やその量を把握することは、環境中へ放出された放射性物質による影響を評価するための基本データとして重要です。しかしながら、β線放出核種としての測定は、煩雑な前処理操作が必要であり、データの取得までに時間がかかることから、迅速化・簡易化に資する分析手法の確立が求められています。原子力機構では、有機結合型トリチウム(以下、OBT:Organically Bound Tritium)及び放射性ストロンチウム(^{90}Sr)について、簡易迅速な分析手法の開発および環境試料への適用に向けた検討を進めています。

(1) 海産物中の有機結合型トリチウム(OBT)分析法の迅速化

① はじめに

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における排水処理の過程で、トリチウムは除去できないため、処理水に残ることとなり、トリチウムの分析が重要です。トリチウムは、組織自由水中トリチウム(以下、TFWT:Tissue Free Water Tritium)だけでなく有機結合型トリチウム(以下、OBT)が存在しますが、生物的半減期がそれぞれ10日と40日であり、食物として摂取した場合、内部被ばくの評価をする上で、TFWTとOBTを分別し、評価することが重要です。しかし、前処理工程が複雑であり、分析に数カ月を要すことや、熟練した技術が必要なため、これらを分別した報告は多くはありません。本研究では迅速分析法を開発し、TFWTとOBTを分別した分析データの蓄積を目的としています。

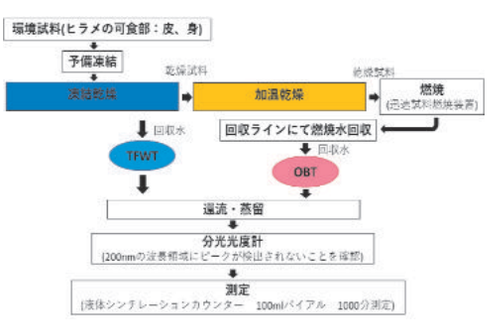


図1　有機結合型トリチウム(OBT)分析フロー図
凍結乾燥に加温乾燥を組み合わせた迅速分析法を検討しました。

OBTの分析は凍結乾燥、乾燥物の燃焼と燃焼水の回収、還流・蒸留による有機物の分解、液体シンチレーションカウンターによるβ線の測定によって成り立ちます。

本法では、公定法の乾燥工程に着目し、凍結乾燥に加温乾燥を組み合わせることにより、前処理時間の短縮化を検討しました(図1)。また、環境試料としては福島県沖で採取されたヒラメを用いて試験を行いました。

② 成果

凍結乾燥を行い、TFWTを約70%以上(一般にヒラメには、76.8%の水分が含まれる)回収した後、恒量を待たずに加温乾燥を加えることで乾燥工程に係る時間を約14日から約7日に短縮することができました[1]。さらに、凍結乾燥瓶1本あたりの試料充填量を減らすことで約1日から2日で約70%以上のTFWTを回収でき、これに加温乾燥を組み合わせることによって、乾燥時間を約4日に短縮できることが分かりました(表1)。これらの結果、本法におけるTFWT及びOBTの測定結果(Bq/L)はすべて検出限界値未満でした。またTFWTはヒラメ試料の含水率から、OBTは水素含有率および含水率を用いて定量下限値(Bq/kg生鮮物)に換算すると、TFWTで約5Bq/kg生鮮物、OBTで約0.5Bq/kg生鮮物でした。預託実効線量に換算すると、TFWT、OBTともにnSvレベルでした[2]。

表1　乾燥工程における乾燥日数と乾燥重量の変化
凍結乾燥瓶1本あたりの試料充填量を減らすことで、乾燥時間をさらに短縮できました。

	供試量(g)	凍結乾燥			加温乾燥		
		時間(日)	重量(g)	TFWTの回収率(%)	時間(日)	重量(g)	乾燥工程で除去した水分率(%)
①	400.5	2.0	97.5	75.7	2.0	84.3	79.0
②	300.8	2.0	68.7	77.2	2.0	65.0	78.4
③	200.9	1.0	58.8	70.7	2.0	43.9	78.2
④	106.5	1.0	25.1	76.4	2.0	24.0	77.5

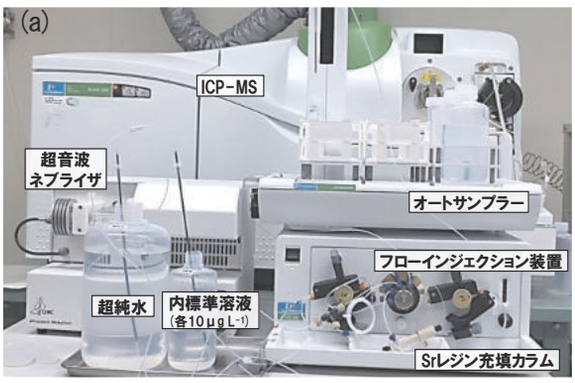
(2) ^{90}Sr迅速分析法の環境試料への適用に向けた検討

① はじめに

オンライン固相抽出/ICP-MS法は、Srレジン充填カラムを組み込んだフローインジェクションシステムによっ

て自動的に ^{90}Sr が分離濃縮されるため、非常に短時間で簡便に ^{90}Sr を分析できます[3]（図 2、表 2）。

迅速性および簡便性に優れた本法は、緊急時等における環境試料のスクリーニング分析において従来の放射能分析法に代替できると考えていますが、本法を環境試料へ適用した例は少なく、その確立が本研究の目的です。



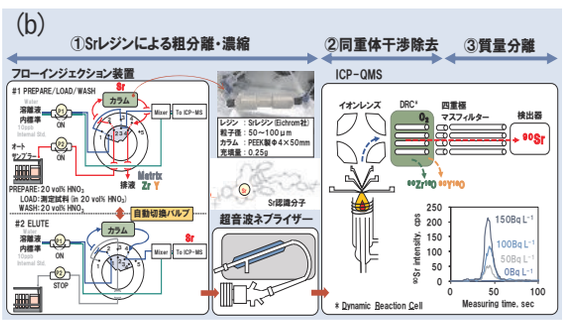


図 2　オンライン固相抽出/ICP-MS による ^{90}Sr 迅速分析

(a) システム外観、(b) 測定の流れ

表 2　オンライン固相抽出/ICP-MS 法の ^{90}Sr 検出限界値

ICP-MS に多段階の濃縮分離システムを組み合わせたことにより、極低濃度の ^{90}Sr を検出することができます。

機器への注入量	検出限界値 3σ	分析時間/試料
10 mL	5.6 Bq L^{-1} (1.1 pg L^{-1})	約 13 分
50 mL *最大	1.5 Bq L^{-1} (0.3 pg L^{-1})	約 21 分

② 成果

これまでは、環境試料のように ^{90}Sr 以外の共存元素濃度が高い場合、質量分析におけるシグナル強度が下がる（減感）ことが知られており、感度を補正できる内標準法による測定が最適と考えられていました[4]。しかしながら、既知濃度（約 100Bq L^{-1}）の ^{90}Sr 溶液に共存元素の一例として Ca を加えて測定したところ、Ca 濃度によって Sr 回収率が変動し、検量線試料と測定試料の間に差違が生じ、内標準法を用いても正しい測定値が得られない場合があることがわかりました（図 3）[5]。そのため、共存元素による種々の影響を考慮できる標準添加法を用いて、添加回収試験を行ったところ、測定値は添加値に対していずれも誤差の範囲内で一致しました（表 3）。このことは、標準添加法を用いれば共存元素濃度がより高い環境試料を分析できる可能性を示しています。

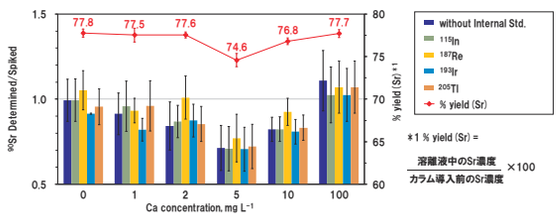


図 3　Ca 濃度による測定値および Sr 回収率への影響

内標準元素を用いた感度補正がされていても測定値が低下する場合があり、Sr 回収率低下によるものと考えられます。

表 3　標準添加法による測定結果

添加回収試験の結果、標準添加法の妥当性を確認しました。

試料名	^{90}Sr 濃度, Bq L^{-1} (RSD, %)		
	添加値	測定値	
5mg L^{-1} Ca 溶液	100	102±10	(9.9)
環境水	0	0	
環境水	30	32±5.8	(17)
環境水	100	105±10	(9.8)

(3) まとめ

環境試料中の OBT 分析法の迅速化は、凍結乾燥に加温乾燥を組み合わせることにより、乾燥工程を短縮化することができました。今後は、乾燥の最適条件及び相互比較試験の結果を基に、試料測定の最適化をはかり、さらに一般公衆の被ばく線量評価の観点から供試料を現在の 1/1000 にした迅速分析法の検討を行っていきます。

^{90}Sr 迅速分析法については、共存元素濃度の高い環境試料を分析できる見通しを得ました。今後は環境試料への適用性拡大のための検討と、他分析機関との相互比較試験等による測定値の妥当性確認を行います。

《参考文献》
・ 一政祐輔 他, “トリチウムの影響と安全管理”, 日本原子力学会誌, **39**, 914 (1997).
・ 文部科学省, “放射能測定法シリーズ 9 トリチウム分析法” (2002).

《引用文献》
[1] *眞鍋早知 他, “迅速燃焼装置を用いたヒラメ中の有機結合型トリチウム分析における前処理の検討” トリチウム研究会 proceedings (2016).*
[2] *桑田遥 他, “海産物中の有機結合型トリチウムの迅速分析法”, 日本保険物理学会第 50 回研究発表会・日本放射線安全管理学会第 16 回学術大会合同大会要旨集, A4-4 (2017).*
[3] *Y. Takagai, et al, “Sequential inductively coupled plasma quadrupole mass-spectrometric quantification of radioactive strontium-90 incorporating cascade separation steps for radioactive contamination rapid survery”, Anal. Methods **6**, 355 (2014).*
[4] *古川真 他, “オンライン固相抽出/ICP-MS における放射性ストロンチウム分析のための内標準補正シグナル積算法の開発”, 分析化学 **66**, 181 (2017).*
[5] *柳澤華代 他, “オンライン固相抽出/ICP-MS による環境中放射性ストロンチウム分析法の検討” 日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 2Q03 (2017).*

6-2　分析技術の高度化と測定データの信頼性向上(2)

－放射能測定試験所として ISO/IEC 17025：2005 認定の維持－

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線計測技術グループ　田辺　務、竹安　正則、依田 朋之、萩原 大樹
大谷 周一、漆館　理之、山口 敏夫、江尻　優太、吉田 大輔

放射線計測技術グループは2015年10月に国際規格ISO/IEC 17025：2005（試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項）に基づく放射能測定分野（対象核種：^{134}Cs, ^{137}Cs）の試験所として認定を受けました。認定後、２度のサーベイランス審査を受審し、継続的に認定の要求事項が満たされていることが認められました。

(1) はじめに

放射線計測技術グループでは、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故に起因する放射性物質について、環境中での分布状況や動態等を調査するため、環境放射能分析業務を実施しています。ゲルマニウム半導体検出器を使用した環境試料中のガンマ線放出核種の測定は月に700件程度で、2017年11月末現在までに計約35,000件の分析を実施しました（図1）。

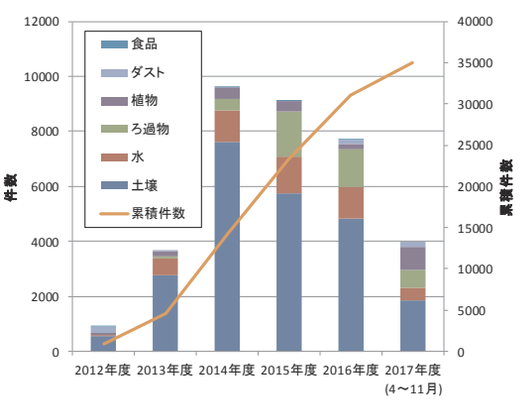


図１　ガンマ線放出核種分析実績（2017年11月末現在）

福島での放射能測定は、福島復興や住民の人たちの帰還のための判断材料となり得る情報の１つであり、さらに、事故を契機に世界中の注目を集めていることから、放射能測定結果に対して国際的な信頼性を得る必要がありました。

そこで、2014年４月より、ゲルマニウム半導体検出器を用いた放射能測定について、国際規格ISO/IEC 17025：2005（試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項）に基づく試験所認定取得を目指し、分析結果の不確かさ評価を含む品質保証体制の整備・改善等を図りました。

それらの結果、2015年10月に放射能測定分野（対象核種：^{134}Cs, ^{137}Cs）の試験所として福島県内で唯一（認定時点）の認定を受けました［1］［2］。

(2) ISO/IEC 17025 とは

ISO/IEC 17025は「試験所認定」と呼ばれ、試験所・校正機関が正確な測定/校正結果を得るための品質管理能力及び技術能力があるかどうかを審査機関が認定する規格であり、製品検査や分析・測定などを行う試験所及び計測機器の校正業務を行う校正機関に対する要求事項が定められています。

認定された試験所は、認定範囲における試験結果に対し、国際認証される認定機関のロゴを記載した試験報告書を発行することができ、各国間で相互承認され得るデータとなります。

本認定を取得維持することにより、測定における精度管理はもちろんのこと、製品管理・品質管理を行う上でのマネジメント力及び信頼性のある試験/校正結果を得るための技術力の継続した取り組みを必要とします。

(3) ISO/IEC 17025 に基づく品質管理体制の維持

ISOの要求事項として、「管理上の要求事項」及び「技術的要求事項」が規定されていますが、具体的な手順の正解までは示されていません。また、審査機関は第三者として審査のみを実施し、コンサルティングは実施しません。従って、要求事項に対する対応内容は、試験所の状況に応じて要求事項との整合性を判断し、現場の作業負担増を最低限に抑え、且つ第三者へ品質システムの信頼性を表明することが可能となるよう、試験所において総合的に判断することになります。

① 管理上の要求事項に対する対応

管理上の要求事項についてはISO 9001と同様となっており、Plan（計画）、Do（実施）、Check（検証）、Action（改善）のサイクルを廻すことが基本となっております。このPDCAのサイクルを廻し、継続的に改善を図ることにより、ISOの管理上要求事項が満たされます。

② 技術的要求事項に対する対応

技術的要求事項はISO 9001にはない、この規格特有のものであり、この要求事項に対応したプロセス

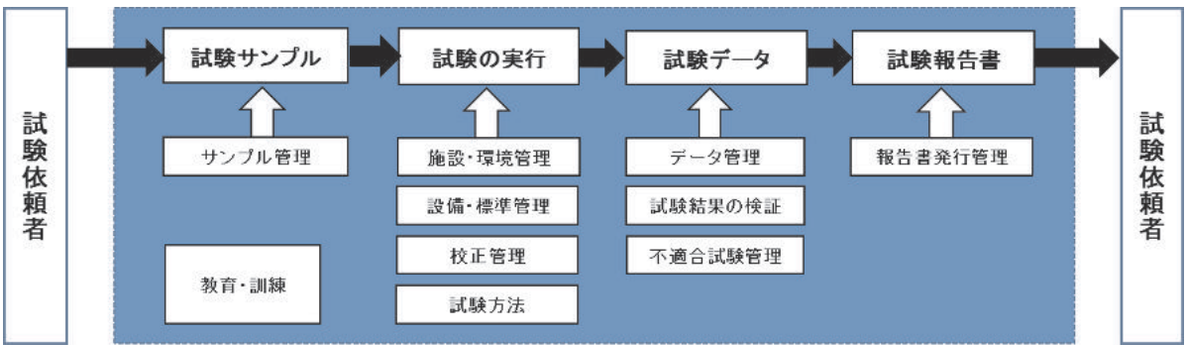


図２　技術管理プロセスフロー

フローは図２のとおりとなります。また、試験の正確さ及び信頼性を決定する《要員》《施設及び環境条件》《設備》等様々要因に対する対応を図っています。

以上の対応に加え、試験結果の品質の保証を図るため、内部品質管理手順を策定し、標準物質等のトレーサビリティを確保するとともに、内部監査も受けながら、バックグラウンド測定及び作業日ごとの品質管理測定により、試験結果の信頼性確保を図っています。

また、毎年、技能試験に参加し、試験所間の比較測定に参加することで、測定能力の客観的検証に努めています。

(4) 認定後における活動

① 認定事項の変更手続き

福島市から三春町への試験所移転及び組織改正等に伴い、認定機関に対し変更申請を実施しました。

② 第１回、第２回サーベイランス審査の受審

認定機関により ISO 要求事項に対し品質管理体制が維持されていることを確認するため定期的に実施されるサーベイランス審査を 2016 年 10 月（第１回）及び 2017 年 11 月（第２回）に受審し、指摘事項を受けることなく、継続的に認定の要求事項が満たされていることが認められました。

(5) 認定による分析業務改善効果

- 認定機関による試験所の業務実施能力の評価を受けたことで試験所の品質向上が図れました。
- ISO/IEC 17025 認定により、検査機関として輸出品への「放射性物質検査証明書」発行が可能となりました。
- 試験所認定は、能力のある試験所に対する正式な承認であり、試験所の能力について客観的な評価を得ることとなりました。
- 認定機関が締結する国際的な相互承認協定により、加盟諸国間での試験データの受け入れが可能となりました。

(6) おわりに

ISO/IEC 17025 の要求事項に従った品質システムを構築したことで、業務の標準化及び試験結果の信頼性向上が図れました。今後も PDCA サイクルを確実に廻し継続的改善を図ることで信頼性の向上に努めていくとともに、国際的な認知度の向上に取り組んでいきます。

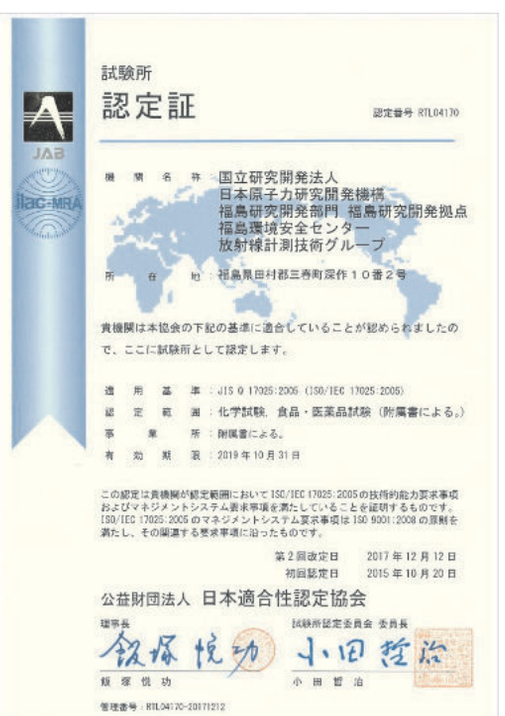

試験所
認定証
認定番号 RTL04170
機関名称：国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門 福島研究開発拠点
福島環境安全センター
放射線計測技術グループ
所在地：福島県田村郡三春町深作１０番２号
貴機関は本協会の下記の基準に適合していることが認められましたので、ここに試験所として認定します。
適用基準：JIS Q 17025:2005 (ISO/IEC 17025:2005)
認定範囲：化学試験、食品・医薬品試験（附属書による。）
事業所：附属書による。
有効期限：2019年10月31日
この認定は貴機関が認定範囲において ISO/IEC 17025:2005 の技術的能力要求事項およびマネジメントシステム要求事項を満たしていることを証明するものです。ISO/IEC 17025:2005 のマネジメントシステム要求事項は ISO 9001:2008 の原則を満たし、その関連する要求事項に沿ったものです。
第２回改定日　2017年12月12日
初回認定日　2015年10月20日
公益財団法人 日本適合性認定協会
理事長　鈕塚悦功
試験所認定委員会 委員長　小田哲治
管理番号：RTL04170-20171212

図３　試験所認定書

《引用文献》
[1] *国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究開発部門.信頼性の高い放射能測定データを提供する. Topics 福島. 2016, No.72.* http://fukushima.jaea.go.jp/magazine/pdf/topics-fukushima072.pdf, *(参照 2016-11-15)*
[2] *国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究開発部門. 信頼性の高い放射能測定データを提供する. 明日へ向けて. 2016, No.8, p.8-9.* http://fukushima.jaea.go.jp/magazine/pdf/toward-future008.pdf, *(参照 2016-11-15)*

7　環境動態研究の全体概要

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　飯島　和毅

環境動態研究では、環境中の放射性セシウムの堆積しやすい場所や濃度の減少傾向を把握するとともに、将来の堆積状況や空間線量率を予測するための解析モデルを整備してきました。さらに、これらの成果や解析結果に基づき、自治体や住民の方々が必要とする情報を分かりやすく提供するシステムの構築も進めています。今後、福島県環境創造センターを環境動態研究の拠点とし、福島県や国立環境研究所をはじめ、各研究機関と協力して、さらにこれらの取り組みを進めていきます。

(1) はじめに

原子力機構では、環境中に放出された放射性物質の移動挙動を解明・予測することを目的とした環境動態研究を進めています[1, 2]。福島県では、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の事故により放出された放射性物質による汚染に対し、生活圏とその周辺の除染が進められているところですが、現在でも山地森林には放射性物質が残存しています。時間の経過とともに、これら環境中の放射性物質は、水流や風などの自然の駆動力によって移動し、最終的には生活圏や海に到達し、生活や健康に影響を及ぼす可能性が懸念されています。環境動態研究は、このような放射性物質の環境中での移行メカニズムを明らかにし、これらの懸念に対し、科学的根拠をもって応えることにより、住民の方々の帰還や産業再開をサポートすることを目指しています。特に、福島長期環境動態研究（F-TRACE プロジェクト）においては、調査や室内実験によるデータ取得・メカニズム解明、環境中での移動、被ばく線量および農産物等への移行の予測解析、ならびに、それらに基づき、自治体や住民の方々からの様々な要望に応えるためのシステム整備を進めています。



図 1　福島長期環境動態研究の取り組みの概要

山地森林に残存する放射性物質が、水流等によって生活圏や海へ移動する挙動について、現地調査や室内実験によりデータ取得・メカニズム解明を進めるとともに、将来の分布状況や被ばく線量の予測に用いる解析ツールを整備しています。

(2) 成果の概要

① 陸域の動態

i) 森林（7-1(1)）

森林からの放射性セシウムの流出量は、林床の被覆率が最も影響を及ぼしていることが分かってきました。落葉などのリターや下層植生が十分に存在する森林では、放射性セシウムの大部分はリター層や土壌層に分布し、約 3%以下が樹木の地上部（枝葉や幹）に分布していることから、今後は土壌から樹木、樹木内への放射性セシウムの移行調査を進めていきます。

ii) 貯水池（7-1(2)）

大柿ダム、横川ダム、坂下ダム、滝川ダムならびに帰還困難区域内の大熊町および双葉町のため池（各 3 および 6 地点）において、継続的に水中の溶存態・懸濁態の放射性セシウム濃度を観測したところ、いずれも時間とともに緩やかに減少しており、溶存態に対する懸濁態の濃度比（分配係数）は、ダム湖水で比較的大きく、溶存態濃度が低く保たれていることが分かりました。

iii) 河川（7-1(3)）

土砂が堆積しやすい下流域において、冠水履歴のある高水敷の空間線量率を調べたところ、調査地点周辺に比べて流域の平均空間線量率が低い熊川では土手よりも低く、逆に流域の平均線量率の方が高い高瀬川では土手よりも高い傾向がありました。この結果は、高水敷の空間線量率が、上流から運ばれた土壌粒子の放射性セシウム濃度に強く影響を受けていることを示しています。また、大柿ダムが存在する請戸川の場合、ダムによって上流からの土壌粒子の移動が遮られるため、土手との空間線量

率の差が顕著でありません。いずれの河川も、今後も時間とともに空間線量率は低下していくと予測されます。

iv) 市街地（7-1(5)）

市街地における放射性セシウムの分布状況とその経時変化を調査したところ、市街地に特徴的な舗装面、屋根、壁の放射性セシウム沈着量は、土に比較して顕著に低いことが分かりました。2011 年から開始された除染モデル実証事業時の沈着量を見ると、既に同様の傾向が認められたことから、フォールアウト時の浸透のしやすさと、比較的吸着の程度が弱く流出しやすいと考えられる事故後約 1 年間のウェザリング効果が、市街地における放射性セシウムの分布を決定していると考えられました。

v) 陸域の解析モデルの開発（7-1(6)）

土壌中の放射性セシウムの深さ方向への移動を解析するため、土壌中の鉱物へのセシウムの吸着が、時間とともに強く（不可逆的に）なるモデルを作成しました。その結果、土壌中の放射性セシウムの深さ方向分布を良好に再現することができ、将来は空間線量率の減少速度が鈍化する可能性が示唆されました。富岡川上流域について、土砂・放射性セシウムの移動を考慮した流域水循環モデルによる解析を実施したところ、河川から離れた森林に比べて河川近傍では侵食量が大きいことから放射性セシウム沈着量の減少が速くなり、河川への放射性セシウム流出量が速く低減する可能性が示唆されました。

② 海洋の動態

i) 沿岸域（7-1(4)）

沿岸から 20 km 程度までの河口域における海底土砂中の放射性セシウム濃度を調べたところ、河川から供給された濃度の高い陸域の土砂は、沿岸から 5 km 程度までの範囲に限られていることが分かりました。また、河口域の沈着量と各河川流域の沈着量の関係をみてみると、1F より南側の河口域では、北側に比べて同程度の河川流域沈着量でも河口域沈着量が多く、河川から供給された土砂に加えて、1F から事故初期に放出された放射性セシウムの影響が比較的大きいことが示唆されました。

ii) 沿岸域の解析（7-2(3)）

1F を含む沿岸域を階層的な領域に分割して計算するシミュレーションコードを開発し、1F から放出された放射性物質が、沿岸域にどう移行するかを評価しました。その結果、放射性物質が 1F 港湾外に流出した場合は沿岸域に広範囲に素早く拡がる一方、港湾内に流出した場合は港湾内に長時間滞留し、沿岸域への拡散が強く抑制されることが分かりました。

iii) 外洋（7-2(1)）

宮城県から茨城県にかけて、1F から 150 km までの海域において、海底堆積物中の放射性セシウム濃度を調べたところ、水深 100 m までの沿岸域では、表層 10 cm までの堆積物中濃度が 1 年間に約 30%ずつ減少していましたが、水深 100 m を超える沖合海域ではこのような大きな減少は認められませんでした。この放射性セシウムの 90%以上が、難溶解性であることと併せて考えると、事故直後に沿岸域の海底に沈着した放射性セシウムは、緩やかに堆積物中を下方へ移動していると推測されました。

iv) 外洋の解析（7-2(2)）

WSPEEDI-II による 1F 事故時の放射性セシウムの海表面沈着量計算結果と、様々なモデルで計算された海況データを入力データとして用いて、海洋中放射性核種移行モデル SEA-GEARN で 1F から放出された放射性セシウムの 1 年間の拡散シミュレーションを実施したところ、用いる海況データにより計算結果に大きな違いが認められました。観測データと比較することで、どのデータが比較的再現性が高いのかを評価でき、その結果によると放射性セシウムは沿岸域から外洋へ、さらに徐々に深層へ輸送されたと考えられました。

③ 成果の活用（9-3）

1F 事故直後から関係機関がモニタリング等により取得したデータを「環境モニタリングデータベース」として公開しています。また、これらデータを用いて、放射性セシウムの陸域での動態や、森林から河川、湖沼、海に至る放射性セシウムの分布と農林水産物や野生動植物への移行を評価する解析ツールを整備しています。さらに、調査研究で得られた知見や解析結果を、一般の方々にも分かりやすいように詳細度が異なる階層型の Q&A 集として整理、ウェブサイトにおいて「環境回復知識ベース」として公開しています。

(3) まとめ

2017 年 4 月までに、帰還困難区域以外のほとんどの避難区域が解除され、住民の方々の帰還が始まっています。今後は、放射性セシウムの農林水産物への移行や、山火事等による放射性セシウムの飛散等、より生活に密着した動態に関する知見が求められます。2017 年 4 月に発生した帰還困難区域内の十万山における林野火災の際には、福島県環境創造センターに駐在する福島県、国立環境研究所、原子力機構が協力し、火災に伴う放射性セシウムの挙動調査・解析を実施しました。今後も、福島県環境創造センターが環境動態研究の拠点となり、これらの取り組みを進めていきます。

《参考文献》
[1] K. Iijima, “Modeling Transport Behavior of Radiocesium through River System”, Global Environ. Res. **20**, 53 (2016).
[2] 飯島和毅，林誠二，鶴田忠彦，“連載講座　福島の環境回復に向けた取り組み（第 8 回）森林・流域県内のセシウムの動態”，日本原子力学会誌, **59**, 722 (2017).

