英知を結集し 1Fの廃止措置と福島の環境回復に役立つ研究成果を目指す



図1-1 福島県における研究開発の現場と活動状況

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故以降、 原子力機構は我が国で唯一の原子力に関する総合的な研 究開発機関として、1Fの廃止措置及び福島の環境回復 に係る研究開発を四つのセンターを中心に取り組んでい ます(図1-1)。

廃止措置に関しては、廃炉国際共同研究センターを中 心に、燃料デブリ取出しに向けて、炉内における燃料デブ リ等の分布状況を把握するための検討(トピックス1-1) を進めてきました。さらに燃料デブリの特性を把握 するために、シミュレーションによる機械的特性評価 (トピックス1-2) や硬化の要因となるホウ素の挙動を 明らかにする実験 (トピックス 1-3) 等を実施していま す。 取出し作業時における放射線管理の観点から、 デ ブリの臨界評価手法を整備(トピックス1-4)するとと もに、温湿度の管理がなされていない1F内において も信頼性を持ってα線のモニタを可能とする測定器の 開発 (トピックス 1-5) も進めています。 また、これま での廃止措置作業に伴って発生した液体や固体状の放 射性廃棄物の保管、処理、処分、再生利用に向けた検討 (トピックス 1-6~1-9)も進めています。2019 年度から、 幅広い分野から人材を集め、大学や民間企業と緊密に連携 するラボラトリを開設し、1F廃止措置を支える人材の育 成と英知の集結をさらに加速する予定です(図1-1右下)。

遠隔操作機器・装置による実証試験等を実施する楢 葉遠隔技術開発センターにおいては、作業者訓練を行 うための最新のバーチャルリアリティ(VR)システム (図1-1 左下)の整備や廃止措置のためのロボットシミュ レータの開発(トピックス1-10)等を進めています。さ らに、1F 廃止措置に取り組む外部利用の施設としても位 置づけられており、国際廃炉研究開発機構(IRID)によ る原子炉格納容器内水循環システムのバウンダリ有効性 確認試験等も実施されています。 燃料デブリや様々な放射性廃棄物の分析・研究を行う 大熊分析・研究センターは、現在、低、中線量のがれき類、 水処理二次廃棄物等の分析を行う第1棟の建設及び燃料 デブリ等の分析を行う第2棟の詳細設計を進めています。 施設管理棟のワークショップでは、将来の分析作業に つなげるための教育訓練を行っています(図1-1右上)。 これら三つのセンターは、福島イノベーション・コース ト構想の一翼を担う廃炉関連施設とされ、研究開発を通 じて1Fの廃止措置に貢献していきます。

福島環境安全センターでは、環境回復に関する研究開 発に取り組んでいます。環境中での放射性物質の移動挙 動解明・予測を目指す環境動態研究では、予測のカギを 握る河川への放射性セシウムの溶出挙動について、河川 中濃度の減少傾向(トピックス 1-11)と流域水循環モデ ルによる解析(トピックス1-12)から、現象理解を進め るとともに、川や池底中のセシウム分布の迅速評価技術 を開発しました(トピックス 1-13)。海洋では、蛇行する 潮流の影響で放射性物質が深層に急激に沈み込む新現象 を見いだしました(トピックス 1-14)。環境中での放射性 物質分布状況の迅速評価手法確立を目指す環境モニタリ ング・マッピング技術開発では、無人ヘリ測定への逆問 題解析手法の適用(トピックス 1-15)を進め、特定復興 再生拠点の被ばく評価の精細化(トピックス 1-16)につ なげました。また、複雑な居住環境の空間線量率分布の予 測手法を開発しました(トピックス 1-17)。これらの研究 開発成果を分かりやすく提供し (図 1-1 左上)、自治体等 での施策検討や安全・安心感醸成に貢献していきます。

福島研究開発部門は、今後とも国内外の英知を結集し、 1Fの廃止措置や環境回復のための研究成果を生み出し発 信していきます。また、地域の企業や研究・教育機関な どとネットワークを構築することにより、地域産業の活 性化や人材育成につなげ、福島復興に貢献していきます。

福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

1-1 事故後の圧力容器・格納容器内の状態を推定する -総合的な炉内状況把握の高度化-

(a)試験中

(b) プラズマ加熱後の試験体外観



図 1-2 模擬燃料集合体破損試験

二酸化ウランの代わりにジルコニアのペレットを用いた模擬燃料 集合体の上部をプラズマにより加熱しました。(a)融点が低い順 に下方向に物質が流れる挙動が観察されました。(b)溶融温度近 くまで模擬燃料が柱状の形状を保つことが確認されました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置に おいて、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況 を推定・把握することが必要です。しかし、事故後の原 子炉は高線量下にあって内部を直接観察することが困難 であり、原子炉容器(RPV)や格納容器(PCV)内の 状況を把握することは容易ではありません。また、1F の1~3号機は、津波により冷却機能を喪失しただけ ではなく、直流電源の喪失により計測器の測定値の取得 が困難となったため、事故進展そのものに関する情報が 不足していることも状況の把握を難しくしています。こ のような事故時の情報の不足を補う上では、TMI 事故 の経験やこれを踏まえた試験などの知見を活かしたシ ビアアクシデント(SA)解析コードの適用が有効です。 しかし、1F は沸騰水型軽水炉(BWR)であり、TMI の加圧水型軽水炉(PWR)と比べて、燃料集合体や下 部プレナムの構造や配置が複雑であること等により、不 確かさが大きいことが知られています。

そこで、「総合的な炉内状況把握の高度化」プロジェ クトにおいて、BWR の炉心構造を模擬した燃料集合体 (実機燃料ペレットの UO₂ を ZrO₂ で模擬)を高温のプ ラズマにより加熱し、1F 事故時における炉心物質の崩 壊・溶融・移行挙動を把握するための試験を行いました (図 1-2)。この試験では、これまでの BWR 体系を模擬 した試験の多くで達成できなかった酸化物溶融温度以上



図1-3 1F2 号機の炉内状況推定図 視覚的に分かりやすい燃料デブリ分布の推定図を作成しま した。図1-2 で得られた成果は、下部プレナム残留燃料性 状の推定に活用されています。

の加熱を実現し、1F 事故時における炉心物質移行初期 の軸方向温度勾配を再現しました。試験結果より、高温 化した炉心燃料は部分的な閉塞を形成するものの、溶融 温度近くまで柱状の形状を保つこと、試験対象領域全体 をみると蒸気などガスの透過性を有することが明らかと なりました。この燃料崩壊やガス透過性は SA 解析コー ドの大きな不確かさ要因となっていましたが、今回の試 験からの知見で大きく改善されました。また、事故時に 1F プラントから得た貴重な測定データを詳細に分析し、 そこから得られた知見を、このプラズマ加熱試験の結果、 SA 解析コードの予測及び最新の内部調査から得られた それぞれの結果と照らし合わせることで、各号機の事故 進展挙動を分析・評価し、事故後の炉内状況を推定しま した。図1-3は2号機について、事故後の炉内状況の 推定を視覚的に分かりやすい図(炉内状況推定図)とし て作成したものです。

プロジェクト終了後は、1F内部調査による最新情報 を反映しつつ、炉内状況推定図の各号機・領域の高度化 に資する研究を実施しています。こうした取組みを通じ て1Fの事故後の状態把握を進め、燃料デブリ取出しに 役立てていきたいと考えています。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成27年度 補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉 内状況把握の高度化)」により得られた成果です。

●参考文献

Yamashita, T. et al., The CMMR Program: BWR Core Degradation in the CMMR-4 Test, Proceedings of the 9th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR 2019), Prague, Czech Republic, 2019, 012, 13p.