7-1　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（1）

―森林調査―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　新里忠史

原子力機構が実施している福島県内の森林域を対象とした放射性セシウムの流出観測の結果から、流出量に影響を及ぼす要因が明らかになりつつあります。

(1) はじめに

福島県内に残存する東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故に由来する放射性物質のうち、^{137}Cs は半減期が約 30 年と長いことから、今後長期にわたり、環境中での分布状況とそれに係る空間線量率の変化に注視していく必要があります。

福島県の森林では、^{137}Cs の流出率は著しく低く 0.05～0.19%（4 月～11 月の降雨期）であり、森林内にとどまる傾向が示されています[1]。これまでは、森林の代表地として、人の手が加わっていない森林を対象としてきましたが、住民帰還が進む中では、様々な状況の森林における ^{137}Cs 流出状況の把握が重要と考えられます。

本報告では、未除染地や除染地、火災跡地など、様々な状況の森林における ^{137}Cs 流出観測の結果を述べます。

(2) 様々な状況の森林における ^{137}Cs 流出量の観測

森林に沈着した ^{137}Cs は、降雨や落葉落枝（リターフォール）、樹木の幹を伝う流水（樹幹流）などに伴って森林の上部（樹冠）から森林の地表面（林床）へ到達し、その後、降雨に伴う土壌粒子の移動とともに林外へ流出します。そのような土壌粒子の移動は、降雨量や林床の斜面の傾斜、林床の被覆率により異なると考えられるため、それらの異なる複数の地点に観測プロットを設置し、土壌粒子の移動に伴う ^{137}Cs 流出状況の観測を行いました（図 1、図 2）。観測地点は、除染地（図 1①）と未除染地の森林（図 1①、②、③）及び 2017 年春に林野火災を被った延焼跡地（図 1②）です。観測期間は降雨期の 4～11 月ですが、観測機器のメンテナンス等により、6～11 月に実施した地点もあります。

図 3 は、横軸に ^{137}Cs 流出率、縦軸に斜面の傾斜、降雨量及び 1 時間降雨強度の平方和をとったグラフです。観測プロットでは、プロット下端部の貯留ボックスあるいは土砂受け箱（図 2）により流出土壌を回収し、その重量（kg）と ^{137}Cs 濃度（Bq/kg）、及び観測プロットの面積（m^2）から ^{137}Cs 流出量（Bq/m^2）を算出します。

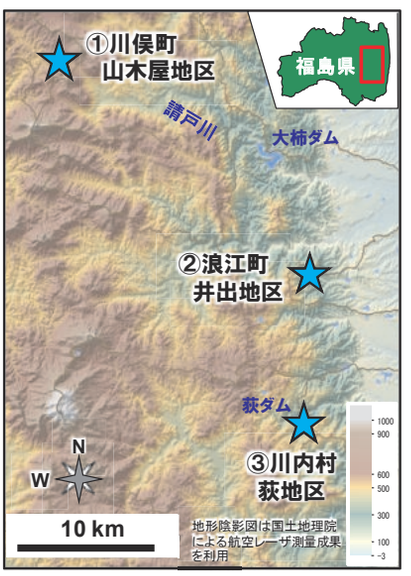


図 1　調査観測の位置図

川俣町山木屋地区（①）は落葉広葉樹林、浪江町井出地区（②）と川内村荻地区（③）はスギ林が分布しています。



図 2　観測プロットの概略図（上）及び土砂受け箱タイプの観測プロットの現地状況（下）

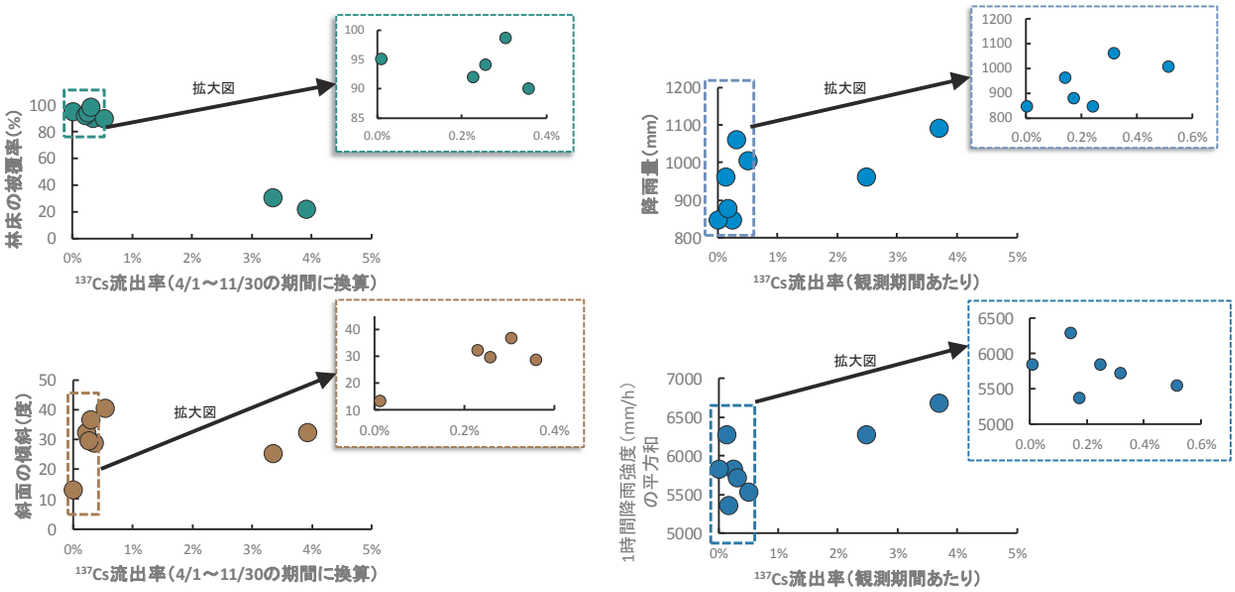


図 3　^{137}Cs 流出率と森林状況の関係

土壌粒子に吸着した ^{137}Cs は、土壌粒子の移動とともに林外へ流出します。現地での調査観測の結果、^{137}Cs 流出率と林床の被覆率の関連性が見られました。

^{137}Cs 流出率は、観測地点の ^{137}Cs 沈着量（Bq/m^2）に対する流出量の百分率（%）として算出します。林床の被覆率（%）は、林床がリター層や下草により覆われている割合を示しており、林床の写真画像の解析や、現地で被覆面積を直接測定することで得られます。降雨量は、観測プロットに隣接して設置した雨量計で観測しました。ある一定期間あたりの降雨量を降雨強度といいますが、土壌粒子の流出量は 1 時間当たりの降雨強度の平方和（1 時間当たりの降雨量を 2 乗して足し合わせたもの）と関連のあることが知られています。そのため、土壌粒子の移動に伴う ^{137}Cs 流出量についても、1 時間降雨強度の平方和と関連していると予想されます。

(3) ^{137}Cs 流出率と森林状況の関係

林床被覆率と ^{137}Cs 流出率の関係を見ると、被覆率が高いと流出率が低く、被覆率が低いと流出率が高いという傾向が見られます（図 3 左上）。斜面の傾斜については、傾斜が同程度であっても流出率は低い場合も高い場合もあり、明瞭な関係が認められません（図 3 左下）。降雨量と 1 時間降雨強度の平方和も同様に、降雨量や降雨強度が同程度であっても、流出率は低い場合も高い場合もあります（図 3 右）。ここで、流出率が 2%以上の比較的高いものに着目すると、それらの観測プロットでは被覆率が 30%以下と低く、斜面が急傾斜で降雨量や降雨強度が高い場合には流出率が高くなる傾向があります。一方、流出率が約 0.5%以下の比較的低いものに着目すると、それら観測プロットは被覆率が 80%以上と高く、斜面の傾斜や降雨量、降雨強度との関連性が見られません。以上のことから、森林の ^{137}Cs 流出状況については、林床の被覆率の大小が、最も影響を及ぼしていると考えられます。

(4) まとめ

様々な状況の森林における調査観測から、森林の ^{137}Cs 流出状況については、林床の被覆率の大小が最も影響を及ぼしていると考えられます。また、^{137}Cs が森林内にとどまる傾向を示すのは、林床の高い被覆率が大きな要因と考えられます。

森林内の ^{137}Cs は、大部分がリター層や土壌層に分布しますが、森林全体の約 3%以下は樹木の地上部（枝葉や幹）に分布しています[2]。今後、^{137}Cs 流出状況の観測とともに、木材利用の観点から、土壌から樹木への ^{137}Cs 移行や樹木内での移行状況に関する調査研究についても進めていく予定です。

《引用文献》
[1] *T. Niizato, et al., "Input and output budgets of radiocesiumconcerning the forest floor in the mountain forest of Fukushima released from the TEPCO's Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident", J. Environmental Radioactivity.* ***161****, 11-21 (2016).*
[2] *林野庁, "平成 28 年度森林内の放射性物質の分布状況調査結果について",林野庁プレスリリース(平成 29 年 3 月 24 日)(2017). http://www.rinya.maff.go.jp/j/kaihatu/jyosen/H28_jittaihaaku_kekka.html*

7-2　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（2）

—貯水池調査—

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　舟木 泰智

福島県浜通り地域に位置する貯水池において、2014年4月から継続的に水質調査を実施してきた結果、水中の溶存態および懸濁態の放射性セシウム（^{137}Cs）濃度の変化傾向が明らかとなってきました。

(1) はじめに

山地・森林域に沈着した ^{137}Cs は、土壌粒子とともに河川に流入し、下流に向かって移動していきます。浜通り地域には、灌漑用水を確保するために多数の貯水池が分布しており、流下してきた土壌粒子の大部分は貯水池の底に堆積します。浪江町に位置する大柿ダムでは、上流域から流下してきた ^{137}Cs の90%以上がダムの底に堆積し、下流域の ^{137}Cs による再汚染を軽減する役割を果たしていることが報告されています[1]。このように、貯水池は流域における ^{137}Cs の動態を予測する上で、重要な調査地点といえます。

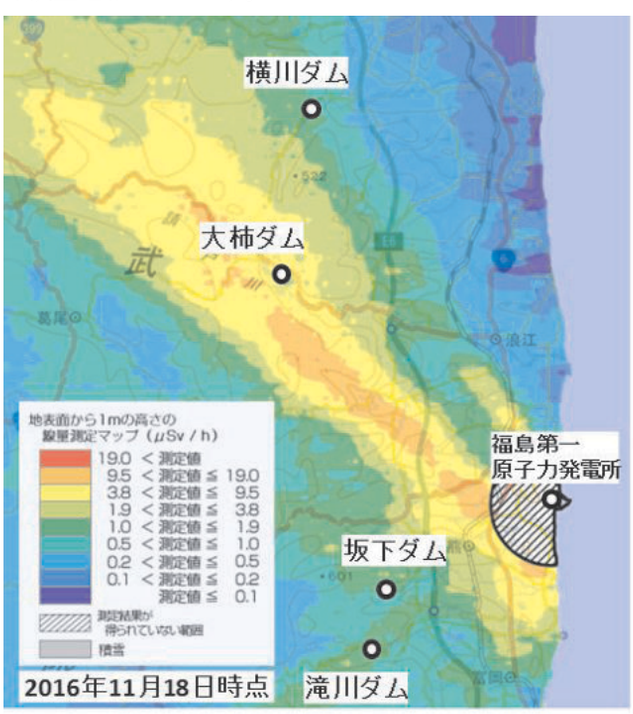


図 1　調査地点
調査対象の大熊町と双葉町のため池はいずれも福島第一原子力発電所から 3㎞ 圏内に位置。

原子力機構では、貯水池での ^{137}Cs の移動・堆積挙動を把握するとともに、将来の ^{137}Cs 濃度等の予測手法を開発・検証することを目的として、浜通り地域に分布する貯水池において、底質や水質の ^{137}Cs の動態調査を進めています（図1）。

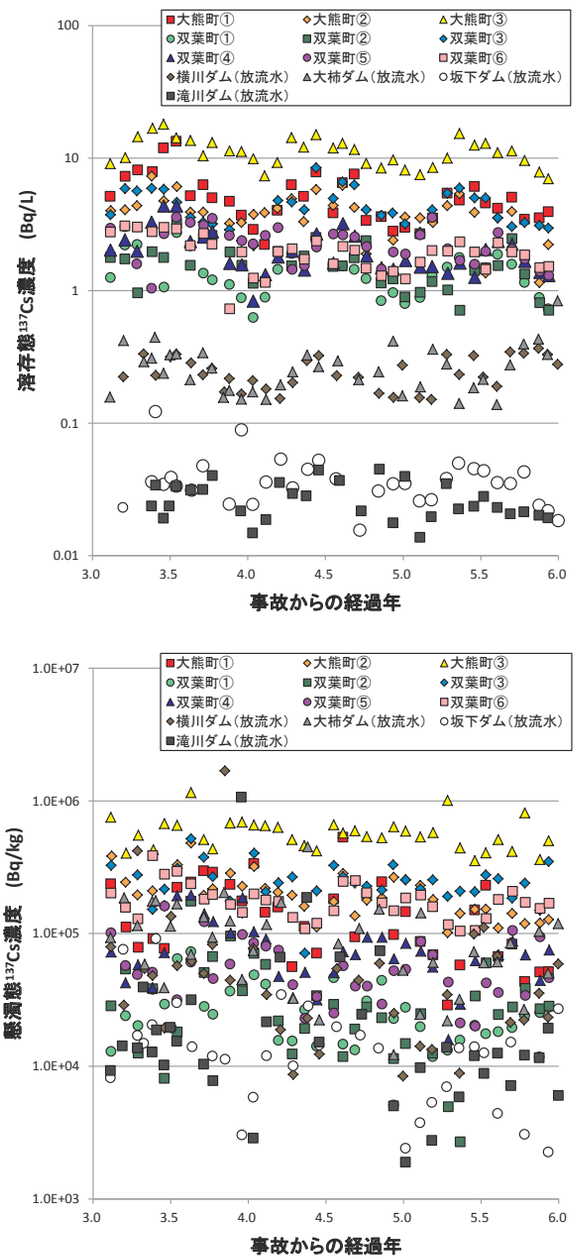


図 2　池水中の ^{137}Cs 濃度の経時変化

本報では、このうち 2014 年 4 月から継続して観測してきた貯水池の池水の溶存態および懸濁態の ^{137}Cs 濃度の時間変化の傾向について報告します。

(2) 内容

避難指示区域が解除された地域に位置する横川ダム、坂下ダム、滝川ダム、および 2017 年時点において帰還困難区域内に位置する大柿ダム、大熊町のため池（3 地点）、双葉町のため池（6 地点）で、2014 年 4 月から 2017 年 3 月にかけて、採水器等を用いて池水を採取しました。

採取した池水は、孔径 0.45 μm のメンブレンフィルターでろ過し、溶存態と懸濁態を分離した後、それぞれ Ge 半導体検出器により放射能濃度を測定しました。

(3) 成果およびまとめ

溶存態の ^{137}Cs の濃度は、坂下ダムと滝川ダムでは 0.1 Bq/L 以下、大柿ダムと横川ダムでは 1 Bq/L 以下、帰還困難区域内に位置する大熊町と双葉町のため池では 1 Bq/L 以上の値を示しました（図 2 上）。また、夏場に溶存態の ^{137}Cs 濃度が上昇し、冬場に濃度が低下する季節的な変動が継続的に認められました。この溶存態の ^{137}Cs 濃度の変動は、1 年を通じてオーダーレベルで変化するものではないことが 3 年間の調査から明らかとなってきました。

一方、懸濁態の ^{137}Cs 濃度は、概ね 10^4 から 10^6 Bq/kg の範囲の値を示しましたが、溶存態で認められたような ^{137}Cs 濃度の明瞭な季節的な変動は確認できませんでした（図 2 下）。

溶存態および懸濁態の ^{137}Cs 濃度は、調査を実施した 3 年間で減少する傾向を示しましたが、その濃度の減少速度は非常に緩やかなものでした。

東北農政局では、2015 年度に除染後の水田においてカリウム（交換性カリウム含量 25mg / 100g 乾土）を施肥し、大柿ダムから放流された請戸川の水を使って試験栽培を行った結果、調査したすべての玄米中の放射性セシウム濃度（^{134}Cs と ^{137}Cs の合計）が、食品安全基準値（100 Bq/kg）大幅に下回る結果となり、ダムの放流水を灌がい用水として利用することについて、問題ないことが報告されています [1]。

次に、溶存態と懸濁態の ^{137}Cs の濃度を基に、見かけの分配係数（懸濁態 ^{137}Cs 濃度（Bq/kg） / 溶存態 ^{137}Cs 濃度（Bq/L））を算出しました。見かけの分配係数は、ため池において 10^4 から 10^5 L/kg オーダー、ダムにおいて 10^5 から 10^6 L/kg）オーダーの値を示しました（図 3）。この値は、これまでに諸外国で報告されている事例よりも 1～2 桁程度大きな値です。このことから、調査対象としている福島県のため池では ^{137}Cs が粘土鉱物等の懸濁粒子に強く吸着され、池水中の溶存態 ^{137}Cs 濃度が非常に低く保たれる傾向にあることが分かります。

以上のように、貯水池における溶存態や懸濁態の ^{137}Cs 濃度は、農作物や淡水生態系の ^{137}Cs 濃度を推測する基本的な情報となることから、引き続き、帰還困難区域やその周辺の貯水池において、水質や底質のモニタリングを継続し、濃度の変化傾向の詳細を追跡していく予定です。

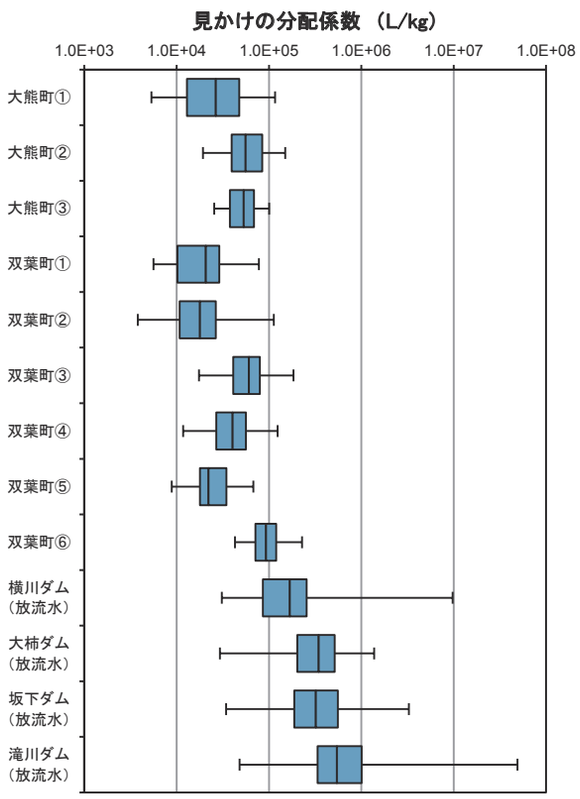


図 3　貯水池の見かけの分配係数

《参考文献》
・ Kurikami et al., “Numerical study of sediment and 137Cs discharge out of reservoirs during various scale rainfall events” J. Environ. Radioact. 164, 73-83 (2016).

《引用文献》
[1] *東北農政局, “大柿ダムの放射性セシウムの実態と対策－請戸川地区の農業復興に向けて－, 2016 年 3 月.*

7-3　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（3）

―河川調査―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　中西 貴宏

環境動態研究活動の一環として、2013 年 1 月から、福島県浜通り地方を流れる複数の河川において、河川敷横断面における空間線量率分布を継続観測しています。高水敷の空間線量率の時間変化から、河川を介した放射性セシウムの移動・堆積挙動が見えてきました。

(1) はじめに

山地森林に沈着した放射性セシウムの一部は、吸着した土壌粒子等とともに、降水によって河川に流入し、下流へと移動していきます。生活圏における被ばく線量の将来予測に当たっては、山地森林から河川を通じて移動・堆積する放射性セシウムの動態を定量的に把握することが必要とされています。

原子力機構では、河川による放射性セシウムの移動・堆積挙動の予測手法を開発・検証することを目的として、福島県浜通り地方の広域河川系における放射性セシウムの動態調査を進めています。

昨年度までの報告では、高水敷には放射性セシウムを含む土壌粒子が堆積していること、また、2013 年以降は、堆積する土壌粒子に含まれる放射性セシウム濃度が低下傾向にあることを報告してきました。今年度は、河川敷における空間線量率の時間変化について報告します。

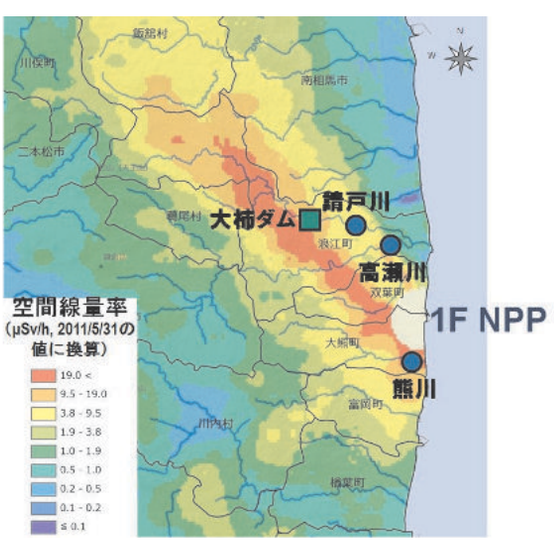


図 1　調査地点

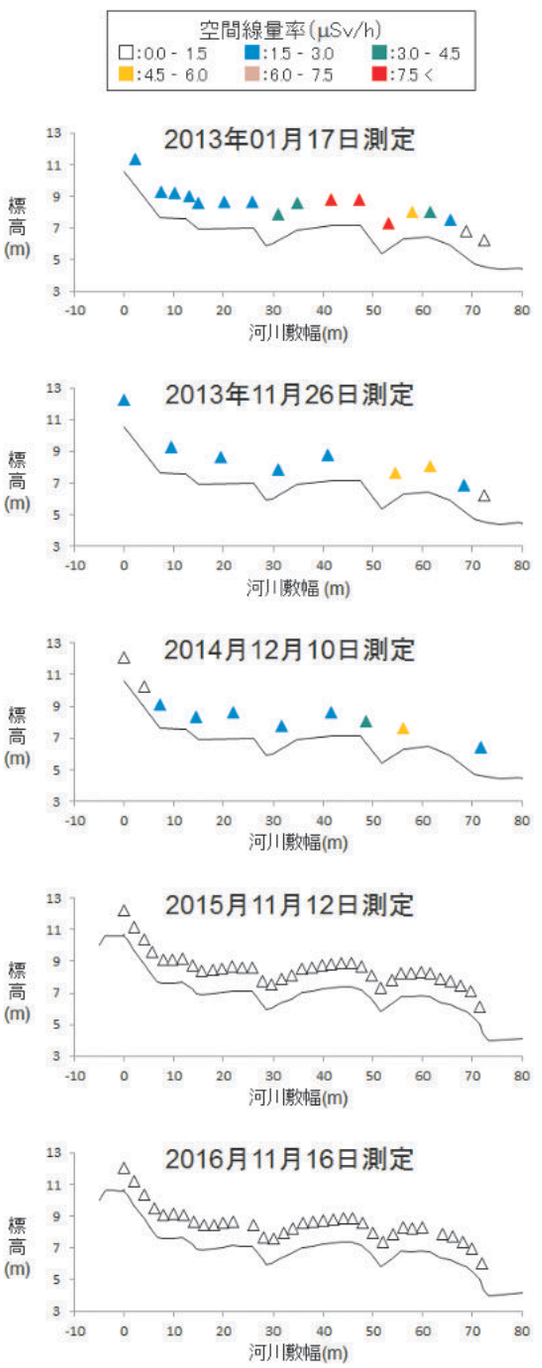


図 2　河川敷横断面における空間線量率分布の時間変化（高瀬川の例）

(2) 観測内容

福島県浜通り地方を流れる請戸川、高瀬川、熊川の下流（図 1）で、河川敷横断面における空間線量率分布を継続測定してきました。2013 年 1 月より 2016 年 12 月までの期間に、約 1 年間隔で計 5 回実施しました（図 2）。

得られた数多くのデータから、高水敷と土手（図 3）における平均空間線量率の時間変化を整理しました（図 4）。航空機モニタリング [1] から得られた周辺の空間線量率も同図に整理しました。

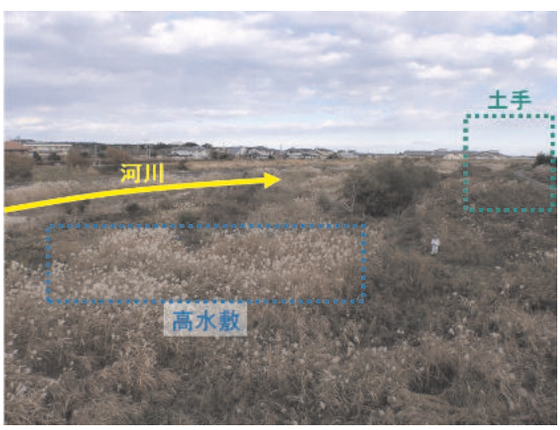


図 3　測定風景及び高水敷と土手の位置関係（高瀬川）

(3) 成果およびまとめ

土手は冠水しないため、どの河川も空間線量率は周辺と同程度の値で、物理減衰に比べて速く減少しています。この原因として、放射性セシウムが時間とともに徐々に土中に浸透することによる遮蔽効果が考えられます。

一方、冠水履歴のある高水敷の空間線量率は河川によって違いが見られました。調査地点周辺に比べて流域の平均空間線量率が低い熊川（図 4a）では土手よりも高水敷の空間線量率が低く、流域の平均線量率が高い高瀬川（図 4b）では土手よりも高水敷の空間線量率が高いです。この結果は、高水敷の空間線量率が、上流から運ばれた土壌粒子の放射性セシウム濃度に強く影響を受けていることを示します。大柿ダムが存在する請戸川の場合（図 4c）、ダムによって上流からの土壌粒子の移動が遮られるため、土手との空間線量率の差が顕著でありません。また、平成 27 年 9 月関東・東北豪雨時に大規模出水があった高瀬川と請戸川では、その期間の高水敷に急激な空間線量率低下が見られました。

以上の結果から、河川敷の空間線量率は、出水の規模に応じて大小はありますが、今後も時間とともに低下していくと予測されます。

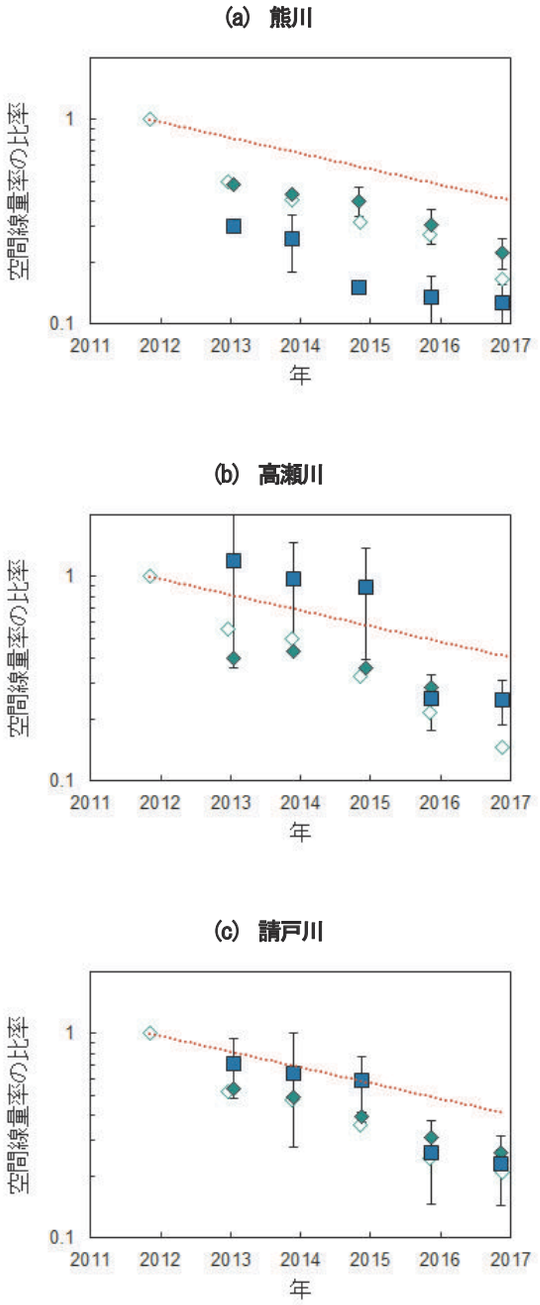


図 4　河川敷における空間線量率の比率の時間変化
（■：高水敷、◆：土手、◇：周辺）

第 4 次航空機モニタリング（2011 年 11 月 5 日）の空間線量率（周辺）を 1 とした、空間線量率の比率の時間変化（縦軸は対数軸）。赤破線は 2011 年 11 月 5 日からの物理減衰。

《参考文献》
・ 中西・大山・萩原, “福島県浜通り地方における河川敷の空間線量率分布”, Proceedings of the 18th Workshop on Environmental Radioacitivity, 107-111 (2017).

《引用文献》
[1] *原子力規制庁, “放射線量等分布マップ拡大サイト”. URL http://ramap.jmc.or.jp/map/*

7-4　福島長期環境動態研究（F-TRACE）(4)

—河口・沿岸域調査—

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　鶴田 忠彦、御園生 敏治、並河 光夫

河口・沿岸域の ^{137}Cs 分布の主な支配要因として考えられている河川からの ^{137}Cs 供給と、事故初期の汚染水の影響について検討しました。原子力発電所の北に位置する河口・沿岸域は、河川から供給される ^{137}Cs の影響が大きい一方で、南に位置する河口・沿岸域は比較的事故初期の汚染水の影響が大きいことが示唆されました。

(1) はじめに

前節や「(6)」に示したように、河川調査やモデル解析を通して河川から供給される ^{137}Cs の量は概ね明らかになってきました。河口・沿岸域では波や沿岸流、潮汐等の影響により土砂や海水が複雑に移動するため、土砂に吸着または海水に溶存した ^{137}Cs の移動挙動を理解することは容易ではありません。そのため、河川から供給された ^{137}Cs がどこに、どの程度集積して、暴風時等にどの程度再懸濁して沖合に運ばれるのか、という課題に対する定量的な理解はとても難しい課題です。しかし、これまでの調査により、河川から供給された ^{137}Cs の影響によると考えられる特徴が明らかになってきています。一方で、^{137}Cs 分布を理解するためには、事故初期に原子炉の冷却に用いた高い ^{137}Cs 濃度を有する汚染水が、直接沿岸域に流出して海底の土砂に沈着した影響も把握しておく必要があります。本報では、これまでの調査で得られた ^{137}Cs 分布について、特に河川からの ^{137}Cs 供給と、事故初期の汚染水の影響について検討した結果を報告します。

(2) 調査の概要

河口・沿岸域の調査は、前節の河川調査を実施している河川の河口から、沖合約 5km までを重点的な調査範囲としています。これは河川から流出した土砂に吸着した ^{137}Cs の主要な沈降範囲が、河口から 2〜3km の範囲であるという予察的な解析結果に基づいています。河口・沿岸域の調査は主に海底地形や堆積相の推定等を目的とした音波を利用した調査や、海象計等を利用した波や沿岸流の調査、及び土砂や海水の採取・^{137}Cs 濃度等の分析からなります。本報は主に土砂や海水の採取・^{137}Cs 濃度の分析結果に基づきます。

(3) 主な成果

図 1 に土砂の ^{137}Cs 濃度と、沿岸からの距離の関係を示します。図 1 によると、^{137}Cs 濃度が 1,000Bq/kg 程度の土砂は沿岸から約 5km までの範囲に限られていることが分かります。沿岸から 5km より離れると、土砂の濃度は最大でも数百 Bq/kg 程度です。一般に、河川や貯水池、森林等の陸域の土砂 ^{137}Cs 濃度は、数千 Bq/kg 以上と、河口・沿岸域の土砂と比較して 1〜2 オーダー以上高い傾向を示します。したがって、図 1 に示す土砂の濃度分布は、河川から供給された ^{137}Cs 濃度の高い陸域の土砂が比較的沿岸近傍に集積していることを示すと考えられます。

図 2 に海水の ^{137}Cs 濃度と、沿岸からの距離の関係を示します。海水の ^{137}Cs 濃度は沿岸から 1km 程度では

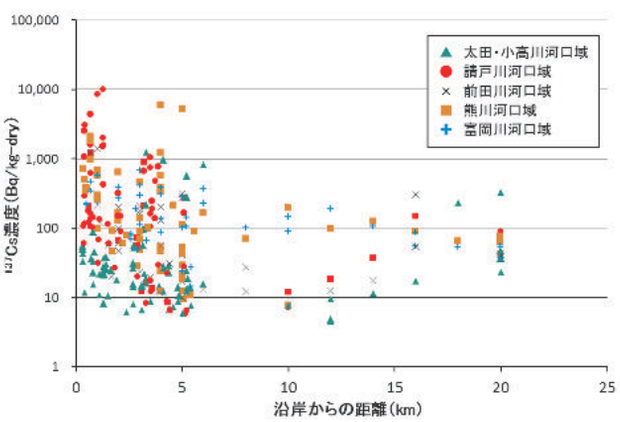


図 1　海底の土砂の ^{137}Cs 濃度と沿岸からの距離
土砂は 2013〜2016 年にかけて海底表層付近の採取。

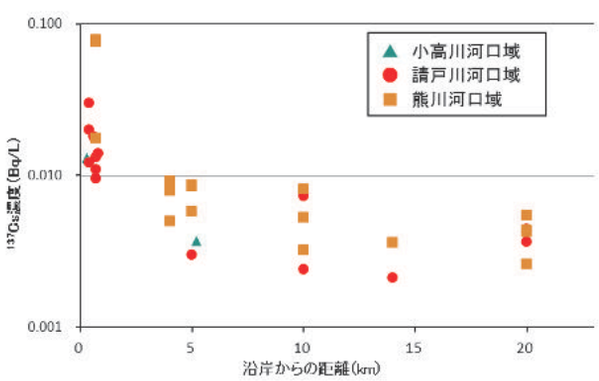


図 2　海水の ^{137}Cs 濃度と沿岸からの距離
海水の ^{137}Cs 濃度は 2014〜2016 年にかけて海底面直上で採取した海水を、0.45 μm のフィルターでろ過し採取した。

10^{-2}Bq/ℓオーダーを示し、それより沖合では、10^{-3}Bq/ℓオーダーとなっています。一般に河川水の ^{137}Cs 濃度は 10^{-2}Bq/ℓ程度を有することから、海水の ^{137}Cs 濃度分布も、上述の土砂と同様に、河川から供給の影響を示していると考えられます。

また、図 3 に沿岸から約 0.7km の地点（請戸川河口域）の土砂の海底表面下の ^{137}Cs 濃度のプロファイルを示します。この地点は、周囲が岩盤の崖（比高差約 3m）に囲まれており、その崖の存在によって沿岸流の流速が低下して、^{137}Cs 濃度の高い細粒の土砂が集積した場所と考えられている地点です[1]。表面下の ^{137}Cs 濃度は一様ではなく、濃度の高い深度と低い深度の凹凸が認められます。この土砂を採取した 2013 年の 12 月までに、2011 年 9 月の台風 15 号をはじめとしたいくつかの大雨が観測されており、それぞれの大雨時に、河川からの土砂とともに、比較的多くの ^{137}Cs が供給されたと考えられます[2]。図 3 に認められる ^{137}Cs 濃度のいくつかのピークは、大雨によって河川から供給された ^{137}Cs が集積したために生じたと推定されています[1]。すなわち、図 3 の結果からも、河川から供給された ^{137}Cs の影響を確認することが出来ます。

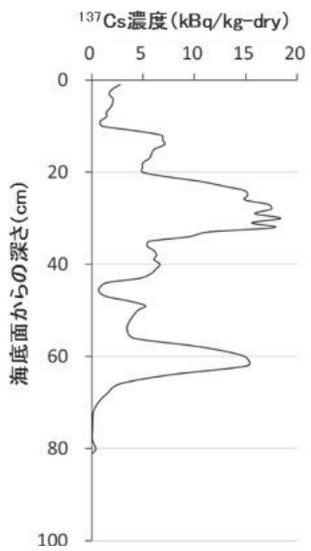


図 3　海底土砂の ^{137}Cs 濃度の深さ方向のプロファイル

図 4 に各河口の土砂の濃度（2013～2016 年度別平均）と、各河川流域の ^{137}Cs の初期沈着量[2 など]の関係を示します。土砂の ^{137}Cs 濃度は年度毎のばらつきが大きいですが、原子力発電所の北に位置する太田川、小高川、前田川及び請戸川は、ばらつきの幅の範囲内で、土砂の濃度と初期沈着量は類似の相関を有していることが示唆されます。つまり原子力発電所から北の河口の ^{137}Cs の分布は、河川から供給される ^{137}Cs の影響が大きいと考えられます。一方で、原子力発電所の南に位置する熊川と富岡川は、北に位置する河口の相関から外れて、初期沈着量に対して、高い濃度を示す傾向にあります。原子力発電所の事故の初期には、原子炉の冷却に用いた高い ^{137}Cs 濃度を有する汚染水が、直接沿岸域に流出して海底の土砂に沈着した結果、原子力発電所の特に南の領域にかけて、土砂の ^{137}Cs 濃度が高い領域が形成されたとされています[3]。図 4 の結果は、熊川及び富岡川河口域の土砂は、発電所北の河口域と比較して、事故初期の汚染水の影響が大きかったために、河川の初期沈着量と比較して濃度が高くなったと考えられます。以上のように、河口・沿岸域の ^{137}Cs の分布は、河川からの供給と事故初期の汚染水による 2 つの要因の度合いが、原子力発電所との位置によって異なることが示唆されました。

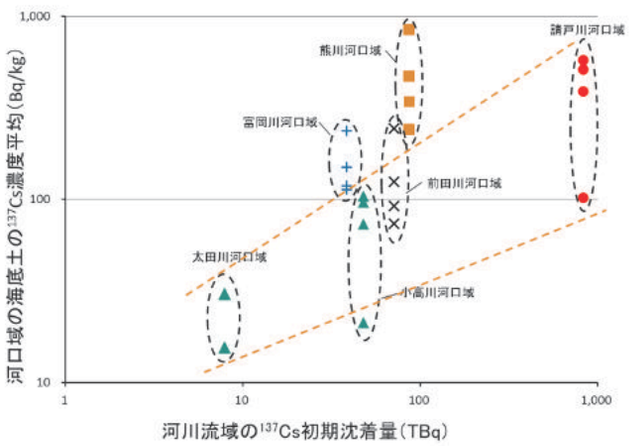


図 4　河口域毎の海底土砂の年間 ^{137}Cs 濃度平均値と各河川流域の ^{137}Cs 初期沈着量[2 など]の関係

海底土の ^{137}Cs 濃度の平均値は 2013～2016 年。

なお、原子力発電所の北側に位置する河口の 2016 年度の海底土砂の ^{137}Cs 濃度は、調査を開始した 2013 年と比較して 3～7 割程度の低下を示しています（全体の平均は 5 割程度の低下）。したがって、河川から供給される ^{137}Cs の影響が大きい河口でも ^{137}Cs 濃度は確実に低下しています。

(4) 今後の取り組み

2017 年から 2018 年にかけて、河口・沿岸域において、濁度等の調査や懸濁粒子の採取を実施しています。そこで得られたデータの解析を通して、河川から供給される ^{137}Cs の将来にわたる移動挙動予測の構築を目指します。

《引用文献》

[1] *T.Tsuruta, et al., "Horizontal and vertical distributions of ^{137}Cs in seabed sediments around the river mouth near Fukushima Daiich Nuclear Power Plant", J Oceanogr.* ***73,*** *547-558 (2017).*

[2] *K.Sakuma, et al., "Characteristics of radio-cesium transport and discharge between different basins near to the Fukushima Dai-ichi Power Plant after heavy rainfall events ", J Environ Radioact.* ***137,*** *137-150 (2017).*

[3] *K.Misumi, et al., "Factors controlling the spatiotemporal variation of 137Cs in seabed sediment off the Fukushima coast: implications from numerical simulations ", J Environ Radioact.* ***136,*** *218-228 (2014).*

7-5　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（5）

― 市街地調査 ―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　吉村　和也

市街地の主要な構成要素である舗装面、畑地や草地といった浸透面、建屋の屋根、および壁について、^{137}Cs の分布とその経時変化を調査しました。その結果、市街地に特徴的な舗装面、屋根、壁における ^{137}Cs の存在量は、浸透面に比較して顕著に低いことが分かりました。またこれら要素に降下した ^{137}Cs の大部分は、事故後初期の時点で流失した可能性が示唆されました。市街地は ^{137}Cs のフォールアウトに対し、森林など他の土地利用よりも、雨による洗い流しの効果が大きかったと考えられます。

(1) はじめに

市街地は住民の方々の生活に密接に係わる環境であるため、市街地における空間線量率や放射性セシウムの分布特性、そしてその変化傾向を把握することは、被ばく線量の予測や、除染計画の策定において非常に重要であると言えます。市街地は農地や草地などの浸透面に加え、道路などの舗装面、家屋などの人工建造物といった多様な要素により構成されます。そのため、市街地における空間線量率などの分布特性、変化傾向は、森林などいった他の環境と大きく異なることが予想され[1]、市街地に特化した調査が必要になります。

原子力機構では、市街地における空間線量率や放射性セシウムの分布特性、変化傾向について、除染など人為的な影響を排して評価するため、大熊町、および富岡町の帰還困難区域内の市街地区域を対象に、その分布特性や変化傾向に影響する要因（土地利用、被覆要素など）の調査、および雨水排水を介した放射性セシウムの流出観測を行っています。本報では長期にわたり被ばく線量に大きく寄与する ^{137}Cs に着目し、市街地の主要な要素である舗装面、屋根、壁、浸透面について、^{137}Cs の分布とその経時変化を報告します。

(2) 内容

調査は 2015 年 1 月 13－23 日、および 2016 年 1 月 12－22 日に、大熊町、および富岡町における帰還困難区域内の 2 つの市街地区域にて行いました。測定は、上述の区域に立地する 11 の建屋の屋根と壁、そして建屋に隣接する舗装面（道路、ないしは駐車場）、浸透面（庭、ないしは畑地）を対象に実施しました。各測定対象における単位面積当たりの放射能濃度（沈着量：kBq m^{-2}）は、舗装面、浸透面については可搬型 Ge 半導体検出器（Canberra：Falcon-5000）を用いて測定し（図 1）、屋根と壁については GM サーベイメータ（日立アロカメディカル製：TGS-146 型）を用いて表面計数率（cpm）を測定後（図 2）、予め取得していた係数を用い、沈着量に換算して求めました[2, 3]。

浸透面における ^{137}Cs の初期沈着量を、測定結果と物理減衰補正により求めた結果、初期沈着量は調査を行った建屋の場所により 2.0～3.7 MBq m^{-2} の範囲で変動しました。初期沈着量が異なる測定対象間の比較を可能にするため、各測定対象の沈着量は、測定対象に隣接する浸透面で求めた初期沈着量で除し、相対値として評価しました。



図 1　可搬型 Ge 半導体検出器（Canberra：Falcon-5000）を用いた ^{137}Cs 沈着量の測定風景

解析では、沈着量の経時変化をより長期で評価するため、2011 年 11 月から 2012 年 4 月にかけて実施された除染モデル実証事業 [4]にて取得されたデータを併せて評価しました。



図 2　GM サーベイメータを用いた表面計数率の測定風景

(3) 成果およびまとめ

浸透面、舗装面、壁、屋根における相対沈着量の経時変化を図 3 に示します。浸透面に沈着した ^{137}Cs の多くはその場に残り、水平方向への流失が非常に少ないことが報告されていることから [5]、その相対沈着量の減少は物理減衰のみを反映しています。2015 年、および 2016 年における舗装面、壁、屋根の相対沈着量は、浸透面の値に比較して顕著に低い値を示しました。東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故（1F 事故）に伴う ^{137}Cs のフォールアウトは、主に湿性沈着であったことが報告されています[6]。壁は垂直の構造体であるため、^{137}Cs のフォールアウトの影響が少なく、相対沈着量が低くなったと考えられます。一方、舗装面と屋根については、浸透面と同様に ^{137}Cs のフォールアウトの影響を受けたと考えられますが、相対沈着量が浸透面よりも顕著に低かったことは、フォールアウト時の流失、およびその後の降雨による流出の効果が大きかったことを示しています。

除染モデル実証事業で得られたデータ（2011 年 12 月～2012 年 4 月）について相対沈着量を評価した結果、いずれの要素も浸透面より顕著に低い相対沈着量を示しました。この結果は、^{137}Cs のフォールアウト時の流出と、事故後約 1 年間のウェザリング効果が、市街地における ^{137}Cs の分布を大きく決定していることを示唆しています。以上から、市街地は森林など浸透面が支配的な他の環境に比較し、^{137}Cs の沈着に対して ^{137}Cs の保持能が低く、特に 1F 事故後初期の雨による洗い流しの効果が大きかったものと考えられます。

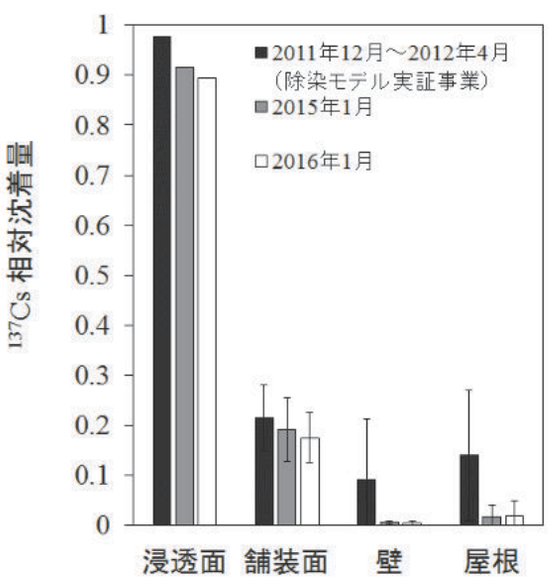


図 3　浸透面、舗装面、壁、屋根における相対沈着量

《参考文献》

・ 吉村ほか, “福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究（4）市街環境における被覆面ごとのセシウム-137 分布特性”，日本原子力学会 2016 年秋の大会 (2016).