1-2 溶融燃料(燃料デブリ)の硬さを計算で明らかにする - 第一原理計算による燃料デブリの機械的特性評価-



図1-4 ウラン・ジルコニウム酸化物の結晶構造 実際の計算に用いたウラン・ジルコニウム酸化物の結晶構造の 一つを示しています。(●)はウラン、(●)がジルコニウム、(●) が酸素原子に対応していて、ウラン原子 24 個、ジルコニウム 9 個、酸素 64 個からできています。



この場合、デブリの詳細な成分が分かっていないた め、たくさんの種類の模擬デブリを作成して実験を行わ なければならず、時間的にも費用的にも大きなコストが 必要となります。これに対して、もし、数値シミュレー ションで燃料デブリの機械的特性を評価できれば、大き なコスト削減となり、デブリ取出しを効率化できる可能 性があります。このような状況を受けて、燃料デブリの 主成分であるウラン・ジルコニウム酸化物(図1-4)の 機械特性を原子レベルのシミュレーションによって評価 することに挑戦しました。シミュレーションには第一原 理計算と呼ばれる経験的なパラメータを必要としない信 頼性の高い方法を用いました。



図1-5 ウラン・ジルコニウム酸化物のヤング率の比 横軸はウランとジルコニウムの合計のうち、どれだけジルコニ ウムが占めているかを表しています。縦軸はジルコニウムの 割合が0のときと比較したヤング率の相対比を示しています。 ●が実験結果、□が計算結果です。ジルコニウムの割合が 25%の付近で最小値を取る実験値の振る舞いを、計算結果が 再現しているのが分かります。

図1-5にウラン・ジルコニウム酸化物の弾性係数の 一種であるヤング率の計算結果を示してあります。この 図から分かるように、ヤング率はジルコニウムの割合 が25%までは減少し、その後再び増加する振る舞いが 実験で報告されていました。私たちの計算結果でも同じ ように25%付近で最小値を取ることが確認できました。 シミュレーションの結果を解析すると、酸素原子の配置 の歪みが25%で最も大きくなり、その歪みのためにヤ ング率が減少していることが分かりました。このように シミュレーションでは、物性値の評価のみならず、その 原因の解明も行うことが可能です。

今回、燃料デブリの機械的特性に注目し、原子レベ ルのシミュレーションによって評価することに成功しま した。しかしながら、デブリ取出しのためには弾性係数 以外の機械的特性など、様々な情報が必要となります。 これらの情報の多くは実験で確かめなければならないで しょうが、シミュレーション技術を生かして実験を支援 していくことで、デブリの取出しを始めとする 1F の廃 止措置に貢献していきたいと考えています。

●参考文献

Itakura, M., Nakamura, H. et al., First-Principles Calculation of Mechanical Properties of Simulated Debris $Zr_xU_{1-x}O_2$, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issues 9-10, 2019, p.915-921.

1-3 事故時の制御棒破損を解明する - 事故時のホウ素のふるまいの解明-





図1-6 制御棒ブレード試験体外観 BWR 燃料集合体の一部を模擬していま す。試験後、制御棒ブレードの完全な溶 解は無く、上部の溶解物が下部で凝固し、 チャンネルボックス間の隙間を閉塞して いました。



東京電力福島第一原子力発電所(1F)原子炉の制御材 として使用されている炭化ホウ素(B₄C)は、事故が発 生した場合、中性子吸収棒材のステンレス鋼(SS)と 共晶反応し液化します。その溶解物は中性子吸収棒材に 含まれるクロム(Cr)やチャンネルボックス材のジルコ ニウム(Zr)とともに凝固し、非常に硬い凝固物を形成 する可能性があります。また、高温で水蒸気と反応した B₄Cはエアロゾル(B₂O₃)として蒸発し、セシウム(Cs) やヨウ素(I)といった核分裂生成物の化学反応挙動に 影響を及ぼす可能性があります。これらのため、制御棒 ブレードの破損に伴うこれらのホウ素の挙動を理解する ことは、1F 廃止措置を進めるために重要となります。

事故時の制御棒ブレード破損挙動を調査するため、 模擬燃料集合体 (長さ約1.2 m) に対して、昇温速度 (~1 C/s) や水蒸気流量 (~ 50 g/min)、試験体軸方向 温度勾配 (~ 500 C/m) を変化させて加熱試験可能な 装置 (Large-scale Equipment for Investigation of Severe <u>A</u>ccidents in <u>N</u>uclear reactors:LEISAN)を整備しました。 本研究では、1F2 号機のプラントデータを基に、事故初 期過程を概略評価し、設定した試験条件にて、制御棒ブ レード破損試験を行い、制御棒ブレード破損に伴うホウ 素の挙動を調査しました。

試験の結果、試験体上部では、B₄CとSSの溶解は 確認できましたが、温度1500 ℃でも制御棒ブレードは 完全に溶解破損せず、中性子吸収棒は初期のB₄C粉末 を保持していることが分かりました(図1-6)。図1-7 に水蒸気枯渇条件下での事故初期過程における制御棒ブ レード破損進展メカニズムのイメージを示します。試験 体上部では、1200℃近傍でB₄CとSSの共晶が生じ、 溶解物が試験体下部へ移行を開始します。そのときの試 験体下部(図1-6中の試験体下部凝固閉塞部分)の温 度は900℃近傍であり、ここで上部溶解物の凝固閉塞 が開始したと考えています。

試験後試験体の元素分析より、B₄C は SS と接触し、 反応で生じた溶解物は B₄C 粉末側に Fe リッチホウ炭 化物を、外表面側に Fe を含有する Cr リッチホウ炭 化物を形成することが明らかとなりました(図 1-7)。 Cr リッチホウ炭化物は B₄C 粉末を包み込むことで中性 子吸収棒からのホウ素の放出を抑えるため、エアロゾル の発生が抑制されることが考えられました。

試験後試験体の特徴としては、制御棒ブレード上部 の残存物は脆く壊れやすい一方で、ブレード上部から流 出した溶解物が試験体下部で凝固したものは非常に硬く 頑強であったため、今後のデブリ取出しにあたっては取 出し機器選定時の課題になることが予想されました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託 研究「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基 盤整備のための技術開発事業(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)」の成果の一部 です。

●参考文献

Pshenichnikov, A. et al., Features of a Control Blade Degradation Observed *In Situ* during Severe Accidents in Boiling Water Reactors, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 5, 2019, p.440-453.

4 燃料デブリの臨界性に対する不確かさを評価する -1100 <l



図1-8 仮想的な燃料デブリを含む体系 内側の燃料デブリ領域は一辺が100 cm の立方体で、その 外側を厚さ20 cm のコンクリートが覆っている体系です。 燃料デブリを二つの物質が入り混じったものとして表現 することができます。茶色の部分は片方の物質が100%、 青色はもう片方の物質が100% となる領域を示しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料が 溶融し、鉄やコンクリートなどの構造材を巻き込んだ燃 料デブリが生じていると考えられています。廃炉作業の 燃料デブリ取出しに際しては、臨界安全の観点から、燃 料デブリの臨界性をコンピュータ解析によりあらかじめ 推定することが重要です。従来のコンピュータプログラム では、均一とみなせるまで物質領域を分割しモデル化し ますが、燃料デブリの場合、核燃料と構造材が複雑に入 り混じり、組成が連続的に分布していると考えられます。 また、従来の解析では全ての領域において組成が既知で ある必要がありますが、燃料デブリに対してそれを知る ことは困難です。

私たちは、ワイエルシュトラス関数を用いて連続的に 組成が分布する体系をコンピュータプログラムで計算す る手法を開発しました。解析者は、組成の平均値とその 不確かさを決めるパラメータと、乱雑さの度合いを決め るパラメータを入力するだけで、図1-8に示されるよ うな体系を作り出すことができます。この手法では、燃 料デブリを二つの物質が入り混じったものとして表現す ることができます。例えば、片方の物質を核燃料、もう 片方の物質をコンクリートとして、それらの物質が連続 的に入り混じる様子を表現することができます。この体 系は確率的に生成されるので、生成するたびに異なる組 成分布になります。各々の体系・組成分布をレプリカ と呼び、複数のレプリカに対して臨界性を計算し統計 処理をすれば、組成分布が不明なことによる不確かさを



図 1-9 仮想的な燃料デブリを含む体系に対する臨界性のゆらぎ 燃料デブリは核燃料とコンクリートの混合物(混合比1:7)の 中に平均で 20%のステンレス鋼が混合しているものとしました。 燃料デブリ内でステンレス鋼は 0%~40%の範囲で連続的に 変動するものとして臨界性を計算しました。- 線は組成分布が 均一であると仮定したときの臨界性(=0.9562)です。

計算することができます。

図 1-9 は、仮想的な燃料デブリを含む体系に対して レプリカを100個生成し、臨界性を計算したもので、 臨界性がばらつく幅(ゆらぎ)を示した図です。燃料 デブリは核燃料とコンクリートの混合物(混合比1:7) の中に平均で20%のステンレス鋼が混合しているもの としました。燃料デブリ内で、ステンレス鋼は0%~ 40%の範囲で乱雑かつ連続的に変動すると仮定してい ます。図 1-8 において茶色(目盛り 1.0)が核燃料とコ ンクリート混合物のみの部分、青色(目盛り-1.0)が 混合物にステンレス鋼が40%含まれた部分になります。 図1-9の一線で示した値は、燃料デブリの組成が空 間的に一定であると仮定し、計算した臨界性を示してい ます。この図から分かるようにステンレス鋼の分布によっ ては臨界性が 0.98 になることもあり、従来の均一分布を 仮定した臨界性の評価だけでなく、不均一な分布によっ て生じる臨界性の不確かさを評価することが重要です。

今後は、ボクセル体系を重ね合わせた計算手法の開 発や、三つ以上の物質を混合できるように拡張し、想定 される様々な体系に対応する予定です。また、開発した 手法を汎用的かつ柔軟に利用できるように新しいモンテ カルロソルバーも現在開発しています。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受 託研究「原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島 第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事 業」(平成 27 ~ 30 年度)の成果の一部です。

●参考文献

Ueki, T., Monte Carlo Criticality Analysis under Material Distribution Uncertainty, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.54, issue 3, 2017, p.267-279.

Nagaya, Y. et al., SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis, Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC 2019), Paris, France, 2019, 9p.

1-5 建屋内に浮遊する核燃料物質を測定する - GPS シンチレータプレートを用いた高信頼α線用ダストモニタの開発-



図1-10 (a) 開発したα線用ダストモニタと(b) サンプリングホルダ ノズルを介し環境中のダストをろ紙上に集塵します。ろ紙上部に設置される 検出器でα線が連続測定されます。



図1-12 α線用ダストモニタによる連続測定のトレンド (a) はエネルギー弁別なし、(b) はエネルギー弁別ありを示しています。エネ ルギー弁別を適用することにより、警報設定値が下がり検出感度が向上してい ます。

空気中のプルトニウム (Pu) 等の a 核種の濃度測定の ため、原子力施設の建屋内外に a 線用のダストモニタが 設置されています。a 線の計数率がダストモニタで設定さ れた警報設定値を超えると警報が吹鳴し、作業者への退 避を促します。このダストモニタにシリコン半導体検出器 が使われていますが、湿気等の環境要因により度々誤警 報が発生していました。東京電力福島第一原子力発電所 (1F) だけでなく、原子力機構の核燃料施設でも同様な事 象が発生していました。そのため誤警報の少ない高信頼の a 線用ダストモニタの開発が必要とされていました。そこ で、私たちはエネルギー分解能の高い GPS (Gd₂Si₂O₇) シンチレータプレートを用いた a 線用ダストモニタを開 発、核燃料施設に設置して連続測定試験を行いました。

図 1-10 (a) に開発した α線用ダストモニタの写真を示 します。GPS シンチレータプレートは、GPS シンチレー タの層の厚みが 40 µm で、3 mm 厚の高透過ガラスと結 合されています。シンチレータは 50 mm 幅で八角形と なっており、空気を集塵するためのろ紙と同じ径となっ ています。ノズルを通って採取された空気がろ紙へと導 かれ、ダストが空気ろ紙に捕集されます。ろ紙上に存在 する α ダストから放出される α線が GPS シンチレータ へと入射し、光に変換されます。その光が光電子増倍管



図 1-11 GPS シンチレータプレートに対する 湿度模擬試験

GPS シンチレータプレート表面に水を垂らし、 水の有無でのα線スペクトルを比較しました。



図1-13 GPS シンチレータプレート表面に おける水滴有無でのα線スペクトルの比較 水の有無で、α線スペクトルの形状に変化 はありません。

で電気信号へと変換されます。光電子増倍管からの出力 信号はアンプで増幅され、マルチチャンネルアナライザ (MCA) に入力されます。ディスプレイにα線エネルギー スペクトルがリアルタイムに表示されます。GPS シンチ レータプレート表面に水を垂らし、湿度模擬試験を実施 しました(図1-11)。図1-12にα線用ダストモニタによ る連続測定のトレンドを示します。エネルギー弁別を適 用することにより天然核種であるラドン(Rn)子孫核種 の計数を77%除去することができました。その結果、警 報設定値を下げて検出感度を上げることに成功しました。

図 1-13 に GPS シンチレータプレート表面に水が有 る場合と無い場合での α 線スペクトルの比較を示します。 ²⁴¹Am 線源(5.5 MeV α 線)を測定しました。水が有る 場合では、計数効率は下がるものの、水が無い場合と同 じ形状のスペクトルが確認できました。

開発したα線用ダストモニタは、エネルギー分解能 が11.9%、計数効率が97%で、ラドン子孫核種が除去 でき、かつ検出器表面が水に濡れた状態でもα線スペ クトルの測定が可能でした。したがって、このダストモ ニタは1Fのような温湿度の管理がされていない劣悪な 環境や屋外での高信頼のα線ダストモニタリングへの応 用が期待できます。

●参考文献

Morishita, Y. et al., Development of an Alpha Dust Monitor Using a GPS Scintillator Plate, Radiation Measurements, vol.122, 2019, p.115-120.

1-6 水素再結合触媒の最適形状を明らかにする -実規模試験により水素濃度低減効果を確認-

表1-1 触媒の仕様

セル密度が異なる触媒を作製し、その反応性を確かめました。





図1-14 触媒のセル密度評価

セル密度が異なる触媒に対して流速及び温度を評価し、セル密度 を下げることによって流速が増すことを確認しました。

核燃料廃棄物の保管容器は、放射線による水の分解 反応から、可燃性ガスである水素が常に発生する環境に あります。近年、外部電源を必要としない、水素再結合 触媒を利用した水素濃度低減法が注目を集めています。 これは、静置するだけで発生した水素と大気中の酸素と を非爆発的に反応させ、外部電源が無い条件下でも水素 濃度の低減が可能なものです。

本研究では、自動車触媒を基とした水素再結合触媒を 作製し、その水素濃度低減効果を実規模反応試験装置に て評価しました。試験装置は、ドイツのユーリヒ総合研究 機構にある、内径1400 mm、高さ3700 mmの密封円筒 型試験装置を用いました。この試験装置は閉鎖空間にお ける水素再結合触媒の働きを確かめることができるもの です。触媒を内部に設置し、水素を外部から注入させた 際の、空間内の各点における温度・流速・水素濃度変化 を計測し、水素濃度低減効果を実験的に観測しました。

表1-1に、実験に使用した水素再結合触媒の仕様を 示します。多数の貫通孔(セル)がある格子型セラミッ クス基質の壁に貴金属微粒子が吹き付けてあります。形 状の最適化を図るためにガスが流通するセルの密度が異 なる触媒を複数用意しました。この触媒を煙突状の筒に





図 1-15 触媒の厚み評価

(a) は厚みが異なる触媒を示しています。(b) は厚みが異な る触媒に対して流速を評価し、セル密度 0.047 の触媒では触 媒を厚くしても流速の低下が少ないことを確認しました。

はめ込み、試験装置中央部に設置します。水素注入後に 反応が開始しますが、水素と酸素との反応は発熱反応で あるため、煙突状の筒の上方に空気が流れる形で対流が 進み、それにより空間全体の水素濃度低減効果が現れま す。流速を調べることで触媒性能を知ることができ、そ れを図示したものが図1-14になります。これから、セ ル密度が小さくなるほど流速が増す、すなわち触媒性能 が向上していることが分かります。同様に、図1-15(a) のような厚みの異なる触媒に対して効果を確かめたのが 図1-15(b)で、セル密度0.047の触媒では厚みを増して も流速が低減しないことが見て取れます。厚みの増加に より反応量が増し、セル密度0.047の触媒では水素の大 量発生にも効果を発揮できることを示しています。

放射光実験やシミュレーションとも連携して、より 効果的な水素再結合触媒の開発を目指して研究開発を進 めています。この研究の進展により、廃棄物保管におけ る安全性を担保することが期待されます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「廃棄物長期 保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関す る研究開発」の成果の一部です。

●参考文献

Ono, H., Matsumura, D. et al., Research on Hydrogen Safety Technology Utilizing the Automotive Catalyst, E-Journal of Advanced Maintenance, vol.11, no.1, 2019, p.40-45.