《引用文献》

[1] *IAEA, “Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and Their Remediation: Twenty Years of Experience”, Reports of the Chernobyl Forum Experts Group ‘Environment’, (2006).*

[2] *K. Yoshimura, et al., “Distribution of ^{137}Cs on components in urban area four years after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident ", J. Environ. Radioact.* ***178-179,*** *48-54 (2017).*

[3] *吉村ほか,“宅地における ^{137}Cs 分布特性”, Proceedings of the 17th Workshop on Environmental Radioactivity, 67-71 (2016).*

[4] *JAEA, “Remediation of contaminated areas in the aftermath of the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station: overview, analysis and lessons learned Part 1: a report on the “decontamination pilot project””, JAEA－Review, 2014-2051 (2015)*

[5] *Mikami, S. et al. Spatial distributions of radionuclides deposited onto ground soil around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant and their temporal change until December 2012. J. Environ. Radioact.* ***139,*** *320-343 (2015).*

[6] *Morino et al., “Episode analysis of deposition of radiocesium from the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident.”, Environ. Sci. Technol.* ***47,*** *2314-2322 (2013).*

7-6　福島長期環境動態研究（F-TRACE）（6）

—放射性セシウムの将来分布等を推測する解析モデルの開発—

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境動態研究グループ　操上 広志、佐久間 一幸
システム計算科学センター　シミュレーション技術開発室　Alex Malins

放射性セシウムの土壌深度方向への移動において収脱着の時間遅れが重要であることが分かりました。また、降雨に伴う放射性セシウムを含んだ土壌の侵食、河川への流出は主に河川近傍で生じることが解析により推察されました。

(1) はじめに

原子力機構では福島長期環境動態研究として、環境中に残存する放射性セシウムの分布がどのように変化し、生活圏における被ばく線量への影響がどの程度のものなのかを明らかにするため、様々な調査、解析を進めています。以下では解析による評価例として、放射性セシウムの土壌深度方向への移動に伴う空間線量率変化予測、および降雨に伴う土壌侵食と放射性セシウムの移動に対する流域スケールの解析事例を紹介します。

(2) 放射性セシウムの移動に伴う空間線量率変化予測

放射性セシウムは土壌に収着しやすい性質がありますが、数年から数十年のオーダーで考えると、緩やかに土壌の深度方向に移動することがわかっています。土壌中の放射性セシウムの移動や収脱着の特性は、空間線量率の物理減衰以上の低下に寄与するほか、植物への移行や、侵食・堆積など地表面での放射性セシウム移動にも影響を与えることから、放射性セシウムの深度方向への移行に係る物理化学的現象の解明は非常に重要です。

放射性セシウムの実際の深度分布は、しばしば指数分布型や、深いところまでテーリングする傾向を示します。しかし、既存のモデルの多くは正規分布型となり、上記のような傾向を表現することができません。そこで私たちは、粘土鉱物に収着したセシウムの観察結果や、土壌の脱着試験、現地でのセシウム移動観測などの結果を踏まえ、この原因が可逆的あるいは不可逆的な収脱着の時間遅れ（カイネティックス）にあると考え、それらを考慮した物理化学モデルを開発しました [1]（図 1）。

このモデルを用いて一般的なパラメータを設定して解析したところ、本モデルは実測値とよく整合する結果を得ました（図 2）。また、開発したモデルを利用して、可逆・不可逆の収脱着、収着速度や脱着速度の変化が放射性セシウムの深度分布に与える影響などを調査しました。

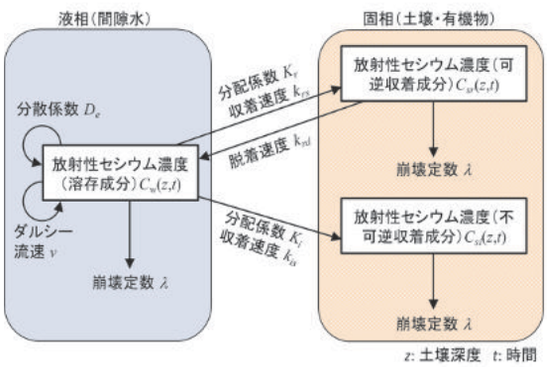


図 1　開発したモデル概念図

本モデルでは、固相に可逆的に収着するサイトと不可逆的に収着するサイトがあると仮定し、それぞれのサイトへの収脱着がすぐ平衡状態に至る（瞬時平衡）のではなく、時間遅れが発生すると仮定しています。

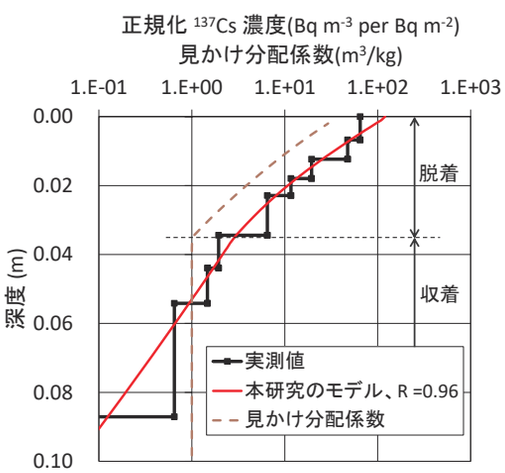


図 2　解析結果と実測値の比較

本モデルでは、既存のモデルでは表現できなかったフォールアウト初期の指数分布型や、深いところまでテーリングする傾向を表現できました。

その結果、指数分布型は拡散での移動速度と収着速度の比に影響されること、また、フォールアウト後迅速に形成されることが推定されました。その後、時間とともにより深部までテーリングが生じるのは、収着速度より脱着速度が小さく、浅い箇所での脱着、深部への移行、深

部での収着が緩やかに進行していることに起因していることが推察されました。溶存成分に対する収着成分の割合を表す見かけ分配係数は、不可逆収着の割合が高い浅い箇所で高くなると推定されました。

さらに、本モデルと別途開発した線量率解析ツール[2]を組み合わせて、放射性セシウムの深度方向への移行に伴う空間線量率の変化を予測しました[3]（図 3）。その結果、空間線量率は、フォールアウト後 10 年程度まで放射性セシウムの土壌深度方向への移動により物理減衰以上となり、その効果は、放射性セシウムの土壌への不可逆的な収着の進行とともに低下することが示されました。

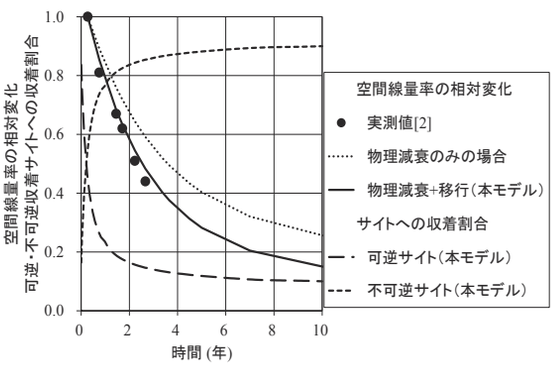


図 3　空間線量率の経時変化予測

空間線量率は、10 年後程度まで放射性セシウムの土壌深度方向への移動により物理減衰以上となると想定されます。

(3) 降雨時の放射性セシウムの動態評価

降雨は、流域スケールでの放射性セシウムの動態において重要な自然現象であることから、調査サイトの一つである川内村荻野沢川流域を対象に、土砂・放射性セシウムの移動を包含した流域水循環モデル GETFLOWS を用いた解析を実施しました[4]。

2011 年 5 月から 2015 年 12 月までの期間における侵食・堆積量および残存 ^{137}Cs インベントリ割合を図 4 に示します。河川近傍や森林のガリでの侵食量および ^{137}Cs のインベントリ低下割合が大きく、一方、河川から離れた森林での侵食はほとんど生じておらず、^{137}Cs インベントリの低下率は小さいことがわかりました。この期間に河川へ流出した ^{137}Cs の発生源を確認したところ、河川近傍からの寄与は、河川から離れた森林からの寄与に比べ 1 ケタ大きい結果でした。河川近傍での侵食量が大きい理由として、降雨時に当該箇所で土壌が飽和することで表面流が生じ、侵食が促進されることが推察されました。侵食しやすい河川近傍で ^{137}Cs インベントリが低下すること、また深度方向への ^{137}Cs の移行によって、今後河川への ^{137}Cs 流出量は低下することが期待されますが、一方で、除染や帰還に伴う耕作再開などが侵食量に与える影響を注視していく必要があります。

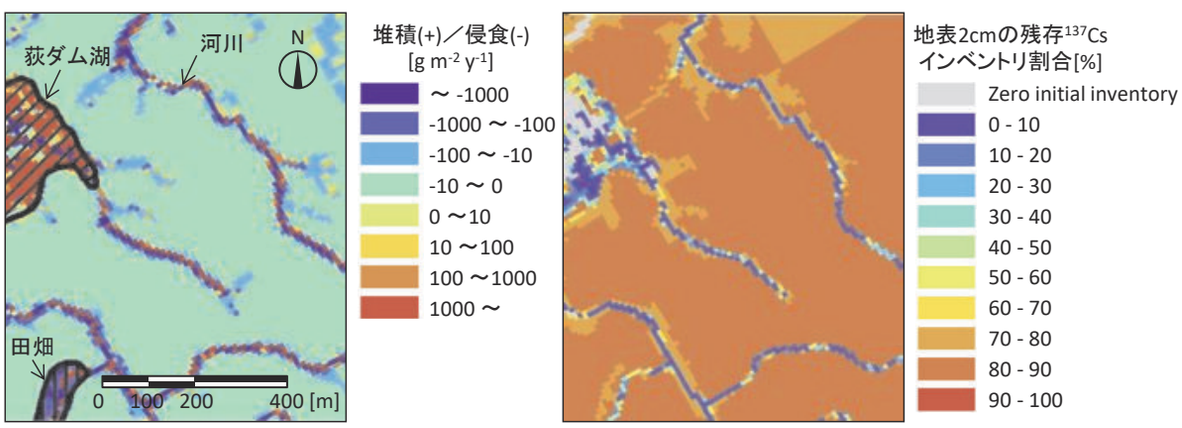


図 4　2011 年 5 月から 2015 年 12 月までの期間における侵食・堆積量および残存 ^{137}Cs 割合

土壌侵食は河川近傍や森林のガリで大きく、それに対応して ^{137}Cs 残存割合も低下しています。

《引用文献》

[1] *H. Kurikami, et al., "Coupling the advection-dispersion equation with fully kinetic reversible/irreversible sorption terms to model radiocesium soil profiles in Fukushima Prefecture", J. Environ. Radioact.* ***171****, 99-109 (2017).*

[2] *A. Malins, et al., "Evaluation of ambient dose equivalent rates influenced by vertical and horizontal distribution of radioactive cesium in soil in Fukushima Prefecture", J. Environ. Radioact.* ***151****, 38-49 (2016).*

[3] *操上・Malins,"放射性セシウムの土壌への収脱着が深度プロファイルおよび空間線量率に与える影響に対する数値解析的検討", JpGU-AGU Joint Meeting 2017, MAG34-09 (2017). http://www2.jpgu.org/meeting/2017/PDF2017/M-AG34_all.pdf*

[4] *K. Sakuma, et al., "Evaluation of sediment and ^{137}Cs redistribution in the Oginosawa River catchment near the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant using integrated watershed modeling", J. Environ. Radioact.* ***182****, 44-51 (2018).*

7-7　海洋における物質動態のモデル開発（1）

－沿岸及び沖合の海底堆積物に含まれる放射能の調査－

原子力科学研究部門　原子力基礎工学研究センター　環境動態研究グループ　乙坂 重嘉

福島周辺の海底には、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故によって海洋に放出された放射性セシウムのうちの 1~2 パーセントが堆積しました。海底付近での放射性セシウム（特に ^{137}Cs）の挙動をより詳しく理解することで、長期的な視点での海底環境のより確かな予測につながることが期待されます。

(1) はじめに

1F 事故によって海底に沈着した ^{137}Cs の濃度は、緩やかながらも減少傾向を示していることが知られています。この濃度変化に影響を及ぼす主な要因として、(1) ^{137}Cs 濃度の高い表層堆積物と濃度が低い下層堆積物と混合することによる希釈、(2) 表層堆積物が再浮遊し海水中を拡散、(3) ^{137}Cs の堆積物から直上海水への脱離、の 3 つの過程が考えられます。本研究では、約 5 年間にわたって得られた表層（0-10 cm 層）堆積物における放射性 ^{137}Cs 量の変化の傾向を概観するとともに、その変化をもたらす主要過程について調査しました。

(2) 実験概要

宮城県から茨城県にかけて、1F から 150 km までの海域の 18 観測点（図 1 の●印）で独自に堆積物試料を採取し、^{137}Cs 濃度の他に、堆積物の特徴（含水率、粒径、有機物濃度、等）を分析しました。一部の観測点では、堆積物中の ^{137}Cs 濃度を、易溶解性、有機物、難溶解性の 3 画分について ^{137}Cs 濃度を分析しました。

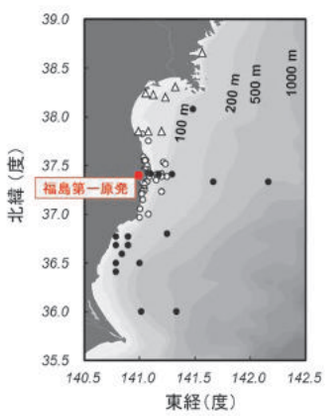


図 1　試料採取地点

加えて、深度 10 cm までの堆積物の ^{137}Cs 濃度の情報を含む調査結果として、東京電力（図 1 の○印）及び環境省（図 1 の△印）による海底土調査結果を収集し、独自調査点と合わせた計 71 の観測点について、表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度の変動傾向を解析しました。

(3) 表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度の変化傾向と変化率

福島沿岸（水深 100 m 以浅の海域）の表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度は、2011 年から 2012 年にかけて減少がやや速かったものの、概ね一定の速度で指数関数的な減少を示しました（図 2）。沿岸域における表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度は、宮城県及び茨城県でも同様の傾向を示しました。

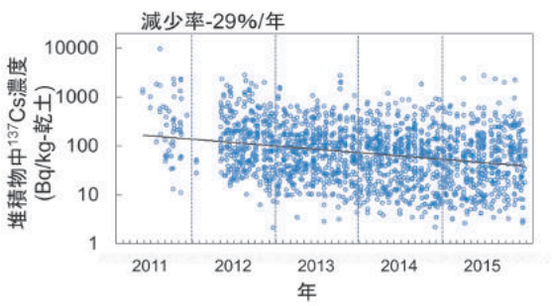


図 2　福島県の沿岸域（水深 100 m 以浅の海域）における 2011 年から 2015 年までの観測結果

表 1：堆積物表層（0-10 cm 層）における ^{137}Cs 存在量の変化率．負の値は減少，正の値は増加を表す．

海　域	観測点数	変化率 (% / 年)		
		中央値	最低値	最高値
福島沿岸	51	-29	-61	+51
宮城沿岸	5	-35	-42	-12
茨城沿岸	7	-25	-54	+11
沖合海域	8	± 0	-16	+46

表 1 に、^{137}Cs の変化率を海域ごとにまとめた結果を示します。この変化率は、各観測点で得られた堆積物中の ^{137}Cs 濃度の時間変化を指数近似し、得られた回帰式の指数から、^{137}Cs 濃度の変化率を求めたものです。沿岸域に

おける堆積物表層の ^{137}Cs 濃度は、全体として一年に約 3 割ずつ減少していました（^{137}Cs の放射性壊変による 2.3%/年の減少を含みます）。一方で、水深が 100m を超える沖合海域では、沿岸域で観測されたような目立った減少傾向は見られませんでした。

(4) 表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度減少の主要因

海底堆積物中の ^{137}Cs の大部分は、90%以上が難溶解性の画分に存在しており、この特徴には 2011 年から 2015 年まで目立った変化が見られませんでした。海底堆積物中の ^{137}Cs 濃度の減少傾向は、堆積物中の特定の成分の分解に比べて、堆積物粒子そのものが物理的に移動することによる影響をより強く受けていると推測されました。

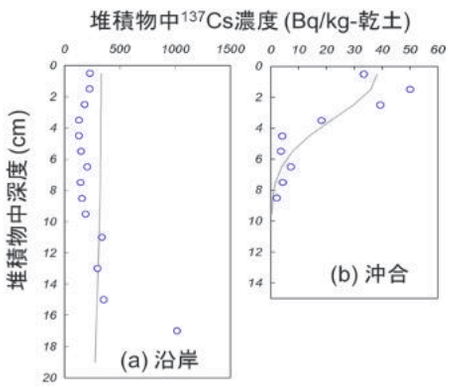


図 3　沿岸及び沖合海域における堆積物中 ^{137}Cs 濃度の鉛直分布の例

図 3 (a) は 1F から約 1km の距離にある沿岸（水深 18m），図 3 (b) は 1F から 57km 沖合（水深 300m）の観測点で得られたもの．実線は堆積物鉛直混合モデルによる推定結果.

海底堆積物中の ^{137}Cs の鉛直分布は時間とともにわずかに変化しており、^{137}Cs が堆積物中を下方に移動する様子が観測されました。この ^{137}Cs の下方輸送機構を検証するために、観測した ^{137}Cs の鉛直分布を、堆積物の鉛直混合モデルによる計算結果と比較しました（図 3）。モデルでは、観測時の堆積物中の ^{137}Cs 存在量が 2011 年 4 月に堆積物の表面に沈着したものと仮定し、その存在量を維持しながら任意の速度で観測日にかけて下方移動した場合の分布を推定しました。

図 3 (a) の沿岸の観測点では、数十 cm にわたって事故由来の ^{137}Cs が分布しており（図(a) ○印）、この ^{137}Cs の鉛直分布は、やや強い堆積物の混合を仮定することで再現することができました（図 3(a) 実線）。この「やや強い」堆積物の混合は、沿岸域に見られる台風通過時等の荒天時の波浪の影響や、海底に生息する生物の活動によって実際に起こりうるもので、沿岸域で見られた表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度の減少は、表層堆積物に存在していた ^{137}Cs の一部が、時間と共に下方に移動した結果を表しています。ただし、^{137}Cs の減少量の全てがこの下方移動のみで説明できるわけではなく、また、実測した ^{137}Cs 濃度は堆積物の表層付近で低い値を示しました。これらのことは、表層堆積物の再浮遊や、堆積物中の ^{137}Cs の脱離も、わずかながら堆積物中の ^{137}Cs 分布の決定に寄与していることを意味しています。

沖合海域では、^{137}Cs が堆積物を下方に移動する様子が観測されましたが (図 3 (b))、^{137}Cs の多くは表層 (0-10 cm 層）に留まっていました。

(5) まとめ

上記の解析結果に基づき、2011 年から 2015 年までの沿岸堆積物中での ^{137}Cs の移動の様子を図 4 にまとめました。図には、事故直後の堆積物への ^{137}Cs の供給経路[1] と、沿岸―沖合間の ^{137}Cs 移動量[2] も併せて示しています。事故直後に沿岸域の海底に沈着した ^{137}Cs は緩やかに堆積物中を下方へ移動したと推測されました。

海底堆積物中の放射性セシウムの一部は、その割合は極めて低いものの、堆積物の空隙に存在する海水（間隙水）や底生生物等を経由して、海底付近に生息する魚類にも移行することが指摘されています。下層堆積物に残された ^{137}Cs が海底付近の生物に及ぼす影響をより詳しく理解するために、堆積物からの ^{137}Cs の脱離速度や化学形態、生物による利用性について、引き続き解析を続ける予定です。

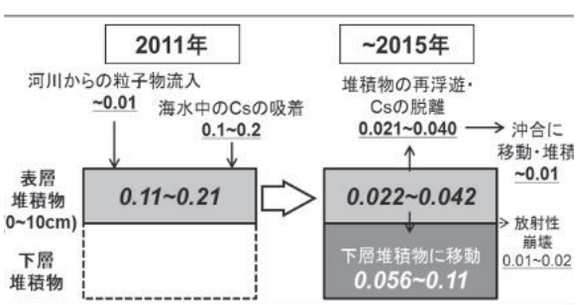


図 4　宮城・福島・茨城の沿岸（水深 100m 以浅）における海底堆積物中の ^{137}Cs の存在量の時間変化（単位：PBq）

《参考文献》
・ S. Otosaka, “Processes affecting long-term changes in ^{137}Cs concentration in surface sediments off Fukushima”, J. Oceanogr. **73**, 559 (2017).

《引用文献》
[1] *S. Otosaka, Y. Kato. "Radiocesium derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident in seabed sediments: initial deposition and inventories", Environ. Sci.: Processes Impacts. **16**, 978 (2014)*
[2] *S. Otosaka et al., “Vertical and Lateral Transport of Particulate Radiocesium off Fukushima”, Envoron. Sci. Technol. **48**, 12595 (2014)*

7-8　海洋における物質動態のモデル開発（2）

―マルチモデルによる沿岸域から外洋スケールの放射性物質拡散シミュレーション―

原子力科学研究部門　原子力基礎工学研究センター　環境動態研究グループ　川村英之

複数の異なるモデル（マルチモデル）を用いて、1F から放出された放射性物質の海洋拡散シミュレーションを実施しました。マルチモデルによる複数の予測結果を客観的に解析することにより、モデルの予測精度の向上が期待されます。

(1) はじめに

2011年3月に発生した東日本大震災により1Fの原子炉建屋及び原子炉格納容器が甚大な損傷を受けた結果、^{137}Cs 等の放射性物質が大気・海洋中へ放出されました。現在でも 1F 敷地内には汚染水が滞留・貯留されており、これらの汚染水が海洋へ漏洩した際、シミュレーションにより汚染海域を予測することは、モニタリング計画の策定に有効です。しかしながら、シミュレーションの予測精度はモデルのパラメータや入力データに依存するため、近年ではマルチモデルを用いて、計算結果を比較・検討する研究が活発に行われています。そこで、原子力機構ではマルチモデルを用いた放射性物質拡散シミュレーションを実施し、予測精度の検証を行うことで、シミュレーションの有効性を確認しました。

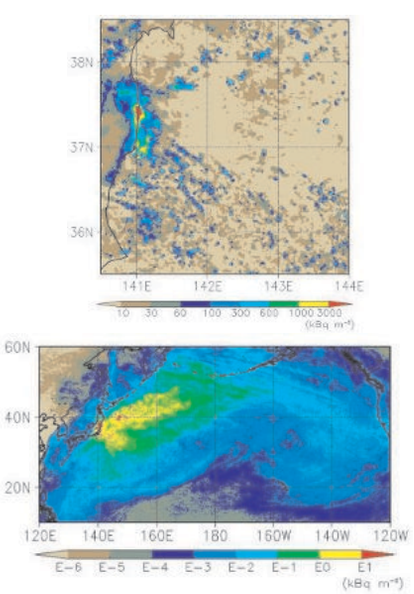


図 1　WSPEEDI-II により計算された 2011 年 3 月 11 日から 5 月 31 日までの福島県沿岸域（上図）と北太平洋（下図）の ^{137}Cs の海表面沈着量（kBq m^{-2}）
海表面沈着量の範囲は、10～3000 kBq m^{-2}（上図）と 10^{-6}～10^{1} kBq m^{-2}（下図）である（Kawamura et al., 2017）。

(2) 計算方法

放射性物質拡散シミュレーションは、1F から放出された ^{137}Cs を対象として、1 年間の計算を実施しました。原子力機構で開発した海洋中放射性核種移行モデル SEA-GEARN を用いて、^{137}Cs の移流、拡散、放射性崩壊等の過程を考慮した海水中 ^{137}Cs 濃度を計算しました。

SEA-GEARN の入力データとなる海況データとして、以下の5種類のモデルにより計算されたデータを用いました。FUKUSHIMA（南北と東西の水平分解能：0.01° ×0.02°）と NWNPAC（0.04° ×0.06°）は、京都大学と日本海洋科学振興財団により開発されたモデルです。JCOPE2（0.08° ×0.08°）は、海洋研究開発機構により開発されたモデルです。MOVE/MRI.COM は、気象庁気象研究所により開発されたモデルで、北太平洋を対象とした MOVE/MRI.COM-NP（0.5° ×0.5°）と北太平洋西部を対象とした MOVE/MRI.COM-WNP（日本周辺の水平分解能：0.1° ×0.1°）があります。HYCOM（0.08° ×0.08°）は、米国のロスアラモス国立研究所の研究者らにより開発されたモデルです。各モデルで計算された海況データを用いた放射性物質拡散シミュレーションを SIM_FU、SIM_JC、SIM_NW、SIM_MO、SIM_HY と表記します。SIM_FU は沿岸域、SIM_JC と SIM_NW は沖合域、SIM_MO と SIM_HY は外洋を対象とし

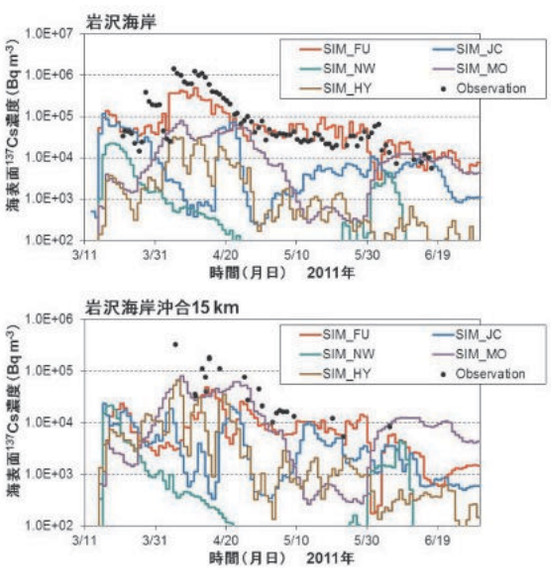


図 2　福島県岩沢海岸（上図）と沖合 15 km（下図）の海表面 ^{137}Cs 濃度（Bq m^{-3}）
実線はシミュレーションによる計算値で、黒丸は観測による実測値を示す（Kawamura et al., 2017）。

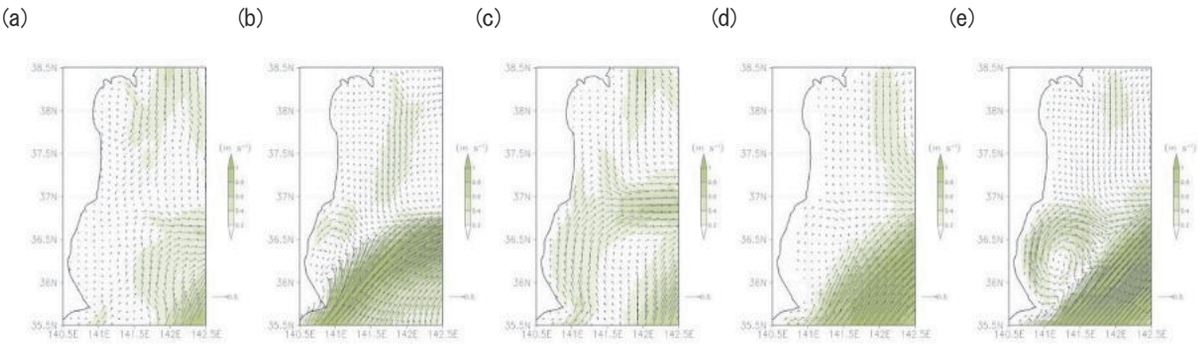


図 3　2011 年 4 月の福島県沿岸域における海表面海流場
(a) SIM_FU、(b) SIM_JC、(c) SIM_NW、(d) SIM_MO、(e) SIM_HY による計算結果を示す (Kawamura et al., 2017)。

たシミュレーションです。

^{137}Cs の放出情報に関しては、原子力機構が推定した海洋への直接放出量[1]に加えて、原子力機構が開発した世界版緊急時環境線量情報予測システム第 2 版 WSPEEDI-II で計算した海面沈着量を入力しました。

(3) 結果とまとめ

WSPEEDI-II により計算された ^{137}Cs の海表面沈着量の分布を示します (図 1)。1F から大気中に放出された ^{137}Cs は、主に北東方向に輸送されて北太平洋の広い範囲に沈着したと示唆されます。2011 年 3 月 11 日から 5 月 31 日までの福島県沿岸域と北太平洋の ^{137}Cs の海表面沈着量の総量は、5.83 PBq (1 PBq = 10^{15} Bq) と 13.42 PBq となりました。大気拡散シミュレーションに適用した ^{137}Cs の大気放出量の総量は 14.5 PBq[2]なので、1F から大気中に放出された ^{137}Cs の 16 %が福島県沿岸域に沈着し、68 %が北太平洋に沈着した結果となります。

放射性物質拡散シミュレーションの計算結果の妥当性を観測データと比較することで検証しました。5 種類の放射性物質拡散シミュレーションにより計算された福島県岩沢海岸と沖合 15 km における海表面 ^{137}Cs 濃度の時系列を示します (図 2)。シミュレーションにより計算された海表面 ^{137}Cs 濃度には大きな違いが見られます。これは、各シミュレーションの入力データとなる海流場が異なることが原因です (図 3)。海流場を計算する海洋大循環モデルは、水平分解能や導入している物理過程等により、最適な海域が異なります。一般的には、沿岸域は高分解能なモデルに沿岸特有の様々な物理過程を導入します。それに対して、外洋は低分解能なモデルにデータ同化と呼ばれる手法を用いて、観測データを融合することで予測精度を向上させます。福島県岩沢海岸の観測データについては、沿岸域を対象としたシミュレーション SIM_FU が最も再現性が高い結果となりました。一方で、沖合 15 km の観測データについては、データ同化を適用した SIM_MO の再現性が向上しています。緊急時にはモニタリングデータがないため、モデルの精度を検証できません。そのため、マルチモデルで計算された複数の予測結果を反映して、予測を最小値と最大値の範囲で行う等の客観的な解析が必要となります。

各シミュレーションの対象海域における 1F から放出された ^{137}Cs 存在量を解析しました。一例として、SIM_FU と SIM_MO の結果を示します (図 4)。^{137}Cs は沿岸域から外洋へ活発に輸送され、徐々に深層へ輸送されたと示唆されます。この深層への輸送はこれからも進むと考えられるため、今後は長期のシミュレーションによる予測を行う必要があります。

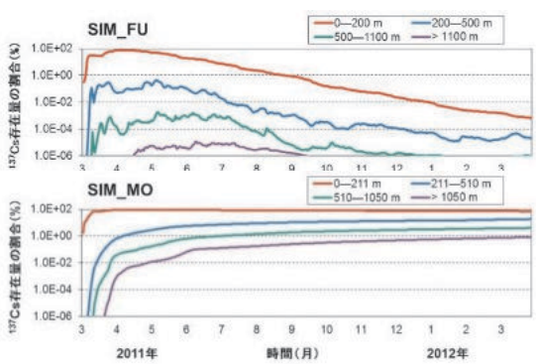


図 4　福島県沿岸域と北太平洋の ^{137}Cs 存在量の時系列
対象海域に放出された ^{137}Cs の総量に対する割合を水深で定義された各層毎に示します (Kawamura et al., 2017)。

《参考文献》
・ H. Kawamura et al., "Oceanic dispersion of Fukushima-derived Cs-137 simulated by multiple oceanic general circulation models", J. Environ. Radioact. **180**, 36-58 (2017).