7 測定が困難な放射性廃棄物の放射能量を推定する -ゼオライトへのアクチノイドの収着挙動-





図1-17 U及び Np の分配比の時間依存性 10%人工海水中での U の分配比は高い値を示すのに対し、Np 及び人工海水中の U は分配比が低いことが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水中の放射 性物質を除去するため、汚染水処理設備が稼働していま す。処理設備では、放射性物質を除去する吸着材の一つ として、ゼオライトが使われています。使用済みゼオラ イトは放射性廃棄物として処分されますが、処分方法の 検討や処分後の安全評価のため、ゼオライト中の放射性 物質の種類と量を把握する必要があります。しかしなが ら、使用済みゼオライトは放射線量が高く、金属容器に 密封されているため、容易に採取して分析することがで きません。そのため、放射性物質の種類と量を推定す る手法の開発を目指し、汚染水処理設備の一つである第 二セシウム吸着装置(SARRY)に使用されているゼオラ イト(IONSIV[™] IE-96, UOP)を用い、ウラン(U)及び ネプツニウム(Np)の収着試験を行いました(図1-16)。

人工海水及び人工海水をイオン交換水で10倍希釈 した溶液(以下、10%人工海水)を用いた試験の結果 (図1-17)、人工海水中でUの分配比は低い値を示すの に対し、10%人工海水では分配比が大きく上昇しました。 一方、Npの分配比は人工海水濃度によらず低い値を示し ました。ここで分配比は、ゼオライトへのU、Npの収着 量(固相中濃度)を溶液中の各元素の濃度で除した値で

図1-16 U及び Npの収着試験試料の外観 収着試験では、ゼオライトを浸漬した溶液中に U または Npを添加し、溶液中の各元素濃度の経時 変化から、ゼオライトへの収着挙動を観察します。



図 1-18 Uの収着分配係数の pH 依存性

Uの収着分配係数は Na 濃度が変化しても大きく変化しないの に対し、pH8 以上では炭酸濃度の上昇に伴って収着分配係数が 大きく低下することが分かりました。

表され、分配比が高いほど多く収着することを示します。

人工海水と 10% 人工海水での分配比の変化の要因を 調べるため、溶液中の Na 濃度と炭酸濃度を変えて収着 試験を行いました。結果を収着分配係数(以下、 K_d)の pH 依存性として示します(図 1-18)。ここで、 K_d は収 着平衡時の分配比で表されます。Uの K_d は Na 濃度に 依存しないのに対し、人工海水と同程度の pH である pH8 ~ 9 では、炭酸濃度が上昇すると K_d が大きく低下 します。このことから、人工海水と 10% 人工海水での Uの分配比の違いは、溶液中の炭酸濃度の違いが要因 と考えられました。これは、収着性の低い炭酸錯体(U と炭酸が結合した化学種)が増加したためと推測されま す。一方、Np の K_d は Na 濃度にも炭酸濃度にも依存せ ず、人工海水及び 10% 人工海水で取得した分配比と整 合的な傾向を示しました。

本結果により、ゼオライト中の放射性物質の種類と 量を把握する上では、汚染水中の炭酸濃度が重要となる 可能性が明らかになりました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成26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)」の成果の一部です。

●参考文献

Ishidera, T. et al., Sorption Behavior of U and Np on Zeolite, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.5, 2018, p.221-224.

1-8 川定が難しい放射性核種のルーチン分析に向けて ー廃棄物を対象とした⁹³Zr, ⁹³Mo, ¹⁰⁷Pd 及び¹²⁶Sn の分析マニュアルの整備ー



図1-19 陰イオン交換樹脂を用いた妨害核種分離作業 塩酸を使用して陰イオン交換樹脂に Sn を吸着させ、塩化物 イオンと錯体を形成しない妨害核種と分離しています。





ベリリウム膜 試料ホルダー

図 1-20 低エネルギー光子検出器(Ge-LEPS) 検出器入射窓は薄いベリリウム膜であり、低エネルギーの光子 (y線)を高効率で測定可能です。



図 1-21 Ge-LEP を使用した¹²⁶Sn 測定スペクトル ¹²⁶Sn の壊変時に放出される 64 keV と 87 keV の 2 本の γ 線がピークとして確認できます。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置を 進めるにあたり、今後、発生するがれき等を含め、放射 性廃棄物の処理処分方策の整備が喫緊の課題となって います。このためには、放射能データの収集・蓄積が必 要であり、分析手法が定まっていない核種については、 新たに分析手法を確立することが求められています。 そこで私たちは、分析手法が定まっていない核種のうち、 ジルコニウム 93 (⁹³Zr)、モリブデン 93 (⁹³Mo)、パラ ジウム 107 (¹⁰⁷Pd)及びスズ 126 (¹²⁶Sn)の4 核種を対 象として、実廃棄物のルーチン分析にも適用できるよう に、できる限り簡易な分析法を開発しました。

開発した分析法のうち¹²⁶Snの例を示します。Snは 2価と4価のイオンとして共存するため、前処理とし て過酸化水素を用いて4価に調整します。塩酸溶液中 で、Snは塩化物イオンと錯形成(クロロ錯体を形成) し、陰イオンとなるため、陰イオン交換樹脂に吸着させ (図1-19)、陰イオンとならない妨害核種(β 線を放出し て制動放射によるバックグラウンドを上昇させるセシウ ム137 (¹³⁷Cs)、ストロンチウム 90 (⁹⁰Sr)等)と分離す ることができます。

放射能は、低エネルギー光子検出器 (Ge-LEPS)

(図1-20)を使用して、y線を測定して求めます(図1-21)。 ⁹³Zrと⁹³Moについては固相抽出剤(TEVAレジン) に薄い濃度のフッ化水素酸を用いて吸着させた後、濃い 濃度のフッ化水素酸及び塩酸で溶離し、質量分析法また は放射線測定法により定量しました。¹⁰⁷Pdについては 陰イオン交換樹脂に塩酸を用いて吸着させ、アンモニア 水で溶離させることで妨害核種から効率良く分離させる ことができ、質量分析法により定量しました。

開発した分析法については、1F で採取された滞留水 を用いて適用性確認を行い、十分な精度で分析ができる ことを確認しました。また、ルーチン分析への適用に向 けて、手順等を書き連ねるのみではなく、作業者により 分かりやすいよう、チェックシートを取り入れた分析マ ニュアルを完成させました。

現在建設中の大熊分析・研究センターが運用を開始 した際には、本分析マニュアルを利用して、多数の 放射能データを収集・蓄積することにより、処理処分 方策の整備を加速できると期待されます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成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)」の成果の一部です。

●参考文献

青野竜士ほか, 福島事故廃棄物を対象とした⁹³Zr, ⁹³Mo, ¹⁰⁷Pd 及び¹²⁶Sn 分析法の開発, JAEA-Technology 2017-025, 2017, 32p.

-9 汚染がれきの再生利用の安全性を評価する -福島第一原子力発電所(1F)敷地内に限定した再生利用-



図1-22 再生利用についての考え方

空間線量率の上昇を抑制するように再生利用を行い、敷地内で行われている 放射線防護の運用にも影響を与えないことを確認します。



図1-23 道路材に再生利用した際のめやす濃度の妥当性確認の概念図 作業者への追加線量の確認に加え、敷地境界と海洋からどれだけ離 隔をとれば運用基準を満たすか確認します。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)敷地内には、 大量の汚染がれき(コンクリート、金属、木材等)が保 管されており、今後は燃料デブリで汚染された廃棄物の 発生も考えられています。こうした汚染したがれきの処 理・処分に向けた作業の中で、屋外に集積保管されてい る比較的核種濃度の低いがれきのうち、表面線量率が 5 μSv/h以下のがれきを再生利用する方針が東京電力 ホールディングスにより示されています。現在の1F敷 地内は緊急時被ばく状況から移行した現存被ばく状況に あり、また全域が管理対象区域に設定されており、敷 地に立ち入る人員は全て線量管理されています。こう いった状況で再生利用可能な資源化物の放射能濃度を 設定した例は国際的にもありません。

そこで、1F 敷地内において、作業者への追加被ばく 線量を抑制しつつ管理された状態での用途を限定した再 生利用について初めて考え方を構築しました。図1-22 に構築した考え方のフローを示します。再生利用を 実施する際は、作業者への追加の被ばく線量を抑制する ために、再生利用による敷地内の空間線量率を大きく 上昇させない放射性セシウム (Cs) 核種濃度(めやす 濃度)で行うことを示しました。1F 敷地全域における モニタリング値の最小値から、再生利用による空間線 量率の上昇値を1μSv/h以下とすることにしました。



図 1-24 道路材からの距離ごとの空間線量 敷地境界における線量率(最大値 0.6 mSv/y)を考慮して 1 mSv/y 以下となるために必要な離隔を評価しました。

また、めやす濃度の妥当性を確認するために、再生利用 を実施する現存被ばく状況下で実施されている放射線管 理の運用に影響を与えないことを確認しました。1F内 においては、①作業者の被ばく線量(廃炉作業を過度 に制限しない追加線量として線量限度の10%を設定)、 ②敷地境界における評価線量(再生利用前の評価値も含 めて1 mSv/y以下)、③海洋へ放出される地下水中核種 濃度、について現在の運用を満たしているか確認しま した(図1-23)。対象核種は、放射性Cs、がれき中に 放射性Csに対して約1%存在するストロンチウム90 (⁹⁰Sr)、放射性Csとは相関無くクリアランスレベルを 超えて存在する炭素14(¹⁴C)としました。

構築した考え方に沿って再生利用をした際のめやす 濃度の試算と妥当性の確認を行いました。再生利用用途 は、敷地内で実施可能性を考慮して道路材と建設用コン クリートを想定しました。両用途ともめやす濃度で再生 利用した場合、①の条件を満たし、②と③についても敷 地境界まで離隔をとれば条件を満たすことが確認できま した(図 1-24)。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受 託研究「平成 29 年度原子力発電施設等安全技術対策委 託費(廃棄物の限定再利用に関する検討)事業」の成果 の一部です。

●参考文献

Shimada, T., Miwa, K. et al., Study on Restricted Use of Contaminated Rubble on Fukushima Daiichi NPS Site (1) Estimation of Reference Radiocesium Concentration for Recycling Materials, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.6, 2019, p.203-207. Miwa, K. et al., Study on Restricted Use of Contaminated Rubble on Fukushima Daiichi NPS Site (2) Validation of Reference Radiocesium Concentration for Recycling Materials, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.6, 2019, p.166-170.

1-10 廃止措置のためのロボットシミュレータの開発 - ドローン飛行シミュレーションと仮想空間内での目視操縦訓練-



図1-25 ドローン飛行シミュレーションの実行画面例 画面中央にドローンの搭載カメラ画像、画面右にドローンの俯瞰 画像を表示しています。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)での事故後、 原子炉建屋内が高放射線環境となりました。作業員の立 入りが難しいそのような環境では、遠隔操作ロボットを 利用して調査や作業等のタスクが行われています。事故 後の原子炉建屋内は状況が明らかでない場所も多く、遠 隔操作ロボットによる安全なタスクの遂行は容易ではあ りません。そのため、タスクに特化した高性能ロボット の速やかな開発とロボットを自在に操縦する技能を持つ オペレータの訓練を行うことが必要です。私たちは、そ れらを支援することを目的としたロボットシミュレータ (以下、シミュレータ)の開発に取り組んでいます。

近年、ドローン技術開発や応用が盛んに行われてお り、原子炉建屋内の線量調査にもドローンが試験的に利 用されました。原子炉建屋内のような屋内環境でドロー ンを飛行させると、プロペラの回転によって生じる空気 の噴流が周囲の構造物と相互作用することで流体力が飛 行状態に影響するため、操縦が難しくなります。そのた め、ドローンを用いて安全にタスクを行う場合にも、自 在に操縦するための技能を持つオペレータの訓練を行う 必要があります。そこで本研究では、シミュレータを用 いたドローンの操縦訓練に必要なドローンの飛行挙動を 模擬する機能の開発と仮想空間にそのシミュレーション の様子を実物大投影して、目視によるドローンの操縦訓 練を行うシステムの構築を行いました。

ドローンの飛行挙動模擬機能は、飛行中のドローン に作用する空気の流体力を総合的に計算し、飛行状態を 再現するものです。特に、屋内環境において発生する特 徴的な流体力による外乱の代表的な効果である壁や天井



図1-26 目視による仮想操縦訓練の例 没入型バーチャルリアリティシステムを利用した目視によ るドローンの操縦訓練を行った例を示しています。

等の近傍を飛行する際にその表面に引き寄せられる現象 (コアンダ効果)及び地面近傍で揚力が増加し、姿勢が 乱される現象(地面効果)が重要であり、私たちはこれ らを簡易的な計算モデルによって実装しました。

次にシミュレータを用いてオペレータに実物を用い た訓練と同様な体験を提供するために、シミュレータ 上のシミュレーションの様子を実時間で三次元実物大 に投影するシステムを構築しました。具体的には、シ ミュレータ上で三次元描画に用いられる OpenGL (Open Graphics Library)の描画信号を商用 GL-DLL ソフ トウェア Fusion により複製し、商用バーチャルリアリ ティ描画ソフトウェア EasyVR に転送して、実物大の 三次元映像として投影するという構成で実装しました。 図 1-25 はドローン飛行シミュレーションの実行画面例、 図 1-26 はバーチャルリアリティを用いた目視によるド ローンの操縦訓練の例を示しています。

これらの二つの技術を組み合わせることにより、屋内 環境を飛行した際の外乱の影響を受けているドローンの 飛行挙動を実時間で計算し、そのシミュレーションの様 子を実時間で三次元実物大に投影して目視によるドロー ンの操縦訓練が可能となりました。

今後も私たちは、遠隔操作ロボット開発やオペレー タのロボット操縦技能訓練を支援するシミュレータ開発 を通じて、1F 廃止措置の推進に寄与していきます。

本研究におけるドローンの挙動模擬機能の開発は、 福島県からの受託研究「模擬プラント用ロボットシミュ レータ開発業務」の一環として、平成 29 年度に原子力 機構が株式会社 FSK より委託を受け実施しました。

●参考文献

Suzuki, K. et al., Development of a Multi-Copter Simulator and a Projection System for Virtual Operation Experience, Proceedings of 2019 IEEE/SICE International Symposium on System Integration (SII 2019), Paris, France, 2019, 6p., in USB Flash Drive.