《引用文献》
[1] *H. Kawamura et al., "Preliminary numerical experiments on oceanic dispersion of ^{131}I and ^{137}Cs discharged into the ocean because of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant disaster", J. Nucl. Sci. Technol.* ***48****, 1349-1356 (2011).*
[2] *G. Katata et al., "Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model", Atmos. Chem. Phys.* ***15****, 1029-1070 (2015).*

7-9　海洋における物質動態のモデル開発（3）

-沿岸域も含めた１F 港湾内における放射性物質拡散シミュレーションコードの開発-

システム計算科学センター　シミュレーション技術開発室　山田 進
システム計算科学センター　町田 昌彦
福島研究開発部門　企画調整室　渡辺 将久

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）の事故以降、原子炉建屋を含む1F 敷地内に放出された放射性物質は地下水や雨水等によって海側に移動するため、海洋環境への影響評価が求められて来ました。原子力機構では、これまでに1F 港湾内の海水流動及び放射性物質拡散を詳細にシミュレーションするコードを開発し港湾内の濃度分布をモニタリング結果と比較することで港湾内への流出量等を推定して来ましたが、最近はその流出量が大幅に抑制され、港湾内外の濃度差が減少したため、港湾外の沿岸域を含めたより広い領域での評価が必要となっています（1F 港湾は港湾口等を通して海水を交換するため、沿岸域の海況により極めて低濃度な海水が流入する場合もあれば、流出した海水がそのまま戻るような場合もあり、昨今はその効果も考慮し、港湾内の濃度分布を求める必要があります）。

そこで、1F を含む沿岸域を階層的に分割して計算するシミュレーションコードを開発し、沿岸域を含めて1F 港湾から放射性物質がどのように移行するかを評価することとしました。その結果、放射性物質が1F 港湾内に流出した場合と港湾外に直接流出した場合との比較も可能となり、沿岸域への拡散の様子が各々大きく異なることが分かってきました。例えば、放射性物質が港湾内に流出した場合、その放射性物質は一旦、港湾内に長時間滞留します。つまり沿岸域への早期の拡散が強く抑制されるのです。

(1) はじめに

2011 年3 月に起こった1F 事故直後、1F 敷地内に降った雨や原子炉建屋内に流れ込んだ地下水は、敷地内及び建屋内外にある放射性物質に汚染され、その一部は最終的に海へと流出していました。その後、国・東電は様々な流出抑止対策を施し1F 港湾へ流出する放射性物質の量は事故直後と比べ大幅に減少していることが、放射性物質濃度の観測結果から確認されています。最近では、原子炉建屋を囲むように凍土壁も施工され、汚染水の発生量を減らすための努力が続けられています。

この 1F の現状を考慮し、様々な事象に対する環境影響を評価する方法として、数値シミュレーションは有効な手段と考えられ、原子力機構はこれまでに、港湾内の海水と放射性物質の移行を詳細に模擬するコードを開発し、放射性物質の港湾内での濃度分布を凡そ再現することに成功して来ました[1][2]。しかし、これまでのシミュレーションでは、港湾口を計算の境界として取り扱ってきたため、港湾外との海水流入出の効果を十分に考慮しておらず、港湾内への流出量が大幅に減少し港湾内外の濃度差が小さくなった昨今、港湾外をも含めた広範囲なシミュレーションによる評価が必要です。

この課題への対処法としては、これまでの1F 港湾内の計算領域を単純に沿岸域まで広げることで実現できそうですが、これまでの詳細な計算格子を用いて拡げたのでは、計算量が大幅に増加し現実的な時間で計算することが困難となります。そこで、図 1 のように計算対象領域を階層的に複数の領域に分割し、各々の計算格子幅を適切に調節し計算するシミュレーションコードを開発しました。この開発により、1F 港湾内から沿岸域も含む詳細なシミュレーションが初めて可能となりました[3]。

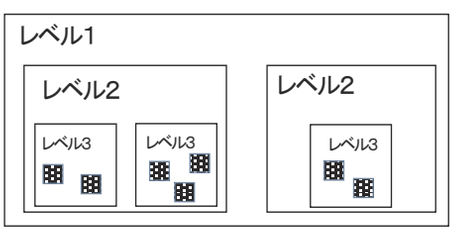


図 1　3 段の階層構造の模式図。
大きい領域（例：レベル１）内に小さい領域（例：レベル２，３）を配置し、階層構造を構成しています。沿岸域のような変化の少ないところは大きい領域に、港湾のように変化の大きいところは小さい領域（例：レベル３）に割り当て、それぞれの領域を適切な格子間隔で計算することで、高い精度を保ちながら計算量の増加を抑制しています。

(2) 階層構造を用いたシミュレーションコード

これまでに開発した港湾内専用の 3 次元シミュレーションコードでは、計算領域を等間隔に格子状に分割する必要がありました。その間隔が小さいほど高精度で計算できますが、計算量が大幅に増加してしまいます。1F 港湾内のように変化に富む領域では、数メートル単位の細かい間隔でシミュレーションする必要がありますが、港湾外をこの格子間隔で計算する必要はありません。沿岸

域のような比較的変化が乏しい領域では格子間隔を数百メートルから１キロメートル単位の粗い格子間隔としても、その流れ場等を十分に再現することが可能となります。こうして、領域を階層的に分割し、その領域の特徴に合わせて適切な格子間隔を用いて計算できるシミュレーションコードを開発しました。開発したコードでは海底や海岸等を考慮し、シミュレーションの対象範囲を図１のように階層的な領域に分割し、領域毎に格子間隔を調節することで計算量を大幅に減らしながらも、港湾内の詳細な海水流動を考慮し、且つ、それがどのように港湾外そして沿岸域へと拡散するかを高い精度で評価することが可能となりました。

(3) 開発したコードによるシミュレーション結果

シミュレーションする対象は、1F 港湾を含む福島沿岸域であり、その領域を図 2 に示します。6 段から成る階層構造を用いて 1F から沿岸域に放射性物質がどのように拡散するか、シミュレーションを行います。その際、最大（最外側）の領域の境界条件として、2014 年 10 月 13 日 0 時からの気象データ（台風通過時）を利用しました。また、1F の排水路（黄色矢印）からは放射性物質を含む淡水 0.01㎥/秒が港湾内に流出すると仮定し、36 時間後の結果を図 3(a)に示します。一方、比較のため同量の汚染水が港湾外に流出したケース（白矢印で示した地点で放出）を図 3(b)に示します。この結果から、港湾外に流出した場合は、沿岸域に広範囲に素早く拡がることが確認できますが、港湾内に流れ込んだ場合は、港湾内に滞留し拡散する範囲が港湾の近傍に限定されていることが確認できます（流出開始後の経過時間が同じ場合の比較です）[3]。以上から、今回開発した階層構造を利用するシミュレーションコードを用いることで、港湾内から沿岸域までの放射性物質の拡散を詳細且つ広範囲に評価することが可能であることが分かりました。

(4) まとめと今後の課題

階層構造を利用した 3 次元のシミュレーションにより 1F 港湾内を含む沿岸域の海水の流動を詳細に再現し、港湾内だけでなく港湾外にも流出する放射性物質の拡散をも評価することが可能となりました。その結果、1F 港湾には、流出した放射性物質を滞留させる機能があり、海洋への早期の拡散を抑える効果があることが確認できました。その一方、1F からの流出量が大幅に減少した現在、詳細且つ精度の高い放射性物質移行の評価を行うには異なる流出地点となっている河川等からの流出をも考慮したシミュレーションを実施していく必要があります。これらは今後の課題として研究開発を進めていく予定です。

本研究開発は、1F 廃炉・汚染水等の喫緊の課題へ機動的・組織横断的に対応することを目的として設置した 1F 廃炉対策タスクフォースの活動の一つとして電力中央研究所との共同研究の下、実施されました。

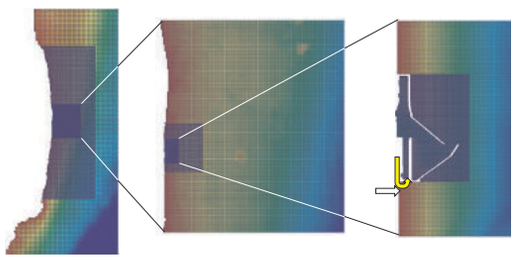
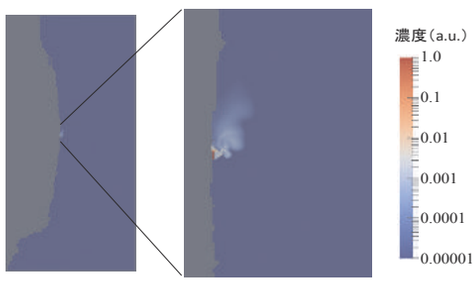
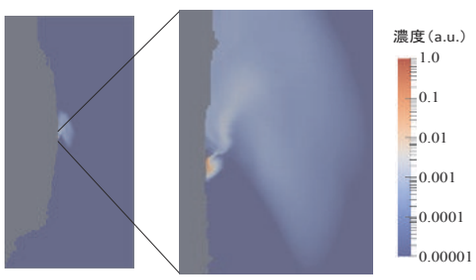


図 2　シミュレーションで用いる階層構造。
1F 港湾を含んだ沿岸域を 6 段の階層構造で構成し、港湾内の排水路（黄色矢印）および港湾外（白色矢印）の各々から汚染水が流出したケースをシミュレーションしました。



(a)　港湾内に流出した場合



(b) 港湾外に流出した場合

図 3　流出場所による放射性物質の拡散の違い
港湾内（排水路）及び港湾外に放射性物質が流れ込んだ際の拡散の比較。港湾内に流出すると拡散範囲がより限定されていることが確認できます（同じ 36 時間経過後の比較）。

《引用文献》
[1] *山田進　他，福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価（2）3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション，原子力学会 2016 年秋の大会要旨集，(2016)*
[2] *山田進　他，福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析：（2）シグマ座標系 3 次元シミュレーションによる海水流動場シミュレーション，原子力学会 2017 年春の大会要旨集，(2017)*
[3] *町田昌彦 他，福島第一原子力発電所港湾を含む沿岸域における放射性核種の環境動態，日本原子力学会 2017 年秋の大会要旨集，(2017)*

8-1　粘土鉱物のセシウム吸着機構解明

―土壌廃棄物の減容化に向けた取り組み―

原子力科学研究部門　物質科学研究センター　矢板　毅
原子力科学研究部門　物質科学研究センター　アクチノイド化学研究グループ　鈴木伸一、金田結依
原子力科学研究部門　物質科学研究センター　環境構造物性研究グループ　辻　卓也

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の事故により環境へ放出された放射性物質は、主に放射性セシウム（^{134}Cs、^{137}Cs）であり、事故当初から環境中の土壌に取り込まれ、膨大な汚染土壌を発生させた。本研究では、この膨大な ^{134}Cs・^{137}Cs 含有土壌の減容法研究について最近の成果を報告致します。

(1) はじめに

本汚染土壌から放射性セシウムを分離するため、これまでに多くの方法が提案されており、その一つに化学脱離（化学試薬を用いたセシウム脱離方法）があり、これまでに酸水溶液を用いる方法、アルカリ金属・アルカリ土類金属によるイオン交換を用いる方法など、多数報告されています。しかし、対象としている土壌が家屋の庭土（造成時の山土等）、学校等のグランドの土（山土、山砂、川砂）、畑土、田土など、土質が統一されていない点、採取地が異なるなど、化学除染の効果も客観性に乏しい技術も多いです。また、対象とする土壌の粒径などによってもその効果は大きく異なり、同一試料を用いた技術の検証等が必要と考えます。

事故後の初期段階で報告されているシュウ酸処理法は、粘土鉱物の層状構造を破壊することで表面や層間に吸着しているセシウムを脱離する方法であり、シュウ酸溶液中に溶解したセシウムの回収方法として無機材料であるゼオライト、チタン酸、プルシアンブルーなどの利用も報告されている。

これまでにセシウムは、土壌中の粘土鉱物の端の部分に濃縮し強く吸着されていることが報告されています。また、2:1 型の粘土鉱物は、Frayed edge sites(FES：ほつれた端面)と呼ばれる選択的にセシウムイオンやカリウムイオンと結合するサイトを持っています。そのためセシウムは層間に入り込み，土壌への固定が生じることがよく知られており、2:1 型の粘土鉱物の層構造に固定されたセシウムは、強固に固定され除去することが困難であると考えられています。

そこで筆者らは、１）物理的粉砕によりセシウムを脱離する方法、２）粘土の層状構造を破壊せずにセシウムを脱離する方法、による Cs 脱離法の検討を行いました。

1）物理粉砕によるセシウム分離法の開発

粘土鉱物おける Cs イオンの吸着サイトは、いくつか提案されていますが、その中でも層間サイトに強く固定されることが X 線吸収分光法(XAFS)により明らかになっています。層間サイトに吸着した Cs イオンの配位構造は、最近接として酸素元素、次近接としてシリコン元素の配位が強く観測されています[1-3]。この結果は層間サイトでの Cs イオンはばらつきの少ない局所構造を持っていることを意味しており、粘土鉱物中での Cs イオンの強い吸着を示唆しています。

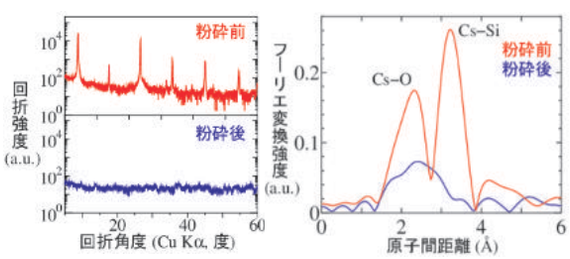


図１　粉砕による Cs 吸着構造の変化

粉砕前後の(左)X 線回折パターンおよび(右)Cs K 吸収端 XAFS により得られた動径分布関数です。右図の原子間距離は位相シフトを考慮していないため、実際より 0.5Å 程度短くなります。

粘土鉱物による不可逆的な Cs 吸着が層構造に由来すると考え、層構造と Cs イオンの局所構造の関係を調べました。遊星ボールミルを用いて 1 週間粉砕し、Cs を吸着させた黒雲母(Cs 濃度: 20 ppm)の構造を粉末 X 線回折及び Cs K 吸収端 XAFS により観察しました(図 1)。X 線回折の結果から、粉砕前の黒雲母は層構造に由来する鋭い回折ピークが見られるのに対し、粉砕後の試料では回折ピークは見られず、層構造を持たない物質に変性したことがわかります。また、図 1 右の動径分布関数を見ると、粉砕前は最近接の Cs-O 配位、次近接の Cs-Si 配位のピークが強く、層間サイトに強く吸着していることがわかります。粉砕後は明確なピークは現れず強い吸着構造を持っていないことがわかりました。粉砕前の黒雲母は層構造を保っており、Cs を層間サイトに強く固定していることがわかりました。それに対し、粉砕した黒雲母では、層構造を持たない物質に変性し、強い Cs 吸着構造も見られませんでした。このことから粉土鉱物の層構造を破壊

することで Cs が脱離しやすくなる可能性があると考えました。

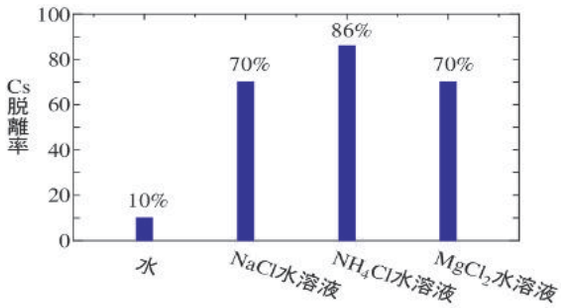


図2　粉砕による Cs 脱離

粉砕による溶液中への Cs 脱離率を求め、イオン交換反応により最大で約 9 割の Cs を分離できました。

そこでイオン交換反応によるセシウム洗浄法を検討しました。粉砕前の黒雲母にセシウムを飽和吸着(Cs 濃度: 1.5 wt%)させ、水、NaCl 水溶液、NH_4Cl 水溶液、$MgCl_2$ 水溶液を用いて 1 週間粉砕を行いました。粉砕後の溶液中に含まれる Cs イオン濃度と粉砕前の Cs 吸着量から Cs 脱離率を求めました(図 2)。その結果、最大で 86%の Cs を分離することができました。水と共に粉砕した場合、Cs イオンは固体部分(変性した黒雲母)に吸着している状態であるため脱離率が低いのに対し、塩と共に粉砕した場合はイオン交換反応により Cs イオンが溶液中に脱離したと考えております。更にこの結果はイオン交換反応により Cs イオンの分離がコントロール可能であることを示しています。構造解析と合わせた粉砕法の検討により、分級後の処理としてプロセス親和性が高く、低コスト・低環境負荷である実機適用可能な技術として期待できます。

2) 水和構造を使用した化学脱離方法の開発

粘土の層状構造を破壊せずにセシウムを脱離する方法としては, Structure Making Ions を使用した水のネットワーク構造を粘土層間に構築し、層間を拡げることに着目し、粘土層間に強固に吸着したセシウムの脱離手法の開発を試みました［4］。

試験には 2:1 型の粘土鉱物の風化黒雲母（福島県産)、黒雲母（インド産：ニチカ製）及びイライト（Imt-1：アメリカ粘土学会標準試料）を用いました。その結果、風化黒雲母、黒雲母及びイライト共に層間が最大 14 Åに拡張することを確認しました（図 3)。また、Cs 脱離率も層間を広げることで大幅に向上すること(最大で 65%)

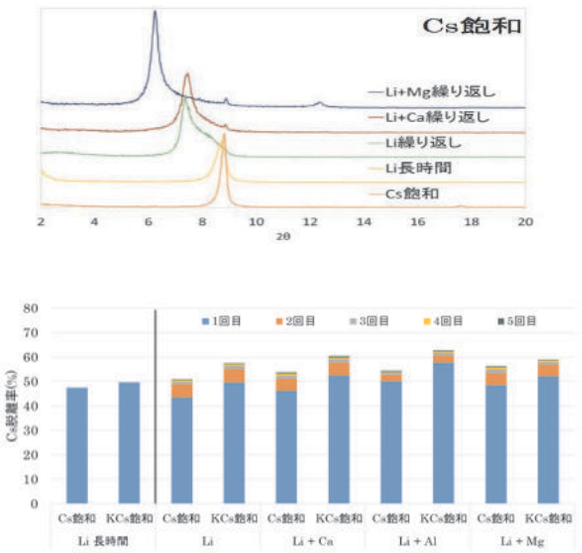


図 3　化学処理による黒雲母の層間の変化（上図）と Cs 脱離率の比較（下図）

Cs を飽和させた風化黒雲母（上図の一番下の図）では、層間が閉じていることを示しております。Li+Mg（上図の一番上の図）では、層間が約 14 Å に拡張しました。脱離率の比較では、相関を広げることで最大約 65%の脱離ができました。

が明らかになりました。一方で層間を拡張させても脱離できないセシウム（拡張した層間に強固に吸着している）の存在も明らかになりました。

水の構造化により層間を拡張させた黒雲母を用いたセシウムの吸着試験を行いました。その結果、約 3.2 mg 程度であった Cs 吸着量は、約 3 倍の 9.3 mg の Cs を吸着することが示されました。粘土鉱物（バーミキュライト等）は、放射性廃液中のセシウムの補足材として米国で 1950 年代、日本でも 1960 年代にその有効性は確認されております。水の構造化を促進するイオンを用いた層間制御された粘土鉱物は、より有効なセシウム補足材；ジオマテリアルとしての可能性を示すことができました。

今後、積極的に層間を広げた黒雲母等は、汚染土壌からのセシウムの回収（除染）及び膨大な汚染土壌の減容化研究への応用が期待されます。

《参考文献》
・矢板 他, “福島の環境回復に向けた取り組み 第 4 回 汚染土壌の除染、減容化および再生利用を目指した物理処理及び新しい熱処理法開発への試み”, 日本原子力学会誌「アトモス」, **59**, 483 (2017).

《引用文献》
[1] *B. C. Bostick, et al., “Cesium Adsorption on Clay Minerals: An EXAFS Spectroscopic Investigation”, Environ. Sci. Technol., **36**, 2670 (2002).*
[2] *T. Tsuji, et al., “Local Structure around Cesium in Montmorillonite, Vermiculite and Zeolite under Wet Condition”, Clay Sci., **18**, 93 (2014).*
[3] *T. Yaita, et al., “Investigation of Cesium Sorption Mechanisms into Clay Minerals”, Global Environ. Res., **20**, 33 (2016)*
[4] *Y. Marcus,* Chem. Rev., *109, 346-1370 (2009)*

8-2　計算科学で探る粘土鉱物の原子レベル構造

―土壌中の粘土鉱物による強い放射性セシウム吸着能の解明に向けて―

システム計算科学センター　シミュレーション技術開発室　奥村 雅彦
システム計算科学センター　町田 昌彦

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故により放射性セシウムが環境中に放出され、その多くは土壌表層に強く吸着されました。その後、大規模な除染作業によりその一部は除去されましたが、除去土壌等が大量に発生し、その管理や処分が新たな課題となっています。この除去土壌を十分に減容できれば、貯蔵施設や処分場の立地面積を減らす事が可能になり管理も容易になりますが、その技術は未だ開発途上です。もし、放射性セシウムの土壌等への吸着化学形態を理解する事ができれば、それを基に減容技術開発が加速すると期待されます。しかし、吸着は原子レベルの現象であり、現在の先進的な実験観測技術を利用しても観測は難しく、吸着現象の解明は簡単ではありません。このような問題に対しては、原子レベルの構造を詳細に調べる事が可能な数値シミュレーションが力を発揮すると考えられて来ました。実際、これまでの研究により、放射性セシウムは土壌の主要構成物である粘土鉱物の風化した結晶端面に強く吸着されることが明らかにされました[1]。しかし、周囲が常に水分子に囲まれている環境の効果を簡単化したため、吸脱着の過程を十分に理解できたわけではなく、シミュレーションの精緻化が求められていました。そこで、第一原理計算法と呼ばれる高精度な原子レベルのシミュレーション手法を用いて、結晶端面とその近傍の水分子の原子構造を調べました。その結果、水素結合という弱い結合がネットワークを形成することで、端面近くの水分子が安定に鉱物結晶端面に吸着した状態にある事が明らかとなりました。

(1) はじめに

2011 年に発生した 1F 事故により、放射性セシウムが環境中に放出され海及び地上に降着しましたが、地上では土壌表層に強く吸着されたため、空間線量率は長期に渡り減衰しないことが判明し、除染が行われました。実際、国及び自治体による大規模な除染により空間線量率は低減し、避難地域の住民帰還が一部実現しました。しかし、除染により放射性セシウムを含む大量の除去土壌が発生し、その処分方法や長期に渡る管理が新たな課題となっています。

除去土壌を安全に管理するためには、その減容が望まれます。例えば、減容が実現すると、処分場等の立地面積を減らすことが可能となる他、除染土壌の輸送量も少なく済むため、様々な負担が軽減されると期待されます。しかし、現在、種々の減容技術が研究開発段階にあり、効率的かつ経済的に優れた決定的な減容技術は未だありません。減容技術の開発が進まない理由として、放射性セシウムがどのように土壌に吸着しているのかという基本的な科学的知見が欠如していることが一つの大きな要因として挙げられます。

土壌による放射性セシウムの吸着現象については、長い研究の歴史があり、土壌中の粘土鉱物が放射性セシウムを強く吸着している事がわかっています[2]。粘土鉱物は土壌中の直径 2μm 以下の粒子を指し、主にシリコンとアルミニウムからなるシートの間にカリウム等のイオンが挟まっているサンドイッチ構造を有しています(図1)。図１に示されたシート状の表面を「基盤表面」、それに直行する方向の端面を「エッジ」と呼びます。エッジは基盤表面と比べて面積が小さく、濃度が低い場合（今般の事故環境に対応）には、エッジによる強い吸着が起こる一方、高い場合には基盤表面による弱い吸着が支配的になると考えられています。しかし、なぜエッジが強くセシウムを吸着するのか、その原因は十分に理解されていません。