1-11 河川の放射性セシウム濃度、減少続く -過去3年にわたる連続的な調査結果から-



図 1-27 観測された河川水中の溶存態¹³⁷Cs 濃度と懸濁態¹³⁷Cs 濃度の時間変化 太田川の(a)溶存態¹³⁷Cs 濃度と(b) 懸濁態¹³⁷Cs 濃度、請戸川の(c)溶存態¹³⁷Cs 濃度と(d) 懸濁態¹³⁷Cs 濃度はいずれも時間とともに 減少傾向にありました。観測から推定された¹³⁷Cs 濃度の見かけの減少速度(実線)は、物理的な半減期による減少速度(破線)よりもずっ と速いことが示されました。図中の緑の網掛け箇所は夏期に該当します。また、放射能測定における不確かさをエラーバーに示しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故に由来する放射 性セシウム (Cs) の一部は、河川を通じて移動してい ます。環境省の調査によると、河川水中の Cs 濃度は 2018 年 4 月現在で 1 Bq L⁻¹ 未満と検出下限値以下に なっていますが、一方、Cs 濃度が事故以来どのように 変化しているかについては、明らかではありませんでし た。しかし、一部の川魚で基準値(100 Bq kg⁻¹)を超 える個体が現在も見られ、漁業再開の見通しを得るため には、Cs 濃度とその変化を正確に把握しておく必要が あります。本研究では、事故後 4 ~ 7 年にかけて、毎 月の放射性セシウム137 (¹³⁷Cs) 濃度を観測し、その時 間変化を明らかにしました。

調査は、2015年4月から2018年3月までの3年間、 福島県南相馬市の太田川と同浪江町の請戸川で行いまし た。毎月定期的に採取した河川水を、ろ紙(孔径0.45 µm) を用いて分画し、ろ紙上の土の粒子に含まれるCsを懸 濁態Cs、ろ液に含まれるCsを溶存態Csとして、ゲル マニウム半導体検出器を用いた核種分析によりそれぞ れの¹³⁷Cs濃度を定量しました。溶存態Csについては、 検出下限値を下げるために濃縮処理を行いました。

両河川で観測された溶存態¹³⁷Cs と懸濁態¹³⁷Cs の濃度 は、どちらも時間とともに減少している傾向が観測され ました(図1-27)。指数フィッティングした結果、¹³⁷Cs 濃度の見かけの半減期は、太田川ではそれぞれ(a) 2.2 年 と(b) 1.5 年、請戸川では(c) 3.3 年と(d) 2.1 年と推定さ れました。¹³⁷Cs の物理的な半減期は 30 年なので、およ そ 10 倍の速度で減少していることが明らかになりまし た。この結果は、陸上に沈着した Cs のうち、河川へ流 出しやすい Cs が時間とともに減っていることを示唆し ています。

溶存態¹³⁷Cs 濃度が夏期に増加することも明らかにな りました((a)、(c))。落葉落枝や土壌の有機物が分解さ れるときにそれらに付着していた Cs が溶出するため、 分解が活発になる夏期に濃度が高くなったと推測されま す。しかし、その増加幅が年々小さくなっていることから も流出しやすい Cs は減少していると考えられます。

本研究の成果は、河川水と川魚の Cs 濃度について、 今後の中長期的な将来予測に重要な知見となります。

●参考文献

Nakanishi, T. et al., Trend of ¹³⁷Cs Concentration in River Water in the Medium Term and Future Following the Fukushima Nuclear Accident, Chemosphere, vol.215, 2019, p.272-279.

1-12 森林から渓流・河川へ、放射性セシウムはどう動くのか - 上流域での溶存態セシウム流出の現象理解を目指して-



図1-28 解析対象領域の三次元構造モデル GETFLOWS では、地質構造を基に地下を三次元、標高デー タを基に地表を二次元でモデルを作成し、地表水と地下水 を同時に計算します。得られた水循環場から表層における 土砂、Cs 輸送の計算を実施し、環境中での Cs 動態を予測 します。

東京電力福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウム(Cs)は、その約70%が未除染の森林地帯に存在するため、森林から渓流・河川へCsがどのように動くのかを把握することが、農作物や淡水生態系中のCs 濃度の変化傾向を理解するために重要です。特に土壌 粒子等に吸着されたCs(懸濁態Cs)のみならず、生物 移行性の高い、水に溶けたCs(溶存態Cs)流出の現象 理解が欠かせません。本研究では、99%森林地帯の太 田川上流域(南相馬市及び浪江町、図1-28)を対象に、 流域水循環モデル(GETFLOWS)を用いた水、土砂 及びCs移動の数値解析を行い、実測値と解析結果の比 較を通じて、上流域での溶存態Cs流出の現象理解を進 めました。

はじめに図1-28の流出点において、流量及び土砂流 出量に関するモデルの再現性を確認しました。Cs 溶出 メカニズムとして、河川水中の懸濁態と溶存態の Cs 濃 度比(分配係数)が一定となるよう、瞬時に懸濁態から Cs の溶出が起こると考える吸着分配平衡を仮定し、次 の二つの解析ケースを計算しました。ケース1は、解 析地点での実測値に基づき分配係数を設定し、ケース2 は、過去の観測事例に基づき、土砂の細粒分により比較 的高い濃度で Cs が含まれるとする設定としました。



図 1-29 河川水中における溶存態及び懸濁態¹³⁷Cs 濃度の 計算結果

GETFLOWSの土砂輸送計算は、六つの粒径 (シルト、クレイ、 細砂、中砂、粗砂、礫)を対象とし、粒径の細かい4区分に対し、 一律同じ分配係数 (K_d = 200000 L/kg)を与えた解析をケー ス1、異なる値 (シルト、クレイ: K_d = 200000 L/kg、細砂、 中砂: K_d = 50000 L/kg)を与えた解析をケース2としました。

2014年1月から2015年12月までを対象に、図1-28 の流出点における河川水中の溶存態及び懸濁態Cs (ここでは¹³⁷Cs)の濃度の計算結果を図1-29に示します。 解析ケース1(一)の結果は、平水時の溶存態¹³⁷Cs濃度 の実測値(0.14~0.53 Bq L⁻¹、平均:0.32 Bq L⁻¹)を 過小評価傾向でしたが、解析ケース2(一)は、より実 測値に整合的な結果(平均:0.36 Bq L⁻¹)となりました。 したがって、本モデルは、吸着分配平衡仮定下で、平水 時の溶存態¹³⁷Cs濃度をある程度再現できました。

しかし、溶存態¹³⁷Cs 濃度の出水時の上昇(●)、そし て夏季に高く冬季に低いといった季節変動(●)といっ た実測値で認められた変化傾向を十分再現することがで きませんでした。つまり、河川の調査結果でも明らかな ように、森林の林床に存在する落葉落枝の層から溶存態 ¹³⁷Cs が溶出し、渓流・河川へ流出してきていることが 推測されますが、そのプロセスは吸着分配平衡以外のメ カニズムが支配していると考えられます。

今後、河川調査や室内実験を通じて、森林の落葉落 枝の層から渓流・河川への溶存態¹³⁷Cs 溶出メカニズム を明らかにし、そのプロセスを反映させる等、本解析法 の改良と検証を進めていきます。

●参考文献

Sakuma, K. et al., Applicability of K_d for Modelling Dissolved ¹³⁷Cs Concentrations in Fukushima River Water: Case Study of the Upstream Ota River, Journal of Environmental Radioactivity, vols.184–185, 2018, p.53–62.

1-13 試料を採取せずに池底のセシウム分布解明へ - ため池底質中放射性セシウムの深さ分布の可視化-



図 1-30 底質表面でのγ線スペクトルの測定イメージ

(a) 底質中の Cs の深さ分布が小さい場合、Cs から放出される直接 γ 線の割合が高いです。(b) 底質中の Cs の深さ 分布が大きい場合、直接 γ 線は土壌粒子で遮へいされ、散乱 γ 線の割合が高いです。(c) RPC と β_{eff} の関係を示します。



図1-31 本研究の推定結果を実際のため池に適用した例 本研究により得られた換算係数に基づいて、実際のため池水底でのγ線スペクトルの測定結果((a) 42 地点)から、 (b) 底質表層の Cs 濃度と (c) Cs の深さ分布を同時に推定することができました。

ため池水底の放射性セシウム(Cs)の汚染実態を知 ることは、営農再開に向けて効率的な除染や浚渫の方法 を提案する上で重要ですが、浚渫計画立案に不可欠な深 さ方向の濃度分布データ取得には、多くの手間と時間が かかるという課題がありました。私たちは、東京電力福 島第一原子力発電所事故後から、耐水性放射線検出器を 用いた放射線モニタリング技術の開発を行っており、広 い範囲のため池水底のCsの分布状況を、迅速かつ簡便 に測定することを可能としてきました。しかし、従来の 方法では、水底の表層付近の濃度しか評価できませんで した。今回、水底の底質表面で得られたy線スペクトル の特性(散乱y線と直接y線)から、底質中Csの深さ 分布を推定する手法を開発しました(図1-30)。

Cs が存在する深さによって、検出される直接 y 線と散 乱 y 線の割合が変化すると推測されます。その理論の実 証のため、福島県内の 64 のため池内の合計 253 ヶ所で、 同じ場所の y 線スペクトルの特性と、底質試料中 Cs 濃度 の深さ分布データの比較実験を実施しました。放射線検 出器は、NaI (TI) シンチレーション検出器 (A-Sub、株 式会社日立製作所)を用いました。測定地点で船上から 検出器を水底に下ろし、2 分間測定しました。得られた y線スペクトルから、散乱y線領域(150~250 keV)、 直接y線領域(550~850 keV)の計数率比(<u>Ratio of</u> <u>Peak Compton</u>: RPC)を計算しました。同じ地点で柱 状採泥器を用いて約5~40 cmの柱状試料を採取しまし た。厚さ5 cmごとに分割し、各試料中の Cs 濃度を Ge 半導体検出器で測定し、深さ分布のパラメータ(実効的 重量緩衝深度(β_{eff} g cm⁻²))を求めました。

RPC 及び β_{eff} の間には良好な正の相関が認められま した (図 1-30 (c))。これは、 γ 線スペクトルの特性から、 検出器直下の底質中 Cs の深さ分布が推定できること を意味します。ため池全体を網羅するように、42 地点 (図 1-31 (a)) で γ 線スペクトルを測定し、表層の Cs 濃 度の分布マップ (図 1-31 (b)) と、先ほどの相関式から 推定した β_{eff} マップ (図 1-31 (c)) を作成しました。この ように、従来法に比べて、現地での測定のみかつ圧倒的 に短い時間で、底質中 Cs の三次元分布を評価できます。

これらの結果は、帰還困難区域での営農再開に向け た、浚渫等の湖沼の管理に活用できます。

●参考文献

Ochi, K. et al., Development of an Analytical Method for Estimating Three-Dimensional Distribution of Sediment-Associated Radiocesium at a Reservoir Bottom, Analytical Chemistry, vol.90, no.18, 2018, p.10795-10802.

1-14 海洋深層への放射性物質の移行を探求する - 鉛直方向の濃度分布から深層への沈み込みを解明-



図 1-32 海水試料採取地点

○○○は事故後に、□は事故前に海水試料を採取した地点です。





東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により、 放射性物質が海水中に放出されました。海水中での放射 性物質の移行を明らかにするために、数多くの研究が行 われています。しかし、多くの研究は、表層海水中での 移行に着目し、深層への移行について調べている研究は ほとんどありませんでした。そこで、放射性物質が深層に どのように移行するかについて調べることにしました。

深層への移行を調査するためには、深層の海水試料 を数多く採取する必要があるため、少量の海水試料から 検出できる放射性核種を用いることが効率的だと考えま した。深層における海水中の放射性セシウム(1 Bq/m³ 程度)等を測定する場合、20 L もの海水が必要になり ますが、ヨウ素 129(¹²⁹I)であれば、私たちが開発し た加速器質量分析法により、1 L の海水から検出可能で す。そこで、¹²⁹I の鉛直分布を明らかにすることにしま した。西部北太平洋は、北から親潮、南から黒潮が流れ 込んでおり、その間にはそれらの海流が混合した海水が 存在しています。これらの海域での分布状況を明らかに するため、親潮、黒潮及び混合海域において表層から水 深 1000 m までの海水試料を採取しました(図 1-32)。



図1-34 再現された海水の流れの概念図 (a) 水平方向の流れは、黒潮続流の蛇行(→) により混合海域の海水が南下(→)しているこ とが分かりました。 (b) 鉛直方向の流れは、その南下流(→)が黒

(D) 鉛直方向の流れは、その留下流 (→)が黒 潮海域の海水の下に沈み込んでいることが分 かりました。

図 1-33 に、事故後に観測した親潮、混合及び黒潮海 域における¹²⁹I の鉛直分布を示します。また私たちは、 1F 事故以前から¹²⁹I の移行について注目しており、親 潮、混合及び黒潮海域における¹²⁹I の鉛直分布のデータ を取得していました。その両方の結果を図 1-33 に示し ます。事故前後の鉛直分布を比較して 1F 事故の影響に よる濃度上昇は、親潮及び混合海域ではそれぞれ表面か ら水深 150 m 及び 200 m までの表層で、黒潮海域では 水深 400 m 付近の亜表層で生じていることが明らかと なりました。

亜表層への移行を解明するために、流速を再現したデー タセットを利用し、海水がどのように流れていたかについ て解析を行いました。その結果、千葉県沖で離岸した黒潮 続流は蛇行しており、その流れに引き込まれるように混合 海域の海水が南下する流れが発生していました。この南下 流の密度は黒潮続流の密度より高いため、黒潮続流の下層 に急激に沈み込んでいたことが分かりました(図1-34)。

これらの結果は、事故で放出された放射性物質が黒 潮続流の蛇行の影響により急激に沈み込むという、海洋 学上の新たな知見の発見につながりました。

●参考文献

Suzuki, T. et al., Vertical Distribution of ¹²⁹I Released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in the Kuroshio and Oyashio Current Areas, Marine Chemistry, vol.204, 2018, p.163-171.

1-15 空からスピーディに、正確に、放射線を測る -上空からの放射線測定値換算技術の高度化-



新手法:各測定の組合せから最適な値を算出

図1-35 上空から測定した放射線測定値の換算イメージ 従来法は、各測定点の真下の地上値を算出します。新手法では、 各測定の情報及び地形情報から地上値を算出します。



図1-36 上空測定換算値と地上測定値の比較 上空測定値を従来法及び新手法を用いて地上1m空間線量率へ と換算した値と、地上1m空間線量率測定値を比較した結果です。



図1-37 上空放射線測定値を換算した空間線量率の分布 (a)は従来法を用いて換算した結果、(b)は新手法を用いて換算した結果です。どちらも地上1m空間線量率へと換算します。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故以降、有人 ヘリコプターや無人ヘリコプターなどを用いて上空から 1F 周辺における放射線モニタリングが行われています。 上空で測定された放射線測定値は、多くの場合、地上1m 空間線量値に換算され情報提供されます。従来の換算手 法では、地形構造が平面で、線源が均一に分布したモデ ルを仮定し、測定地点と地面との距離に応じた空気によ る放射線の減衰効果を考慮していました。しかし、地形 の起伏が大きい場合や、地面と放射線検出器との間に樹 木等の遮へい物があった場合は、地上測定値と上空から の測定による換算値が整合しないという課題がありまし た。この課題を解決するため、地上各地点から上空の各 測定点に至る個々の経路における放射線の減衰効果を考 慮できる逆問題解析手法 (以下、新手法) を用いて、地形 の凹凸及び森林の遮へい等の効果を考慮した解析手法を 開発しました。

本解析手法は、医療分野において体内の臓器を可視化 する技術として用いられている ML-EM (最尤推定 – 期 待値最大化) 法を応用したものです。具体的には、複数 の上空測定点で測定した放射線計数値から、最適な地上 値の分布を算出します(図1-35)。さらに換算のために 必要となる減衰のパラメータとしては、従来法でも用い られていた空気による放射線の減衰効果に加え、y線の 土壌による遮へい及び散乱による減衰効果並びに、樹木 による減衰効果を適用しました。

図1-36は、無人ヘリコプターで取得した放射線測定 値を従来法及び新手法で換算し、それぞれの換算値を地 上測定値と比較したものです。その結果、新手法による 換算は、従来法による換算に比べて、より地上測定値に 近い換算値を得られることが分かりました。図1-37は、 (a) 従来法及び(b) 新手法で得られた空間線量率分布 マップです。赤い円で示されているエリアは除染された エリアです。従来法では周辺線量の影響を受けるため除 染の場所がはっきり見えませんでしたが、新手法ではよ り鮮明に除染の効果を確認することができます。

今後、逆問題解析におけるパラメータの最適化を行 い、上空からの測定に限らず、地上における測定等でも 適用できるよう、計算アルゴリズムを開発する予定です。

●参考文献

Sasaki, M. et al., Development of Analysis Method for Airborne Radiation Monitoring Using the Inverse Problem Solutions, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.6, 2019, p.63-67.