粘土鉱物のエッジの構造は原子レベルであり、現代の最新実験観測技術を用いても、その観測は容易ではあり

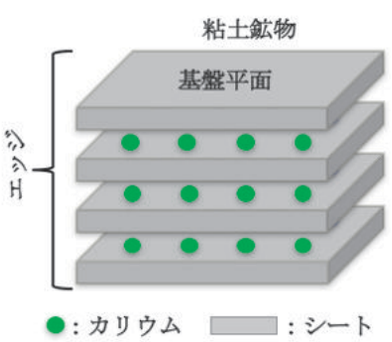


図 1　粘土鉱物構造の概念図

粘土鉱物は主にシリコンとアルミニウムからなるシートの間にカリウムが挟まった構造となっています。セシウムはこのカリウムとの交換によって粘土鉱物に吸着しますが、そのメカニズムの全容は明らかになっていません。

ません。そこで、数値シミュレーション技術を用いてエッジのモデルを作成し、その性質を調べる研究が活発に行われてきました。その構造は強いセシウム吸着の原因解明に直接関係しますが、多くの謎が残されています。例えば、図 2 はエッジのモデルの一つですが、水分子がなぜエッジの近くで安定に存在できるのか、その原因はわかっていませんでした。

(2) 研究内容

なぜ、水分子がエッジに安定に存在するのか？その原因を明らかにすることを目標として、粘土鉱物のモデルを構築し（図 2 上）、精度の高い数値シミュレーション手法（第一原理計算法）を用いてエッジの構造を求め、水分子との結合の詳細を調べました。

まず、水分子とエッジの周りの電子分布について調べたところ、水分子とエッジのアルミニウムは電子を共有していない一方、同じアルミニウムに結合しているヒドロキシル基（OH 基）はアルミニウムと電子を共有しており（図 2 左下）、それらは異なる化学結合である事が分かりました。原子同士が電子を共有する化学結合は「共有結合」と呼ばれ、結合強度が強い事が知られています。つまり、エッジのアルミニウムはヒドロキシル基と共有結合によって強く結びついている一方、水分子との結合は弱い事がこの解析からわかりました。それでは、なぜ水分子はエッジに安定に存在できるのでしょうか。それを調べるため、次に、エッジに結合している水分子とヒドロキシル基の O-H 結合の向きを調べました（図 2 右下）。その結果、それぞれの水素は他の酸素と H-O-H の形で引き合っており、それらの間の距離は約 2Å程度と短い事が明らかになりました。このような H-O-H の形の結合でお互いの距離が十分に短いものは「水素結合」という結合として知られています。つまり、エッジにおける水分子は、図 2 右下に示されるように、水素結合のネットワークを作っており、一対一ではその水素結合は弱い結合にもかかわらず、ネットワークを形成することで安定した吸着が実現している事が分かりました。

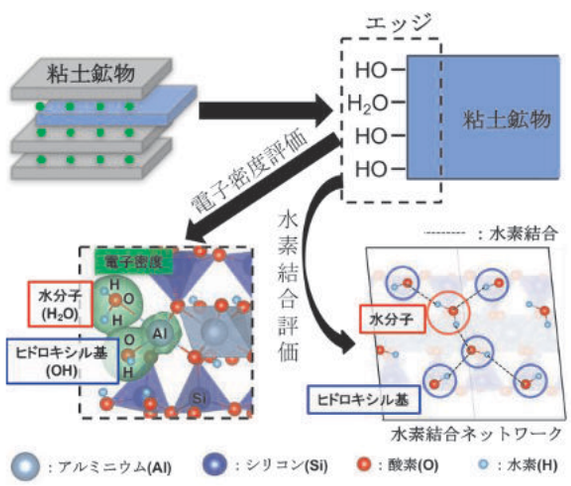


図 2　粘土鉱物モデルと電子密度・水素結合ネットワーク

粘土鉱物のモデルを構成し、密度汎関数法で最安定構造を求めました。左下図はエッジのアルミニウムとそれに結合するヒドロキシル基と水分子の電子密度を、右下図はエッジにおける水素結合ネットワークを図示したものです。

(3) まとめと展望

放射性セシウムを強く吸着すると考えられている粘土鉱物のエッジについてモデルを構築し、第一原理計算手法を用いて水環境下での安定構造を決定しました。このモデルを用いて、水分子とヒドロキシル基（OH）とそれらが結合するアルミニウムの電荷分布を調べたところ、ヒドロキシル基だけが共有結合を形成している事がわかりました。そして、更にその構造を詳細に調べることにより、水分子はそれらのヒドロキシル基と水素結合のネットワークを形成している事がわかりました。水素結合は単体では弱い結合ですが、ネットワークの形成によって強い結合となり、水分子が安定にエッジに吸着できる事がわかりました。

この研究成果により、水分子がエッジに吸着する原因がエッジのヒドロキシル基との水素結合ネットワークの形成によるものである事が明らかになりましたが、この吸着している水分子はセシウムの吸脱着に大きな影響を及ぼすと推定されます。今後はセシウムがエッジに接近した際の水分子の安定性や、水分子の有無によるセシウム吸着強度の違い等を課題として研究を進めて行く予定です。計算科学は粘土鉱物のエッジ等、実験や観測が難しいミクロな対象に対しても、その物性を詳細に評価する事が可能です。実験・観測と相補的研究を行うことで減容化技術開発に貢献し、除染除去土壌の安全な長期管理に資する科学的知見の提供を目標として研究開発を続けていきます。

《参考文献》
M. Okumura, M. Sassi, K.M. Rosso, and M. Machida, “Origin of 6-fold coordination aluminum at (010)-type pyrophyllite edges”, AIP Advances **7**, 055211 (2017).

《引用文献》
[1] *M. Okumura, H. Nakamura, M. Machida, “Mechanism of Strong Affinity of Clay Minerals to Radioactive Cesium: First-Principles Calculation Study for Adsorption of Cesium at Frayed Edge Sites in Muscovite”, Journal of the Physical Society of Japan, 82, 033802 (2013).*
[2] *B. Sawhney, “Selective Sorption and Fixation of Cations by Clay Minerals: A review”, Clays and Clay Minerals, 20, 93-100 (1972).*

9-1　被ばく評価（1）

ー個人線量評価に関する研究への取り組みについてー

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　佐藤 哲朗、齋藤 公明

原子力機構は、避難指示区域を含む自治体を対象に、帰還後に想定される生活行動パターンを考慮した個人被ばく線量を推定する研究を実施してきました。ここでは2014年度から2016年度まで3年間にわたり実施した調査の方法とその結果について紹介します。

(1) はじめに

被ばく線量は住民の方々が将来の生活を計画するため、また行政が放射線防護に関わる施策を決定するための重要な情報です。被ばく線量評価法として、航空機サーベイ等により得られたその地域の代表的な空間線量率から単純な仮定を置いて推定する方法が事故直後から用いられました。この方法は簡易に被ばく線量を推定することができますが、被ばく線量推定の精度は高くないことが明らかになっています。より精度の高い個人の被ばく線量を把握するために、個人線量計を用いた測定が広く実施されてきました。この方法は被ばく線量を評価するための有効な手法ですが、未だ帰還していない住民の方の被ばく線量を推定することはできません。

原子力機構は、帰還を検討している住民の方々の被ばく線量を現実的に推定するために、上記2つの方法の中間に位置する新たな被ばく線量の推定手法を考案し、調査を実施してきました。2014年度に初回の調査を行い、2015年度、2016年度は原子力規制庁からの委託事業「生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定事業」の技術指導を行う形で調査に参加しました。

(2) 生活行動経路に着目した被ばく線量推定手法

図1に、本調査において考案した被ばく線量評価方法の概念図を示します。この調査では、まず評価対象となる住民の方に対して帰還後に想定される生活行動パターンの聞取り調査を行いました。この聞取り調査では、どの場所に何時間滞在するか、移動する際にはどのような移動手段で、どのような経路を通って移動するか等を具体的に聞取りました。一人の方に対して、平日と休日のパターン、季節ごとのパターン等、複数の生活行動パターンの聞取りを行いました。次に、聞取り調査の結果を基に、行動経路全てを網羅するように移動サーベイシステムKURAMAを用いた空間線量率の測定を行いました。移動経路については、聞取った移動手段に忠実に（例えば、車での移動が想定される経路については測定器を車に積込んで）測定を行いました。

上記の空間線量率の測定結果に、聞取り調査で得られた各場所の滞在時間を掛け合わせて24時間にわたって積算することにより、1日の積算空間線量を推定しました。

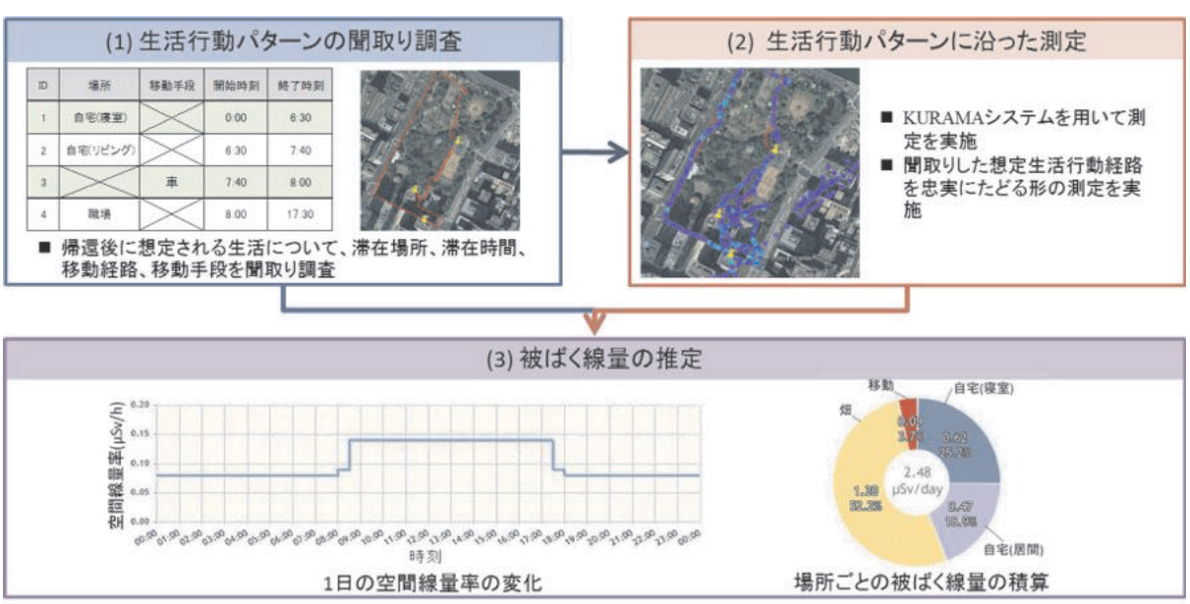


図1　被ばく線量推定手法

表１　調査対象地域、測定期間、対象人数

年度	自治体	聞取り調査の期間	測定期間	区域ごとの調査対象者の人数 (測定実施時点の区域設定によって分類)		
				避難指示区域外	避難指示解除準備区域	居住制限区域
2014	楢葉町	2015/1/14 - 21	2015/1/22 - 2/12	-	11	-
2015	川俣町	2015/9/1 - 10/ 9	2015/10/8 - 11/17	5	22	2
	富岡町	2015/11/26 - 12/22	2015/12/1 - 22	2	9	14
	葛尾村	2015/10/29 - 11/20	2015/11/14 - 20	-	10	1
2016	川俣町	2016/9/30	2016/10/12 - 14	2	9	-
	楢葉町	2016/10/12 - 14	2016/10/19 - 20	55	-	-
	富岡町	2016/10/26 - 27	2016/11/11 - 16	4	7	14
	大熊町	2016/10/19 - 21	2016/11/17 - 24	7	-	-
	浪江町	2016/10/31	2016/11/1 - 21	1	15	13

各パターンに従って年間で費やす日数を考慮し、年間の積算空間線量を評価しました。このようにして算出された積算空間線量に換算係数を掛けて実効線量を評価しました。さらに、KURAMA から得られたガンマ線エネルギー分布の情報から自然放射線による線量を算出し、追加被ばく線量を求めました。

(3) 個人被ばく線量の推定結果

表 1 に、各年度の調査対象地域、調査期間、調査人数を示します。図 2 に、本研究にて推定した年間の被ばく線量について、区域ごとに集計した結果を示します。全て2017年4月までに避難指示が解除された地域のデータです。全 203 名の対象者のうち、自宅内の空間線量率測定ができなかった 14 名については集計から除きました。区域ごとに被ばく線量の分布の傾向は異なりますが、全調査対象者の76%は年間追加被ばく線量が1 mSv以下であると推定されました。

図 3 に、本研究にて調査した生活行動経路における各場所の滞在時間の集計結果を示します。屋内での生活時間が全体の 87%を占めるという結果になりました。このことから、自宅や学校等の空間線量率が個人被ばく線量に与える影響が大きく、被ばく線量の評価においては屋内の空間線量率の測定が重要であると言えます。

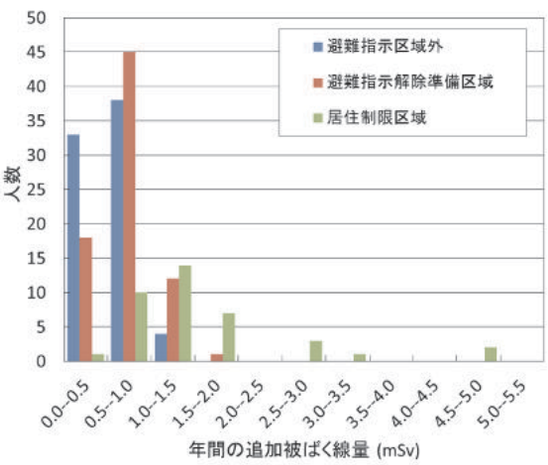


図２　年間の追加被ばく線量推定結果

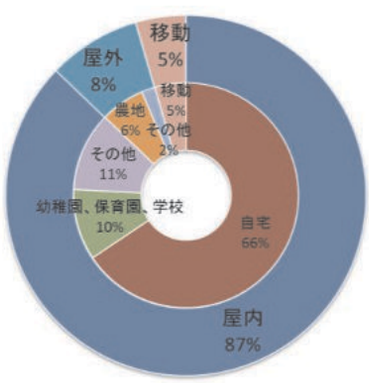


図３　場所ごとの滞在時間

本研究は、原子力規制庁からの委託事業「平成 26 年度東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発事業」「生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定事業」の成果の一部です。

《参考文献》

- 原子力規制委員会(2013), “帰還に向けた安全・安心対策に関する基本的考え方（線量水準に応じた防護措置の具体化のために）原子力規制委員会ホームページ https://www.env.go.jp/jishin/rmp/conf/10/ref04.pdf
- 佐藤哲朗, 斎藤公明, “生活行動経路に沿った空間線量率測定に基づく被ばく線量の推定”, 原子力規制庁委託事業「平成 26 年度東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」事業　成果報告書 Part1, p58 (2014) 日本原子力研究開発機構ホームページ http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/11000/10921/31/1-4_H26hokousurvey.pdf
- 原子力規制庁, 平成 27 年度「生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定事業」成果報告書 (2016), http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/13000/12008/view.html
- 原子力規制庁, 平成 28 年度 「生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定事業」成果報告書 (2017), http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/14000/13166/view.html

9-2　被ばく評価（2）

－全身カウンタ（WBC）による測定と結果の評価－

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　放射線計測技術グループ　竹安 正則、山崎 巧、吉田 直昭、
冨田 剛、圷 雄一郎、川上 一夫、菊地 雄也、圖師 諒史、金子 一哉

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う住民の方々の内部被ばく検査は、事故直後の 2011 年 3 月下旬に原子力災害対策本部が実施した甲状腺への放射性ヨウ素蓄積量に関するスクリーニング検査に始まりました。その後、福島県が中心となり、住民を対象とした全身カウンタ（ホールボディカウンター；以下 WBC と呼びます。）を用いた体内放射能の測定（以下、この業務を「県民 WBC 調査」と呼びます。）が実施され、2017 年度も継続した検査を行っており、その状況を報告致します。

(1) はじめに

原子力機構における「県民 WBC 調査」は、2011 年 7 月から開始され、2017 年 10 月末までに延べ約 9 万人の方々の測定を終えています（表 1）。この測定において、当初は東海村の拠点に設置されている据置型 WBC や原子力緊急時支援研修センター(NEAT)の WBC 車を用いましたが、2013 年 3 月からは、福島環境安全センターに導入された WBC 車２台を用いています(図 1）[1] [2]。



図 1　WBC 車

(2) 内容

WBC 車には、WBC の他、衣服等に付着した放射性セシウムが体内に摂取されたものであるとの誤った測定を防止するため、専用の体表面モニタも配備しています。このモニタによるアルファ線及びベータ線の測定により被検者の体表面に汚染が付着していないことを確認します。

その後、立位型 WBC にて体内から放射されるガンマ線を測定します。

測定結果は、図 2 に示すようなガンマ線スペクトルが得られます。なお、NaI（Tl）シンチレーション検出器を用いていますので幅の広い山形のピークとなります。

この山形のピークの位置が放射性核種から放射されたガンマ線のエネルギーを示します。図 2 のスペクトルは ^{134}Cs と ^{137}Cs が検出された有意検出者の例を示します。これに対して未検出者では ^{134}Cs と ^{137}Cs のピークが見られません。又、未検出者であっても ^{40}K のピークが見られますが、これは体内に存在する天然の放射性カリウムによるもので、概ね 3,000～6,000 Bq の範囲でした。

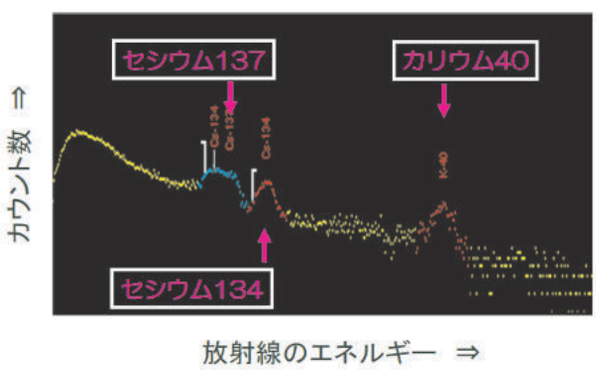


図 2　WBC によるガンマ線スペクトル（測定例）

なお、2017 年度は、2 台の WBC 車を用いて福島県内と東海村内で検査を実施しています。

(3) 成果およびまとめ

事故直後、検出下限値を超えて測定された原因は、主に放射性物質を含む空気を吸入したことによる吸入摂取でした。そこで 2011 年 7 月から 2012 年 1 月までの内部被ばく評価は、WBC で測定された体内の放射性物質は、放出が始まった 2011 年 3 月 12 日に吸入摂取したものが時間の経過とともに物理的に減衰したものや人体の代謝にともない生物学的に減少したものとする保守的（過大）な仮定のもとで実施しました。2011 年度に原子力機構が実施した「県民 WBC 調査」において測定を受けられた方は約 14,500 人ですが、このうち約 99.8%の方の内部被ばくに係る実効線量[注] は 1 mSv 未満でした。1 mSv を超えた方が約 0.2%おりましたが、最大の方の実効線量でも 3 mSv でした。又、2012 年 3 月以降 1mSv を超える方は見られなくなりました（表 1）。

なお、代謝により体内の放射性セシウムが半分になるま

での時間を生物学的半減期と呼びますが、成人で約３カ月、子供で約１～２カ月と言われています。2012 年初めには測定結果の殆どが検出下限値を下回るようになり、事故直後に吸入摂取したとする評価は実態にそぐわなくなりました。わずかに検出下限値を上回った方にお伺いした結果、これらは食品を通した経口摂取の可能性が推察されました。そこで 2012 年２月１日以降の福島県が実施している県民健康調査の評価は、日常的な経口摂取を仮定した方法となりました。すなわち、2011 年３月 12 日から測定日前日まで、毎日放射性セシウムを同量ずつ経口摂取したと仮定した場合の当該１年間の実効線量を評価しています。現在、検出下限値をわずかに上回る程度の測定結果が得られた場合は、市場に流通していない食品から摂取した可能性が高く、一時的な摂取と考えられますが、保守的な評価方法として日常的摂取での評価が採用されました。現在もこの評価方法を継続しています。

さらに、原子力機構は、この「県民 WBC 調査」において、実際に県民の皆様の体内放射能を測定するだけではなく、「内部被ばく検査における Q&A 集」の作成、受検者等を対象としたコールセンターを設け電話相談を行ってきました。

2017 年度からは、県民の皆様への検査結果の説明を検査実施後すぐに実施するように変更しました。図３に、検査結果の説明風景を示します。これまでは、検査結果を後日住民の方々へ郵送し、質問についてはコールセンターで対応する方式をとっていました。変更にあたっては、WBC 検査技師の検査結果説明技能の向上に係る講習会を開催しました。それにより、検査結果説明の内容の統一化を図りました。また、Q&A 集を用いた質疑応答技能の向上等、分かり易い説明の仕方についても訓練を実施しました。

又、福島県の市町村、保健所等の WBC 検査に携わる職員の方々から寄せられる測定方法、装置の維持管理、測定結果の評価、通知・記録等に関する質問に対して技術的助言を行っています。



図３　WBC 検査結果の説明風景

「県民 WBC 調査」の測定結果はご本人へ通知するほか、福島県へも報告しています。福島県は、原子力機構が実施した結果も含めて全体の結果を取りまとめ、ホームページ等で定期的に公開しています[3]。

本研究には、福島県からの受託研究「ホールボディカウンター（WBC）検査による福島県民健康調査支援業務」の成果の一部が含まれています。

注）一般公衆の方の内部被ばく線量は、成人については 50 年間、子供や幼児については 70 歳までの間に受ける線量を総計した預託実効線量にて評価しますが，本項では単に「実効線量」と表記しました。

表１　原子力機構におけるホールボディカウンタ（WBC）による県民健康調査における測定結果

	受検者数			実効線量	
	18 歳未満	18 歳以上	総数	＜1mSv	≧1mSv
2011 年度(2011 年７月～)	9,738	4,810	14,548	14,525	23
2012 年度	20,955	5,540	26,495	26,495	0
2013 年度	14,865	5,888	20,753	20,753	0
2014 年度	21,310	421	21,731	21,731	0
2015 年度	1,754	1,904	3,658	3,658	0
2016 年度	1,601	1,370	2,971	2,971	0
2017 年度 10 月末まで	24	280	304	304	0
合計	70,247	20,213	90,460	90,437	23

《参考文献》 [1]C. Takada, et. all, Evaluation of Internal Exposure of the Workers and the Residents Caused by the Fukushima Nuclear Accident, Proceedings of The 13th International Congress of the International Radiation Protection Association, (2012). http://www.irpa13glasgow.com/information/downloads/ (File P12.22.doc).
[2]T. Momose, et. all, Whole-body Counting on Fukushima Residents after the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, NIRS-M-252 (2012)p67-82
[3]福島県, 「ホールボディカウンターによる内部被ばく検査　検査の結果について」：https://www.pref.fukushima.lg.jp/site/portal/ps-wbc-kensa-kekka.html (2017 年 12 月閲覧)

9-3　除染推進活動（1）

―福島での除染活動推進に係る取り組み―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境回復推進グループ　　川瀬 啓一、渡邊 雅範

福島環境安全センターにおいて、環境省や自治体などが進める除染活動に対する様々な技術支援を行っています。2016 年度における除染活動の推進に係る取り組みについて、主な活動実績を紹介します。なお、本件は、「平成 28 年度除染関係基準等に係る調査検討業務」で実施したものです。

(1) 国（環境省）への支援活動

①除染効果の維持確認調査

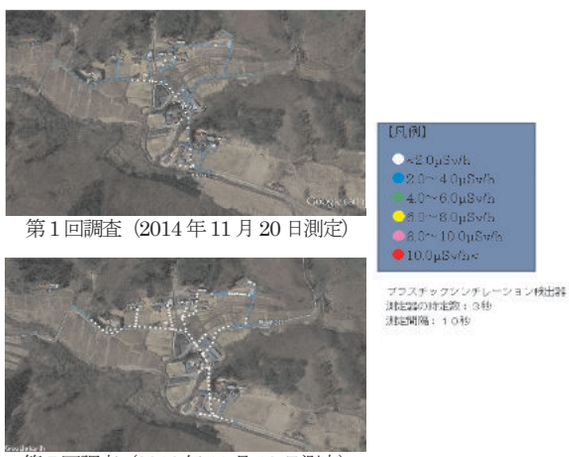
環境省の要請により、除染作業後に除染の効果が維持されているかを調べるため、前年度に引き続き、「除染モデル実証事業（2011 年度実施）で除染を実施した 18 地区のうちの 15 地区」及び「帰還困難区域における除染モデル実証事業（2013 年度実施）を実施した浪江町、双葉町の 6 地区」の空間線量率の追跡調査を実施し、除染直後測定結果とこれまでの測定結果との比較を行いました。これらの調査は、事前に設定した定点での空間線量率の測定と歩行モニタリング・マッピング測定装置（ガンマプロッタH）による歩行サーベイの 2 つの方法で実施しました。

除染モデル実証事業の 15 地区については、2016 年度は 2 回（第 12 回：2016 年 5 月～7 月、第 13 回：10 月～11 月）の調査を実施しました。定点測定の結果、巻末図版 1 に示す通り、第 1 回調査の空間線量率を基準としたときの各地区の平均の空間線量率の推移は、14 地区全てで第 1 回の調査以降連続して低下しており、除染の効果が維持されていることが確認できました。また、第 1 回調査から第 13 回調査の空間線量率（平均値）の変化割合（以下、「線量比」という。）と同期間の放射性セシウムの物理減衰による変化の割合と比較すると、後者が約 60%に低下するのに対し、各地区の線量比はそれよりも低い値を示していました。空間線量率の低減率の大きな地区は、調査地区及びその周辺でこれまでに実施された本格除染の効果が現れていると考えられます。

また、帰還困難区域における除染モデル実証事業の 6 地区については、2016 年度は 2 回（第 6 回：2016 年 6 月、第 7 回：11 月）の調査を実施しました。

定点測定の結果、巻末図版 2 に示す通り、第 1 回調査の空間線量率を基準としたときの各地区の平均の空間線量率の推移は、6 地区全てで第 1 回の調査以降連続して低下しており、この調査においても除染の効果が維持されていることが確認できました。また、除染直後の平均の空間線量率を 100%としたときの空間線量率（平均値）の推移を比較すると、除染直後と第 7 回調査の期間の線量比は約 50%で、同期間の放射性セシウムの物理減衰を考慮した値の約 70%より低い値でした。

また、ガンマプロッタ H による測定においても、第 1 回調査の空間線量率を基準としたときの各地区の平均の空間線量率の推移は、21 地区全てで第 1 回の調査以降連続して低下しており、除染の効果が維持されていることが確認できました（図１）。



第 1 回調査（2014 年 11 月 20 日測定）

第 7 回調査（2016 年 11 月 10 日測定）

図１　ガンマプロッタ H での測定結果の例
（帰還困難区域モデル実証事業の調査地区）

②保管されている除去土壌等の放射性物質濃度評価

廃校となった学校施設において、校庭の一部分および体育館裏側の２箇所（合計３箇所）に、校庭や公園等の地表面に沈着した放射性セシウムを含む除去土壌等が集約して地下保管されていました。今後、校庭部分の埋設箇所の上に建物の設置が計画され、埋設除去土壌等を掘り出して移設することになり、埋設土壌及び埋設部周囲の土壌の放射能濃度評価の依頼を受け、現地における汚染状況について調査を実施しました。

③ため池の底質除去による放射線量の低減効果の予測評価

事故により放出された放射性物質が底質に沈殿した農業用ため池等では、満水時には、水による遮へい効果によってため池近傍における放射線量に影響を与えること

はほとんどないが、渇水時に放射性物質を含む底質が露出することにより、ため池周辺での放射線量に影響を与える可能性があります。そこで、環境省福島環境再生事務所の依頼を受けて、底質の除去による周辺の放射線量低減の効果についての予測評価を実施しました。（図２）その結果、底質汚染物の除去により線量率の低減に効果があるという評価結果が得られました。

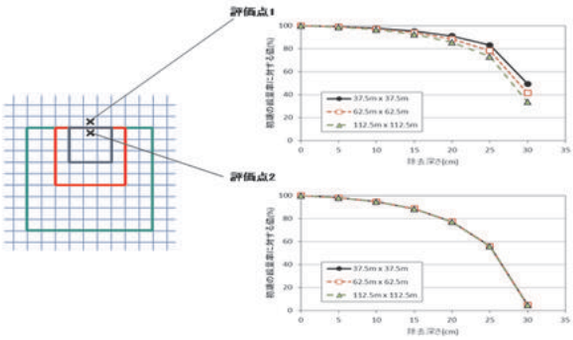


図２　ため池の底質除去による予測評価の解析

(2) 自治体への支援活動

①放射線モニタリング評価

福島県内の自治体からの依頼を受け、遊歩道（サイクリングロード/遊歩道）の空間線量率測定、同遊歩道を利用する際の被ばく線量評価を除染活動推進員と協力して実施しました。測定・評価では、ガンマプロッタＨを使用した歩行モニタリング及び積算線量計（DOSE-e）を着用し、遊歩道、サイクリングロードの経路にて散策時や休憩時の個人被ばく線量について評価を実施し、利用頻度の違いによる推定個人被ばく線量の評価結果を自治体に報告できました。（図３、表１）



図３　遊歩道の空間線量率分布

表１　利用者の推定個人被ばく線量（年間）

利用頻度	年間当たりの推定被ばく線量*［mSv］
年１回（片道）	0.47×10^{-3}
月１回（年 12 回：片道）	5.7×10^{-3}
週１回（年 53 回：片道）	0.025
隔　日（年 183 回：片道）	0.087
毎　日（片道）	0.18
毎　日（往復）	0.35

②復興に係る技術支援

福島県内外からの要請に応じて、河川公園等での空間線量率測定・評価、除染活動支援システムを用いた線量予測シミュレーションや車載型高感度可搬ゲルマニウム測定システムを用いた放射性物質濃度の評価等の技術支援を行いました。福島県内の自治体からの要請対応の一例として、牧草地跡を復興利用するため、ガンマプロッタＨでの空間線量率の測定と土壌分析（Ge 半導体検出器による）を実施し、自治体の今後の計画策定への支援ができました。（図４、図５）。



図４　福島県内での自治体への復興活動支援の例（空間線量率分布）



図５　福島県内での自治体への復興活動支援の例（土壌測定）

③除染推進支援

相馬市より提供された線量率データを用いて、除染活動支援システム”RESET”により同地区の空間線量率マップを作成するとともに、土地利用毎のウェザリング効果の違いを適切に考慮することにより空間線量率の減衰を精度よく予測する「空間線量率減衰の２成分モデル」を用いて 10 年後までの空間線量率の推移予測を行い（図６）、物理減衰よりも早く減衰する結果が得られました。

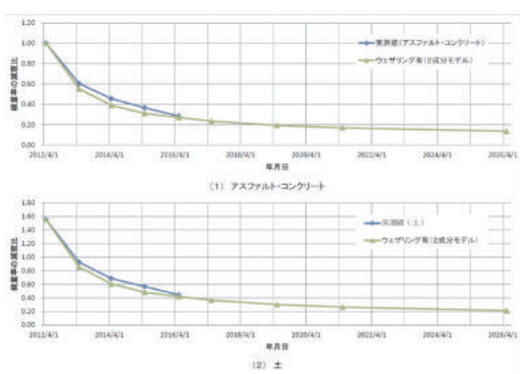


図６　福島県内での自治体への除染推進支援の例（空間線量率の推移予測）

これらの支援活動の他、除染に関する自治体等の問合せ対応や自治体が実施する実証試験的など除染事業支援、航空機モニタリングにおいて測定された特異的に線量の高い地点の調査などの支援を前年度に引き続き実施し、本格的な除染活動が円滑に進むように支援ができました。

9-4　除染推進活動（2）

―帰還困難区域における除染シミュレーションと将来の線量予測―

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　環境回復推進グループ　山下卓哉、沢田憲良

2016 年 8 月、政府の原子力災害対策本部より、2017 年度より 5 年を目途に復興拠点の避難指示解除を目指す「帰還困難区域の取り扱いに関する基本方針」が示されました。原子力機構は、復興を目指す国や自治体への情報提供を目的に、除染活動支援システム“RESET（The Restoration Support system for Environment）”を用いて帰還困難区域における除染シミュレーションを実施しました。

(1) はじめに

RESET[1]は、除染直後の空間線量率や除染後数年経過した後の空間線量等を予測することにより、効率的・効果的な除染の実施や除染を行う際の除染計画立案を支援するために原子力機構が開発したシステムです。（図 1）RESET は、原子力規制委員会が公開している航空機モニタリングや走行サーベイ等のモニタリング情報に加え、国土地理院の電子地形データや土地利用データ等を有しており、これらを活用することによりデータの入力作業が容易に行えます。除染前に測定された 1 m高さの空間線量率を入力すると、RESET に組み込まれた広域環境放射能除染効果予測システム（ANSWER-DE）による 3 次元地形の効果を考慮したシミュレーション解析により、除染対象の表面汚染密度と除染後の空間線量率を精度良く予測することができます。

RESET は、環境省や福島県、除染特別地域及び汚染状況重点調査地域の 12 市町村等で利用された他、原子力機構が国や自治体からの依頼を受けて、効果的な除染方法や除染範囲の検討、将来の線量率の予測等を行い、除染実施に係る助言や情報提供を行ってきました。以下では、帰還困難区域全域の宅地と農地を対象に実施した除染シミュレーションと将来の空間線量率の予測結果について紹介します。尚、このシミュレーションは、原子力機構が研究の一環として独自に実施したものです。



図 1　除染活動支援システム“RESET”

(2) シミュレーション結果

図 2 に避難指示区域の概念図を示します。赤色で塗られた区域が帰還困難区域です。現在、帰還困難区域を有する自治体により「特定復興再生拠点区域復興再生計画」の策定作業が進められており、一部の自治体は既に国の認定を受けていますが、シミュレーションを開始した時点では復興再生拠点の候補地が確定していなかったことから、復興再生拠点の候補となり得る、森林を除いた帰還困難区域内の全ての宅地と農地を対象にしました。

シミュレーションに用いた空間線量率は、原子力規制委員会から公開されている第 10 次航空機モニタリングデータ（2015 年 11 月 4 日換算）に地上測定値への換算係数 0.69 を乗じたものを使いました。

除染シミュレーションに用いた除染係数は、環境省が 2013 年度に実施した「帰還困難区域の除染モデル実証事

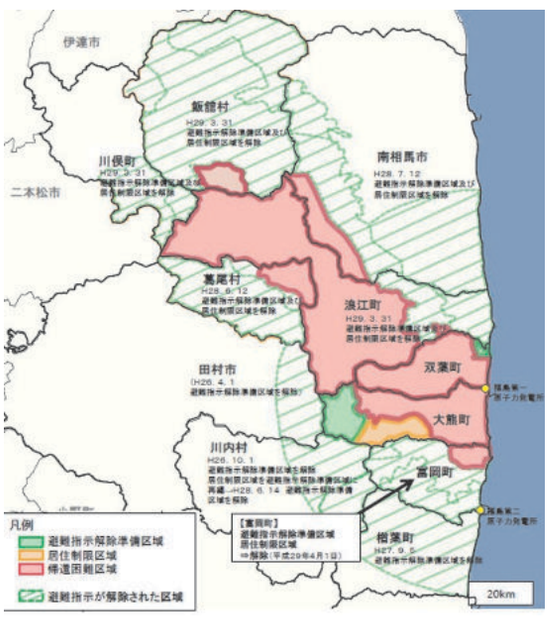


図 2　避難指示区域の概念図

業」[2]で測定された 1cm 高さの空間線量率を参考に 3 としました。

図 3 に航空機モニタリングから得られた除染前の空間線量率と除染シミュレーションから得られた除染後の空間線量率の比較を示します。色の付いた部分が除染対象の宅地と農地で、色の違いは凡例に示すように空間線量率の違いを表しています。シミュレーションでは、除染の実施日を 2017 年 4 月としました。この図から、除染により空間線量率が低減することが分かります。空間線量の低減率は場所によって異なりますが、平均で約 60%低減しました。除染係数のバラツキを考慮すると、実際の低減率は 50～70%程度の幅を持つと推定されます。

図 4 は、除染前後の宅地と農地における空間線量率毎の面積比とその後の推移を棒グラフで表したものです。尚、空間線量率の推移は、放射性セシウムの物理減衰に加え、風雨などの自然的要因によるウェザリングの効果を考慮した「空間線量率減衰の 2 成分モデル」[3]で予測しました。

除染前は、除染を実施する地域を定める際に環境省が



図 3　除染前後の空間線量率の比較

基準とした年間の追加被ばく線量 1mSv に相当する 0.23 μSv/h 未満の面積が 0%、1.0 μSv/h 未満の面積が約 55%、避難指示の基準となった年間の追加被ばく線量 20mSv に相当する 3.8 μSv/h 以上の面積が約 22%であることが分かります。除染の実施により、除染前は 0%であった 0.23 μSv/h 未満の面積は約 3%に、10%程度であった 1.0 μSv/h 未満の面積は約 55%に、約 22%あった 3.8 μSv/h 以上の面積は約 1%程度に縮小します。

除染後の空間線量率の推移を見ると、復興再生拠点の避難指示解除を目指す 5 年後には、約 7%の面積が 0.23 μSv/h 未満になり、3.8 μSv/h を超える面積は 0 になることが分かります。図 4 には除染後の推移に加え、除染をしない場合の予測を併記しました。これらを比較すると、除染直後の空間線量率は除染をしない場合の約 20 年後、除染後 20 年後の空間線量率は除染をしない場合の約 50 年後に相当することから、除染の実施により線量率の低減が 20～30 年早くなることが分かります。

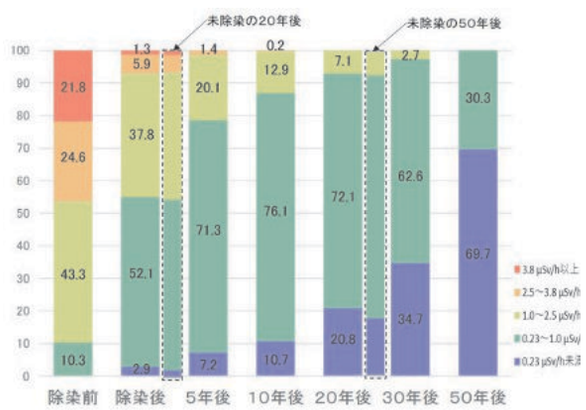


図 4　除染の効果と空間線量率の推移

(3) まとめ

除染の実施により、空間線量率は平均で約 60%低減すると予測されます。復興再生拠点の避難指示が解除を目指す 2022 年 4 月時点では以下の事が予測されます。

- 除染実施の基準となった年間の追加被ばく線量 1mSv（0.23 μSv/h）未満の面積は 7.2%となる
- 避難指示の基準となった年間の追加被ばく線量 20mSv（3.8 μSv/h）を超える面積は 0%となる
- 除染の実施により線量率の低減が 20～30 年早くなる。

《引用文献》

[1] *山下卓哉　ほか, "除染活動支援システム "RESET" の開発（1）全体概要", 日本原子力学会 2013 年秋の大会, D13 (2013 年)*

[2] *環境省　除染チーム, "帰還困難区域における除染モデル実証事業の結果報告" , p2 (2014). 環境省ホームページ (http://www.town.fukushima-futaba.lg.jp/secure/6026/20140610_josenmodelkekka_shiryo.pdf)*

[3] *木名瀬栄, "空間線量率分布の予測モデルの開発、実測データとの比較及び検証", 原子力規制庁委託事業「平成 25 年度東京電力（株）福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立」事業　成果報告書 Part3, p247-267 (2014). 日本原子力研究開発機構ホームページ (https://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/pdf07/Part3.pdf)*

9-5　データ及び研究成果の統合化

ー福島の環境回復に係る包括的評価システムの整備に向けた取り組みー

福島研究開発拠点　福島環境安全センター　齊藤　宏、北村哲浩、斎藤　公明
システム計算科学センター　武宮　博、関　暁之、松原武史
研究連携成果展開部　野澤　隆

福島の環境回復に係る蓄積されるデータや成果について、より理解を深めることができ、かつ求める情報にたどり着けることが可能なように包括的評価システムの整備に向けた取り組みを紹介します。

はじめに

原子力機構では、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故に関わる、科学的な裏づけに基づいた情報を適宜適切に提供することで合理的な安全対策の策定、農業・林業等の再生、避難指示解除や帰還に関する各自治体の計画立案等に貢献すること、及び住民一人一人の不安や疑問に答えるため現在の被ばく状況等に係る情報を提供することを目的とした「包括的評価システム」を整備しています。これは、以下に示す 3 つの構成要素がより相互に関連し機能するシステムです（図 1）[1]。

機構では事故直後からの取得データ及び関係省庁や福島県等自治体がモニタリング等により取得した公開データを整理し「環境モニタリングデータベース」として公開しており[2]、さらにこれらのデータと計算コードを用いて事故後の状況の再現や将来予測のため「統合解析支援環境」の中で解析を行っています。さらに、これらの結果と、機構が得た知見及び他の研究機関が調査研究で得た成果とあわせて、一般の方々が理解できるようウェブサイトにおいて公開しているものが「環境回復知識ベース」です[3]。

(1) 環境モニタリングデータベース

機構等が取得したデータを収集したのち汎用性のある統一フォーマットを用いて整理し、機構及び部門ウェブサイト上に 2015 年 2 月から公開しています。

(http://emdb.jaea.go.jp)

数値データだけでなく、可視化され分かりやすいマップやグラフ等としても示されています(5-3 節参照)。

データの項目は、大きく分けて、空間線量率や放射性物質濃度の「放射性物質モニタリングデータ」と、植生や土地利用等の「地理情報」から構成されます(表 1)。これらはさらに細分化された項目に分かれており、取得時期、位置、調査実施期間が示されています。

用途としては、下記(2)に示す「統合解析支援環境」において各解析に用いられている他に、一般の方々をはじめとした利用者が目的に応じダウンロードして用いられています。

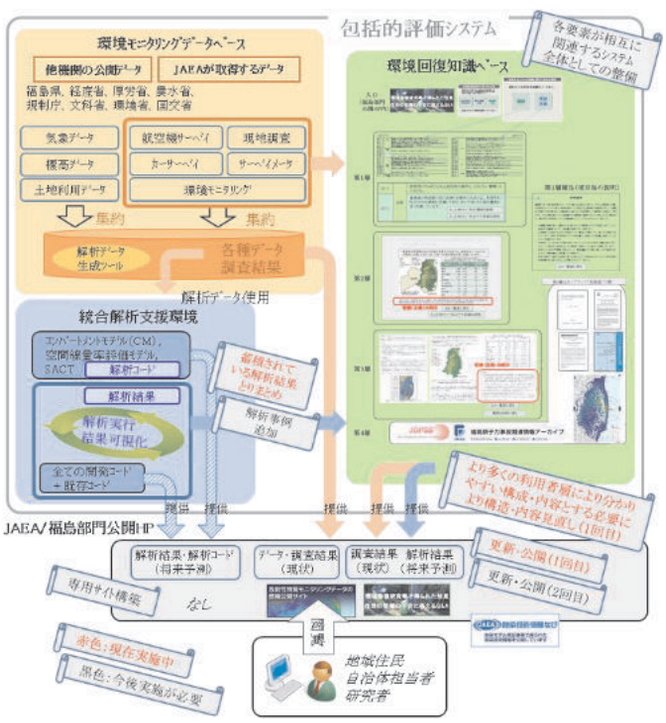


図 1　包括的評価システム　概念図
当システムは、相互に関連する 3 つの要素から構成され、一つのシステムとして機能しています。

表 1　環境モニタリングデータベース　データ項目

放射性物質モニタリングデータ	空間線量率
	陸水関連の状況
	大気の状況
	土壌の状況
	食物の状況
	海域の状況
地理情報	標高
	植生
	土地利用
	積雪
	土壌

(2) 統合解析支援環境

住民の帰還促進や産業復興を図る上で、現在及び将来における放射性核種の移動による農林水産物中の放射性核種濃度の変化傾向や、生活圏への放射性核種の流入挙動等の情報が求められています。そこで、福島の環境中での放射性セシウム分布の将来予測を含む、環境動態を解析・評価するツールとして、これまでに各種解析・評価モデルの整備と解析を進めてきました(5-3 節参照)。

これまでに、河川中の土砂の移動による Cs の移行を予測する解析プログラム(「SACT」)や、森林から河川、湖沼、海に至る Cs の流出プロセスとして設定し農林水産物や野生動植物への影響を評価するプログラム(「コンパートメントモデル」)を、当システム上に上記(1)の環境モニタリングデータベースと関連付けながら実装を進めてきました。

今後は、一般の方々や自治体の担当者等が利用していただけるよう、公開に向けその方法や時期等について検討していきます。

(3) 環境回復知識ベース

住民の方が帰還されるにあたり懸念される事項を念頭に、機構及び他の研究機関等で得られた科学的な知見を分かりやすく説明するため、公開ウェブサイトに階層 Q&A として 2016 年 3 月から公開しています。内容はカテゴリー毎に大別してまとめ(表 2)、現在は、より多くの方により理解しやすいものとするため以下の観点を重視しリニューアル版を作成しており、2018 年 3 月から公開する予定です[4](http://fukushima.jaea.go.jp/QA/)。

- より多様な背景情報や専門的知識を有する方々を想定し、詳しさの異なる複数の階層を設け、興味や必要に応じ情報を得ることができる構成としました。
- やや専門的と思われる用語に対しポップアップで解説が出る機能を追加するとともに、関連する重要な用語をまとめて示す用語集を新設しました。
- キーワード検索により上記カテゴリーの枠をこえ情報を得ることができるような機能を付け加えました。
- 根拠となる情報源へのリンク機能を充実させました。

今後も階層 Q&A については、最新の成果を閲覧することができるよう、また住民の皆様のニーズの変化にも対応できるよう、常に最適な構成や内容を検討しながら見直しを継続して行っていきます。

表 2　環境回復知識ベース　カテゴリー

放射性物質と空間線量率 (Q1 シリーズ)		全般
		放射性物質
		空間線量率
		結果の公表
		測定手法
被ばく線量評価 (Q2 シリーズ)		全般
		内部被ばく
		外部被ばく
		線量の基礎知識
環境動態研究	森林 (Q3 シリーズ)	全般
		森林内外の移動
		森林内の移動
		森林生態系への影響
	河川水系 (Q4 シリーズ)	全般
		河川での移動
		ダムでの移動

(4) 包括的評価システム全体の整備に向けた取り組み

上記(1)～(3)はそれぞれ更新や見直しが適宜行われてきましたが、これまで以上に相互に関連付けをし一つのシステムとして機能させていく必要があります。

また、福島第一原子力発電所に関して行われた調査研究結果やデータベースは機構内の類似する他のウェブサイトにおいても公開されており、利用者にとって必要な情報の取得先やこれらの関連性が分かりにくいことも指摘されていました。

さらには、事故から約 7 年が経過しようとしており、調査研究で得られたデータや成果が多く蓄積されており、また、オープンな情報流通により一般の方々の理解を深めるための概念として“オープンサイエンス”という概念が現在科学技術界の趨勢となっています[5]。

これらのことを考え合わせ、各要素の間を縦横無尽に行き来することによってより理解を深めていくことができ、かつ求める情報に容易にたどり着けるよう、包括的評価システムの各要素及び全体を、関連する既存のデータベース等とあわせ、整備を行っていくこととしています。

《引用文献》
[1] *日本原子力研究開発機構, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の中長期目標を達成するための計画 (中長期計画) (平成 27 年 4 月 1 日～平成 34 年 3 月 31 日), https://www.jaea.go.jp/01/pdf/keikaku27.pdf (参照 2017-12-04).*
[2] *日本原子力研究開発機構, 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト, http://emdb.jaea.go.jp/emdb/ (参照 2017-09-27).*
[3] *日本原子力研究開発機構　福島研究開発部門, 環境動態研究等で得られた知見　住民の皆様の不安に答える Q&A, https://fukushima.jaea.go.jp/QA/ (参照 2017-09-27).*
[4] *日本原子力研究開発機構, 福島の環境回復に係る包括的評価システムの整備に向けた取り組み, JAEA-Review 2017-040. (印刷中)*
[5] *内閣府, 科学技術基本計画, http://www8.cao.go.jp/cstp/kihonkeikaku/5honbun.pdf (参照 2017-09-27).*

10–1　研究成果の発信・普及

—福島原子力事故関連情報と研究開発成果の発信強化に向けて—

研究連携成果展開部　科学技術情報課　米澤　稔
研究連携成果展開部　研究成果管理課　野澤　隆

原子力機構は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故対応の研究開発支援の取り組みとして、関連情報の収集・整理・提供を実施しています。恒久的なアクセスが確保されていないインターネット情報と、入手に制約のある学会等における口頭発表情報を収録対象とした「福島原子力事故関連情報アーカイブ」（FNAA）をインターネット上で公開しています。その取り組みに加え、原子力機構が創出した研究開発成果を報知・普及する情報サービスを紹介します。

(1) 福島原子力事故関連情報アーカイブ（FNAA）

東日本大震災以降、国等の公的機関や東京電力ホールディングス等が、1F 事故に関連する情報を、インターネットホームページを通じて公表してきました。インターネットでは重要な情報が速報性高く提供される一方、リンク切れ等により、恒久的なアクセスが確保できない懸念があります。

このため、国立国会図書館のインターネット資料収集保存事業（WARP）と連携し、WARP に保存された情報にリンクすることで、公的機関等が公表した 1F 事故関連のインターネット情報への恒久的なアクセスを確保し、原子力機構がメタデータを作成・整理して平成 26 年 6 月から「福島原子力事故関連情報アーカイブ（FNAA）」として発信しています（http://f-archive.jaea.go.jp/）。

また、学協会が開催する研究発表会等における発表は、最新の研究開発動向を知るうえで有用ですが、参加者以外は発表を聞くことができず、発表の概要を掲載した予稿集等を入手することも困難です。そのため FNAA では、原子力機構図書館が予稿集を所蔵する、もしくは、電子提供の許諾を得てオンラインで全文提供可能な 1F 事故関連の口頭発表情報も収集・提供しています。平成 29 年 12 月末現在の収録件数は 13 万件を超えています。

FNAA では収集した情報を、IAEA（国際原子力機関）が作成した原子力事故情報の分類（330 項目）により、体系的に整理しています。分類から検索することにより省庁や東京電力ホールディングス等の異なる発信元の情報を的確に検索することができます。利用者が探したい分類から容易に情報を探すことができるように、分類の階層構造を画面に表示し、探したいテーマから的確に検索できるようになっています（図 1）。また、検索結果は最大 500 件までダウンロードできるようにすることで、利便性の向上を図りました。