1-16 詳細な放射線量マップを作り、より現実的に被ばくを評価する -特定復興再生拠点区域の放射線防護対策の検討に向けて-



図1-38 放射線モニタリングから被ばく線量の評価までの一連の流れ (a) 自治体等へのヒアリングの結果に基づき設定した復興拠点区域と関連した行動パターン(大熊町の例) (b) 無人へリコプターを用いた上空からの空間線量率分布測定結果(大熊町大野駅周辺の測定結果) (c) 大気中の放射性物質濃度の測定結果(大熊町の特定復興再生拠点区域内に設置したダストサンプラーによる測定結果)

(d) 1 回の立入りに伴う外部被ばくによる実効線量((a)大熊町の行動パターン OD-03 の評価結果)

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故に伴い 設定された避難指示区域のうち、空間線量率が特に高く、 長期にわたり居住を制限するとされてきた帰還困難区域 についても、線量の低下状況を踏まえて避難指示を解除 し、居住を可能とする「特定復興再生拠点区域(復興拠 点)」を整備する方針が示されました。1Fの周辺に位 置する大熊町等では、2023年春頃までの避難指示解除 を目標に、復興拠点の除染やインフラ等の整備が行われ ています。これに併せ、内閣府原子力被災者生活支援チー ム(被災者支援チーム)は、復興拠点への住民の帰還を 現実のものとすべく、必要な放射線防護対策の検討を進 めています。私たちは、2018年夏から被災者生活支援チー ム等からの協力依頼に基づき、復興拠点における(1)無 人へリコプターによる迅速かつ詳細な面的な空間線量率 分布状況の把握、(2) 代表的な地点における大気浮遊塵 の採取と放射能濃度の測定、(3)代表的な行動パターン における外部・内部被ばくの評価等を実施しています。

被ばく線量は、自治体等からのヒアリングの結果 に基づき、復興拠点区域内の行動パターンを設定し (図1-38(a))、空間線量率分布測定結果(図1-38(b)) や大気中放射性物質濃度の測定結果(図1-38 (c))等の 実測データを用いて、実測データの代表値を用いた評 価(決定論的評価)と実測データの分布を用いたモンテ カルロ解析による線量分布の評価(確率論的評価)を実 施しました(図1-38 (d))。評価の結果、最も保守的な 想定となる活動時間の大部分を屋外で活動するパターン (図1-38 (a)のOD-03のパターン)の外部被ばくによる 実効線量は、95%値で約40 µSv(1回の立入りに伴う外 部被ばく線量)、算術平均で約16 µSv(1回の立入りに伴 う外部被ばく線量)でした。また、大気中放射性物質濃度 の測定結果(図1-38 (c))から算出した放射性セシウムの 再浮遊に伴う吸入による内部被ばく線量は、外部被ばく 線量と比べて5桁ほど低い値となることが分かりました。

これらの調査結果を踏まえた放射線防護対策案が、第 47回原子力規制委員会(2018年12月12日)で了承され、 具体的な対策について、国と自治体等との調整が進めら れています。今後も放射線のモニタリングから被ばく評 価までの一連の手法を高度化するとともに、より現実的 な評価を行い、避難指示解除の加速化に直接的に貢献す る成果を創出していきます。

●参考文献

舟木泰智ほか, 特定復興再生拠点区域におけるモニタリング及び被ばく評価手法の検討, JAEA-Research 2018-016, 2019, 48p.

1-17 福島の居住環境をモデル化し空間線量率の分布を予測する -三次元空間線量率分布評価システム(3D-ADRES)の開発-



図 1-39 3D-ADRES による空間線量率のモデリングプロセス

(a) 3D-ADRES は衛星画像を始めとするリモートセンシングデータを用いて福島県内の任意の地区の三次元モデルを作成します。
(b) 作成したモデルは PHITS に入力可能な形式に変換され、(c) 放射性セシウム (¹³⁴Cs 及び¹³⁷Cs) により放出された放射線をシミュレーションし、空間線量率の分布を計算します。なお、計算値はマス目の■■■■■■の色、測定値(歩行測定)は小さい●●●■●
の色で示されています。Map imagery © DigiGlobe Inc., NTT Data, Google & Zenrin 2018.

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故から8年 が経過し避難指示が解除された地域では住民の帰還が始 まっています。こうした地域で住民の外部被ばく量を可能 な限り最小限に抑えるには、生活環境における放射線の 空間線量率の分布を正確に把握することが必要です。しか し、空間線量率の分布を推定するには、地面の舗装の有無 による放射性セシウム(¹³⁴Cs及び¹³⁷Cs)の沈着量の違い や、地形、樹木、家屋による放射線の遮へい効果を考慮す る等、実際の複雑な環境を反映した計算が求められます。 しかし、そのような複雑な環境をモデル化することは簡単 ではなく、これまでは地形を平坦と仮定したり、樹木や家 屋の影響を無視したりするような計算が行われてきました。

そこで、システム計算科学センターは福島環境安全センターと連携し、福島県内のあらゆる居住地区に対して、その詳細な三次元モデルを作成し計算精度を向上させるための新しい計算システム「3D-ADRES (<u>Air Dose</u> Rate Evaluation System)」を開発しました。

そのシステムでは、対象地区が定まると衛星画像や航 空写真を画面上に表示し(図1-39(a))、数値標高モデ ル(DEM)と呼ばれる地理空間情報を利用し三角格子 を用いて地形を表現します(図1-39(a))。その上に数 値表面モデル(DSM)と呼ばれるもう一つの地理空間 情報を利用し、建物や樹木の幅や高さを設定し、対象地 区のリアルなモデルを作成します(図1-39(b))。次は 放射線のシミュレーションを実施するため、作成したモ デルを原子力機構が開発したコード「PHITS」のフォー マットに変換し(図1-39(b))、放射線シミュレーショ ンを行うことで従来よりもはるかに詳細な空間線量率分 布の計算が可能となりました(図1-39(c))。

ここで利用する PHITS とはモンテカルロ法と呼ばれ る手法を用い放射性セシウムから発生する放射線の行方 を追跡するコードで、放射線が空中で散乱されその進路 が変わるほか、樹木や家屋等に吸収される様子も再現さ れ、家屋周辺等の複雑な空間線量率の分布を求めること ができます(図1-39(c))。

私たちはこの 3D-ADRES と PHITS を用いて 1F 付 近の一つにおける地区の空間線量率の分布を計算し、家 屋や樹木、地面の舗装の有無等がその分布にどのような 影響を及ぼすかを調べました。その結果、建物や舗装道 路では風雨により放射性セシウムが容易に除去され、そ の付着量は周囲と比べて小さいという知見を反映させる と、空間線量率はその知見を反映しない場合の 60% 程 度にまで低下し、樹木や家屋での放射線遮へいによる空 間線量率の低減は比較的影響が小さいこと等が判明しま した。

今後は 3D-ADRES と PHITS を用い、住民が長時 間過ごす屋内等の場所で空間線量率がどのように分布す るかについての研究を実施します。このような取組みか ら得られる知見により、外部被ばくを最小限に抑えるた めの指針を得るほか、年月の経過とともに居住地区内の 空間線量率がどのように低下していくかを予測すること が可能になると期待されます。また、近年発展してきた 三次元レーザースキャン技術や GPS 付きカメラによる 連写画像等も活用するなど、最新のリモートセンシング 技術を有効に使ってモデルのリアリティを向上させる一 方、作成作業の自動化や効率化も目指します。

●参考文献

Kim, M., Malins, A. et al., Simulation Study of the Effects of Buildings, Trees and Paved Surfaces on Ambient Dose Equivalent Rates Outdoors at Three Suburban Sites near Fukushima Dai-ichi, Journal of Environmental Radioactivity, vol.210, 2019, p.105803-1-105803-10.