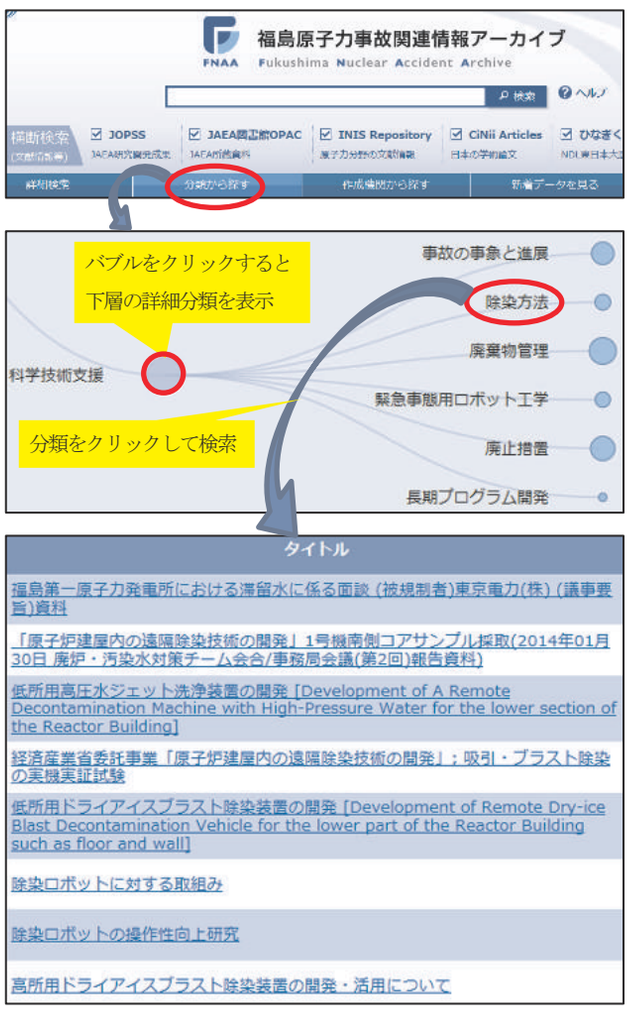


図 1　原子力事故情報分類を活用した検索

これまで FNAA では他機関の運用するアーカイブ等と連携することにより、直接カバーしていない領域の関連情報も含めて広く提供するとともに、FNAA の情報発信力の強化を図ってきました。平成 28 年度には国立国会図書館が運用する東日本大震災アーカイブ「ひなぎく」と連携することにより、「ひなぎく」が提供する事故関連情報を FNAA からも検索できるようになりました。平成

29年度はハーバード大学ライシャワー日本研究所とデータ連携に係る協定を締結し、同研究所が運用する日本災害Digitalアーカイブ「JDA」と連携を図ることになりました。平成30年度より、「JDA」が提供する東北地方各自治体の放射能測定結果等がFNAAからも検索できるようになります（図2）。

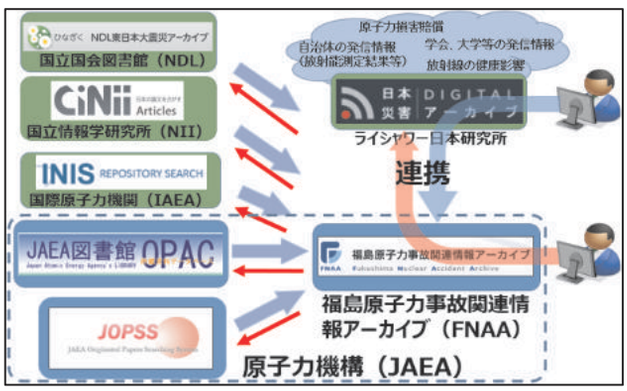


図2　他機関との連携

(2) 研究成果の発信

原子力機構の研究開発成果は、機構が刊行する研究開発報告書類、学術誌等に掲載される論文、学術会議における口頭発表等で発表されます。平成29年12月末現在、原子力機構は1F事故対応に関する約2,900件の研究開発成果を発表してきました。これらは「研究開発成果検索・閲覧システム（JOPSS）」（図3）のトップページで、関連する写真・イラストをクリックするだけで一覧表示することができます。(http://jopss.jaea.go.jp/)



図3　研究開発成果検索・閲覧システム「JOPSS」

さらに個々の成果情報を表示させると、被引用回数などの評価指標、後述の成果普及情報誌やプレス記事などの解説記事へのリンクが提供されます（図4）[1]。また、研究開発報告書類は全文を、学術誌等掲載論文は電子ジャーナルへのリンクを提供しています。



図4　JOPSSの成果情報詳細画面

原子力機構は、最新の代表的な研究開発成果をわかりやすく解説する成果普及情報誌「原子力機構の研究開発成果」と、特許等の知的財産を紹介する「JAEA 技術シーズ集」を刊行しています（図5）。成果普及情報誌は、1F事故対応に関する研究開発成果を第1章に特集として掲載しています。JAEA 技術シーズ集では、土壌中セシウムの移行抑制と道路除染の手法など、福島の環境回復のための新しい技術もわかりやすく紹介しています。
(http://rdreview.jaea.go.jp/)



図5　成果普及情報誌と JAEA 技術シーズ集

(3) 成果およびまとめ

以上のように、原子力機構は1F事故対応の研究開発支援の取組みとして事故関連情報の収集・整理・提供と研究開発成果、特許等の知的財産の普及・発信に取り組んでいます。

FNAAでは、情報収集の範囲を拡充するために直接情報を収集するだけでなく、国内外の機関のアーカイブ等との連携による情報収集も行い、関連情報をワン・ストップで発信していく予定です。

また、JOPSSは、原子力機構の研究成果を専門家だけでなく、企業等にも分かりやすく伝えるために、リンク機能を活かして様々な情報にアクセスできるように工夫をしています。論文と特許の情報を一体的に提供できるよう改良し、より一層の理解促進と成果の橋渡しに貢献していきたいと考えています。

《引用文献》　[1]　*S. Inagaki, et al., "The Recent improvements on circulation of research results at the Japan Atomic Energy Agency", The Grey Journal: An International Journal of Grey Literature, 13, 123 (2017).*

10-2　コミュニケーション活動と人材育成活動

－具体的な取組の状況－

企画調整室　吉川　英樹、有井　祥夫
福島研究開発拠点　廃炉国際共同研究センター　研究推進室　田川　明広
福島研究開発拠点　楢葉遠隔技術開発センター　利用促進課　土田　佳裕
福島研究開発拠点　福島環境安全センター　プロジェクト管理課　菖蒲　信博

帰還困難区域以外の地域の除染に関しては、住宅・公共施設等について計画通り進捗しており、空間線量率も事故直後と比較して大きく低下しました。避難指示区域の解除や住民の方々の帰還が始まったことで、皆さんの関心も、帰還可能な被ばく線量なのかどうかに加え、帰還後安全で安心して生活できる環境なのかにも関心が持たれています。今後も、住民の不安解消に資するために、きめ細かい情報発信が必要です。さらに、今もなお農林水産物や観光業を中心として風評被害の影響が残っていて、福島県民の経済活動に対して影響を及ぼしていることが課題となっています。このような福島の事情を考慮して復興や再生を進めるには、中長期的な対応の一つとして広報活動や人材育成活動を広く実施していくことが大切であると考えています。ここでは、機構で展開しているコミュニケーション活動等について紹介します。

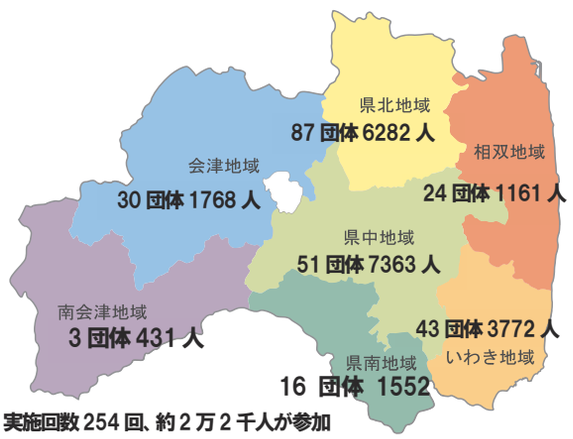


図１　地域別実施状況（2017 年 12 月末時点）

１．コミュニケーション活動

(1) 福島環境安全センターにおける取組について

① 放射線に関するご質問に答える会

2011 年の 1F 事故当時、福島県で、園児、児童の健康に対する影響を心配する声が強かったことから、放射線について正しく理解いただくことを目的に同年7月から、直接対話方式の「放射線に関するご質問に答える会」（以下、答える会）を実施しています。2017 年 12 月末までに 254 回の「答える会」を実施し、延べ約２万２千人の方に参加頂きました。福島県内の参加者数を地域別に示すと図１のようになります。

答える会では、原子力機構の一方的な説明にならないよう、実施要請団体に当日の答える会の進行を担って頂いています。また、参加者の知りたいことに重点を置いた内容とするため、実施前に実施要請団体に参加者の質問を集約して機構に送付して頂き、その内容を中心に説明内容を構成しています。説明にあたっては、視覚的な素材を用いた口頭説明だけではなく、五感に感じない放射線を感じてもらうよう測定器を使った実演等も行っています。図２を参照。



図２　答える会「放射線の測定実演」

答える会終了後には、参加者の協力を得て、アンケート調査票を用いて、参加者の理解度等の確認や意識調査など行い、当日の反省点等を整理し、次回以降の実施要領等に反映します。図３に 2017 年 12 月、「答える会」において県内 347 人の中学生対象に実施した

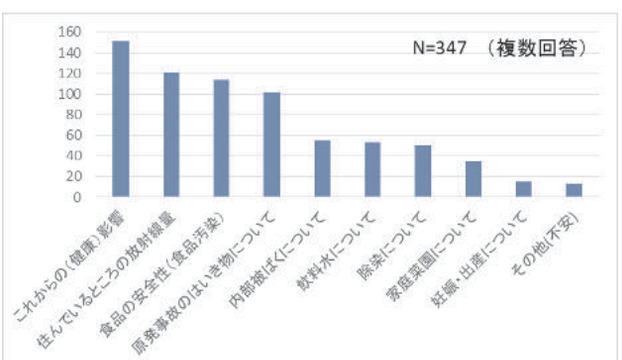


図３　「答える会」における県内中学生の意識調査（2017 年 12 月）
～不安に思ったり、心配したりしていること～

意識調査結果の例（不安に思ったり、心配したりしていること）を示します。「これからの（健康）影響」や「住んでいるところの放射線量」が多いことから、放射線に関わる一般的な解説だけでなく、一人一人の不安や疑問に答えるための現在の被ばく状況等に関する科学的な情報を提供することが求められていると考えられます。

② 福島県環境創造センターを拠点とした取組

福島県、原子力機構及び国立環境研究所の三機関による協働事業の一環で、2017 年 4 月 11 日に開催された「環境創造センター研究成果報告会」での成果情報の発信をはじめ、2017 年 7 月 23 日、環境創造センターオープン 1 周年記念イベントなどを通じて、県民の方々との意見交換を行いました。

2．人材育成活動

(1) 福島環境安全センターにおける活動

① 実習生の受け入れ

国内外の学生から社会人までの幅広い層に応じた実習メニューを整備して人材育成活動に取り組んでいます。

表 1 に 2017 年度の主な実績を、図 4 に測定器（γプロッタ）を使った実習の様子を示します。



図 4　γプロッタでの放射線測定実習

表 1　人材育成活動の主な実績

開催時期		対象	主な教育内容
2017 年	7/25–8/4	夏期休暇実習生	森林調査、試料前処理・分析等
	8/22–9/1	夏期休暇実習生	河川・河口域・ため池調査、試料前処理・分析等
	9/4–15	夏期休暇実習生	環境モニタリング、ホールボディカウンタ（WBC）による測定実習等
	9/15–17	長岡技科大	バックエンドに関する講義、内部被ばく教育、WBC 測定実習等
	9/20–22	福島高専	放射線基礎、霧箱作成実習、WBC 実習、γプロッタ測定実習
	10/6–8	郡山女子大	放射線の基礎知識、内部被ばく教育、WBC 測定実習、霧箱展示
	10/16–20	シンガポール環境庁	環境試料の採取、動態分析等
	11/3–4	福島高専	内部被ばく教育、WBC 測定、γカメラ展示等

(2) 楢葉遠隔技術開発センターにおける活動

楢葉遠隔技術開発センターは、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（廃止措置研究・人材育成等強化プログラム）」の採択を受けた大学等教育機関の人材育成活動の場として活用されています。

東京大学は、2016 年より楢葉遠隔技術開発センターを利用した遠隔技術に関するサマースクールを開催しています（図 5）。本サマースクールでは、原子力機構の講演者を含む専門家による 1F 廃止措置に係る遠隔技術についての講演が行われるほか、ロボットの操作体験や VR システムやロボットシミュレータを用いたグループディスカッションが行われています。



図 5　東京大学サマースクールの様子
（グループディスカッション）

福島工業高等専門学校は、廃止措置人材育成高専等連携協議会を設立し、2016 年より楢葉遠隔技術開発センターを会場に廃炉創造ロボコンを開催しています（図 6）。本ロボコンは、楢葉遠隔技術開発センターのモックアップ階段及びステップフィールドを用いて、1F 原子炉建屋内でのロボットによる作業を想定した競技課題が設定されています。

楢葉遠隔技術開発センターは、1F の廃止措置に係る試験や関連技術開発を 1F 至近で行う最前線と位置づけられており、ここでサマースクール等を開催することは、将来の技術を担う若者にとっても意義深いものと考えています。引き続き、楢葉遠隔技術開発センターの施設利用を通じ、人材育成に貢献していきます。



(a) 文部科学大臣賞（最優秀賞）を受賞した奈良高専のロボット



(b) 福島県知事賞（優秀賞）を受賞した一関高専のロボット



(c) 原子力機構理事長賞（技術賞）を受賞した小山高専のロボット



(d) 高専機構理事長賞（アイディア賞）を受賞した熊本高専のロボット

図 6　第 2 回廃炉創造ロボコン（2017 年 12 月 16 日）の様子

(3) 廃炉国際共同研究センターにおける活動

1F 事故は、1 から 3 号機の 3 つの原子炉がそれぞれに異なった経路をたどって炉心崩壊から圧力容器損傷にいたるという、過去に例を見ない過酷なものとなりました。その廃炉は長期にわたる難事業となることが予想されます。この困難な廃炉作業のリスクを適切に管理するとともに、先端的なツール（ソフトウェアや装置）をタイムリーに現場に届けるために、国内外の様々な分野の科学者、技術者の協力が必要です。そのために、CLADS では、廃炉研究関連分野における先端的な情報を交換する場として『福島リサーチカンファレンス(FRC)』を福島県で継続的に開催しています。(表 2)

2015 年度に 1 回、2016 年度に 4 回開催しましたが、2017 年度は、活動拠点を富岡町中心にしたことから、富岡町で 4 回、楢葉町で 1 回、三春町で 1 回の計 6 回開催しました。また、海外からの約 50 名の専門家を加えて延べ約 500 名が参加し、多様なテーマをめぐって活発な議論が繰り広げられました。

(3) 福島部門における活動

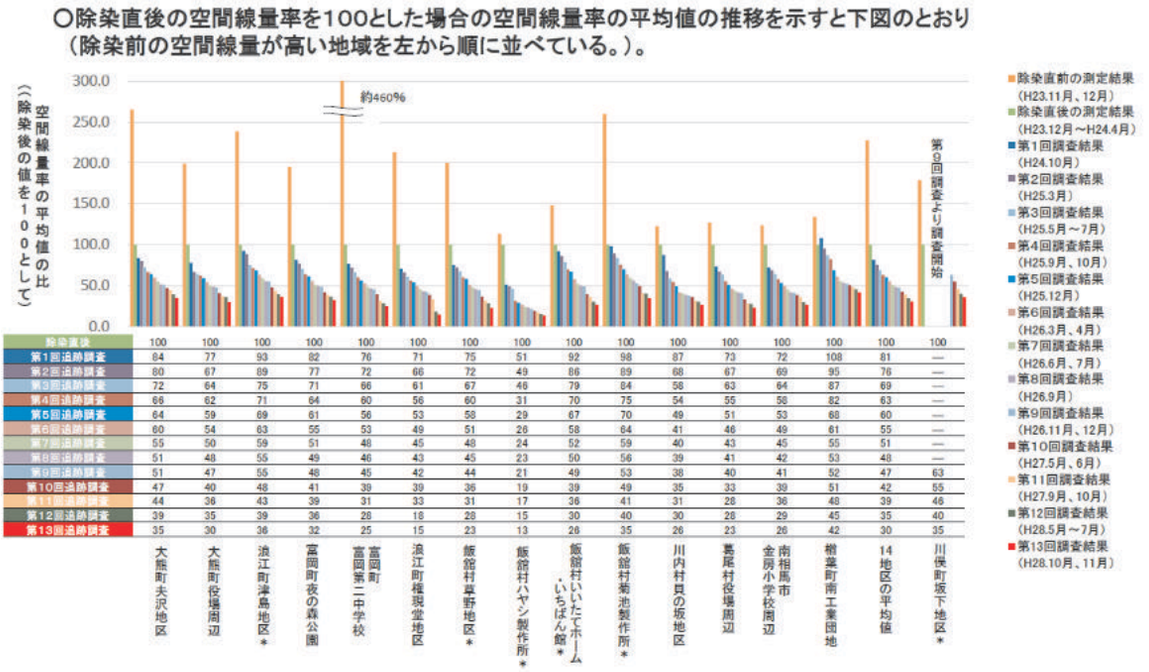
福島部門だけでなく、部門と連携した当機構の他の拠点における廃止措置や環境回復に向けた取組みに関する研究開発成果は学会発表や論文投稿はもとより、積極的に外部に発信しています。関連した研究成果の発表実績は、福島部門では、査読付論文発表数 47 件、口頭発表数 175 件、プレス発表数 3 件がありました（2018 年 3 月 15 日現在)。福島部門においても、遠隔技術や評価モデル開発など先端的な研究成果は進んで報道各社にアピールし、研究成果の説明や資料画像の提供をしているほか、各展示会に出展するなど産学界への成果利用促進に役立つよう進めています。2017 年度は、プレス発表として、「レザー光とウォータージェットの組み合わせによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術開発」「小型ガンマカメラを用いた 3 次元放射線可視化技術開発」「航空機モニタリングと数値シミュレーションによる解析」について紹介しました。これらに関する報道状況を表 3 に示しました。今後も外部に対して研究開発の成果を積極的に発信する方針です。

表 2　2017 年度の福島リサーチカンファレンス（FRC）の開催状況

開催月	開催テーマ	開催場所	参加人数
6 月	廃止措置及び廃棄物管理におけるセメント系複合材料に関する研究カンファレンス Research Conference on Cementitious Composites in Decommissioning and Waste Management (RCWM2017)	富岡町	約 100 名 海外 6 名、学生約 25 名
7 月	事故進展解析と熱力学データベースに係るワークショップ Fukushima Research Conference for "Dialog on Fuel/Core Degradation in Severe Accident among Experts of Material Science, Thermodynamics, Severe Accident Analysis and Modeling"	富岡町	約 100 名 海外 21 名、学生 8 名
9 月	燃料デブリ」に関する研究カンファレンス Fukushima Research Conference on Fuel Debris Characterization	富岡町	約 50 名 海外 9 名、学生 14 名
11 月	福島第一原子力発電所の主要コンポーネントの腐食予測と緩和に関するカンファレンス Fukushima Research Conference on "Corrosion Prediction and Mitigation for Key Components of Fukushima Daiichi NPS"	富岡町	約 100 名 海外 8 名、学生 5 名
11 月	原子力施設における遠隔技術に関するカンファレンス Fukushima Research Conference on “Remote Technologies in Nuclear Facilities”	楢葉町	約 30 名 海外 5 名、学生 1 名
3 月	放射性セシウムの陸域環境や生態系における移行に関するカンファレンス Fukushima Research Conference on radiocesium migrations in terrestrial environments and in ecosystems (3rd International Cesium Workshop)	三春町	約 100 名 海外 4 名

表 3　2017 年度の主な研究開発成果の報道状況（2017 年 3 月現在）

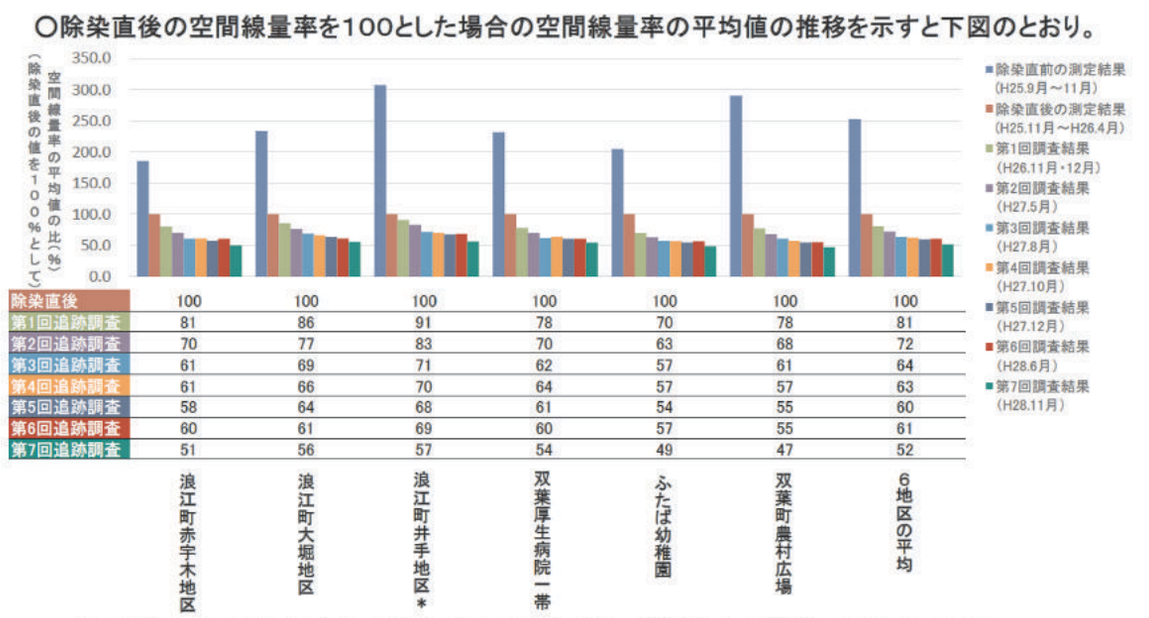
プレス発表日	取材社名	件名・概要	報道日	番組・記事名等
2017年4月27日	福島民報	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「JAEAなど　デブリ除去技術　研究2年間延長」
	福島民友	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「JAEAなど　デブリ除去で新技術　レーザー、噴射水を活用」
	産経新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「デブリ除去へ新技術　レーザーと高圧噴射水利用」
	日本経済新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「日本原子力研究開発機構など　溶融燃料削って除去　レーザー当て水噴射」
	日刊工業新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「日本原子力研究開発機構など　レーザー・ウォータージェット併用　燃料デブリ効率除去」
	原子力産業新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「原子力機構、日立GE、スギノマシン、福島第一燃料デブリ取り出しに向け新技術を開発」
	北日本新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「スギノマシン　溶融核燃料の除去で新技術」
	新潟日報	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「楢葉で廃炉技術学ぶ　原発市町村研究会が視察」
	電気新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「原子力機構　日立GEなど 「はつり」除去技術開発 燃料デブリの加工を想定」
	富山新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「溶融核燃料除去で新技術　レーザーと高圧噴射水　スギノマシンなど開発」
	北国新聞	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月28日（金）	新聞朝刊 「スギノマシン　溶融核燃料の除去で新技術」
	化学工業日報	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	5月9日（火）	新聞朝刊 「原発燃料デブリ除去」
	ＮＨＫ	レーザー光とウォータージェットの組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発	4月30日（日）	ニュース645　「燃料デブリの取り出しへ新技術」
2017年9月11日	読売新聞	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	新聞朝刊 「軽量カメラ線量可視化」
	福島民報	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	新聞朝刊 「原発内汚染 立体可視化」
	福島民友	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	新聞朝刊 「放射線量、立体で可視化」
	原子力産業新聞	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	新聞記事 「原子力機構、福島第一廃炉作業の効率化に向け小型軽量のガンマカメラ開発」
	日刊工業新聞	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月13日（水）	新聞記事 「放射性物質3D可視化」
	日本産業新聞	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	新聞朝刊 「建屋の汚染可視化」
	日本経済新聞	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月13日（水）	新聞朝刊 「建屋の汚染可視化」 夕刊 「原子炉汚染　立体画像で」
	電気新聞	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	新聞朝刊 「短時間で汚染分布把握」
	共同通信	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月11日（火）	プレス発表同日記事配信 全国各紙が記事掲載
	テレビユー福島	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	JNNニュース 「小型軽量ガンマカメラ開発・放射性物質を3次元で測定」
	福島TV	小型ガンマカメラを用いた３次元放射線可視化技術の開発	9月12日（火）	FNNスピーク 「放射線量を立体で可視化する小型カメラ」
2018年3月7日	福島民報	航空機モニタリングと数値シミュレーションによる解明	3月8日（木）	新聞朝刊 「霧や雲の樹木付着要因」
	電気新聞	航空機モニタリングと数値シミュレーションによる解明	3月8日（木）	新聞朝刊 「沈着発生の経緯解明」
	日刊工業新聞	航空機モニタリングと数値シミュレーションによる解明	3月8日（木）	新聞朝刊 「汚染メカニズム解明」



＊：浪江町津島地区、飯舘村及び川俣町坂下地区の除染直後の測定結果については、積雪の影響を受けて測定値が低めとなっている可能性があります。
注1）測定値は、降雨／降雪、気温などの気象条件、地面の湿潤状態や草木の繁茂状態などの環境条件により変動することがあります。
注2）除染直後の測定から第13回の追跡調査までは4年8ヶ月程度経過しており、その間に放射性セシウムに起因する線量率は物理減衰により60%程度の低減が見込まれます。

巻末図版１　除染モデル実証事業後の空間線量率の推移

（9-2　除染推進活動（１）参照）



注1）測定値は、降雨／降雪、気温などの気象条件、地面の湿潤状態や草木の繁茂状態などの環境条件により変動することがある。
注2）除染直後の測定から第7回の追跡調査までは3年程度経過しており、その間に放射性セシウムに起因する線量率は物理減衰により35%程度の低減が見込まれる。
注3）除染直後と継続モニタリング（第1～7回調査）とでは、測定位置等の測定条件が異なることから、測定点ごとの単純な比較はできないが、全体的な傾向は、平均値から確認できる。
＊　井手地区の農地では、通常の本格除染と同様に土壌を5cm削り取った後にそのまま客土・耕起を行った場所と、予備的なデータを取得するために地権者の同意を得てさらに5cm（合計10cm）削り取ってから客土・耕起を行った場所がある。除染直後の測定結果は、農地に係るそれらの全作業が終了した状態で（道路上を）測定したもの。

巻末図版２　帰還困難区域除染モデル実証事業後の空間線量率の推移

（9-2　除染推進活動（１）参照）

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門

http://fukushima.jaea.go.jp/