

2014年版

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る 廃止措置及び環境回復への 原子力機構の取り組み



独立行政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

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に対し、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関である独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）は、事故対応の取組みを強化・推進するため、理事長を本部長とする福島技術本部を設置し、原子力機構の総力を結集して、事故対応や放射性物質による環境汚染対策のための活動を進めてまいりました。平成26年度からは、機構改革の一環として福島研究開発部門に改組し、廃止措置や環境回復のための研究開発などの取組を行う部署を1人の部門長のもとに一元的に管理する組織としました。



事故から3年半余りが過ぎ、緊急時の対応から廃止措置や環境回復を着実かつ早期に実現するための対応に移ってきており、原子力機構のリソースをより効果的に活用できるよう、最終目標を見据えつつ果たすべき役割やその対応方針等を示したグランドデザイン（総合戦略）を策定しました。今後とも廃止措置や環境回復に係るニーズの変化を的確に把握し、活動を常に見直すなど、選択と集中により最大限の成果を上げるよう努力いたします。

廃止措置に関し、東京電力株式会社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おります。また、廃止措置を加速するために必要不可欠な研究開発拠点の整備として、遠隔操作機器・装置の開発実証施設及び放射性物質の分析・研究施設の設置を進めています。さらに、喫緊の課題である汚染水問題については、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他、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、本年8月に発足した原子力損害賠償・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など、廃炉戦略の策定等に貢献してまいります。

環境回復に向けた取組については、福島県内を中心とした環境放射線のモニタリングを行い、空間線量率や放射性セシウムの沈着量の状況を把握するとともに、得られたデータは整理してインターネットを通じて情報発信しております。また、将来の放射性物質の状況を予測するために環境中の放射性物質の移行等の調査を行い、得られたデータから予測モデルを開発している他、放射性セシウムの吸着機構解明に係る基礎研究についても着実に進めているところです。さらに、福島県からの依頼により移動式ホールボディカウンター車等による内部被ばく測定を継続している他、住民の方の不安・疑問に対するコミュニケーション活動として「放射線に関するご質問に答える会」等につきましても継続して実施いたします。

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皆様に広くご紹介するために取りまとめたものです。日頃より、原子力機構の活動にご理解いただいている皆様方には、この場をおかりして感謝を申し上げるとともに、今後とも、関係府省庁、自治体、住民の方々より、ご指導、ご協力をいただきながら、廃止措置の推進や事故により被災した地域の一日も早い復興に貢献できるよう努めてまいります。

2014年11月

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門長 森山 善範

目 次

はじめに	1
福島第一原子力発電所事故への対応のグランドデザイン	6
福島研究開発部門における取組の概要	8
—「廃止措置に向けた取組」及び「環境回復に向けた取組」—	

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 原子炉の状況を知る	10
—遠隔除染技術・内部調査技術・事故進展解析技術—	
1－1 汚染の状況・性状を評価し除染方法を立案する	12
—コンクリートコアサンプルの分析による汚染性状評価—	
1－2 原子炉の内部を覗き状況を把握する	14
—炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発—	
1－3 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(1)	16
—破損燃料から放出された核分裂生成物の化学挙動評価—	
1－4 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(2)	18
—シビアアクシデント進展評価のための熱水力挙動に関する技術開発—	
1－5 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(3)	20
—事故時の圧力容器下部ヘッドの変形状況を予測する—	
1－6 原子炉の材料に海水と放射線が与える影響を評価する	22
—原子炉格納容器・圧力容器材料の健全性評価—	

II. 燃料デブリの取出しに向けて

2 燃料デブリの取出しとその後	24
—燃料デブリ性状把握・取出し工法・臨界防止・計量管理・処置技術—	
2－1 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1)	26
—取出しに向けた燃料デブリ性状の把握—	
2－2 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(2)	28
—燃料デブリの取出しに必要な物性値の検討—	
2－3 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(3)	30
—B ₄ C 制御棒及びコンクリートとの反応生成物性状—	
2－4 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(4)	32
—Pu 及び Gd の影響評価—	

2-5	原子炉から燃料デブリを取出す	34
	—プラズマアーク、プラズマジェット、AWJ、レーザー切断技術の開発—	
2-6	燃料デブリの再臨界を防ぐ	36
	—臨界管理の実施に向けた評価手法開発及び試験—	
2-7	燃料デブリ中の核物質計量管理方法の構築	38
	—随伴 FP ガンマ線測定法とパッシブ中性子線測定法による核物質量測定技術の開発—	
2-8	燃料デブリを取出した後どうすべきか	40
	—燃料デブリ処置シナリオの検討—	
III. 放射性廃棄物の処理・処分に向けて		
3	長期間の安定保管・処理・処分のために	42
	—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(1)	44
	—廃棄物の放射能分析結果と分析手法の開発—	
3-2	廃棄物の性状を理解する(2)	46
	—放射性核種の移行評価から廃棄物のインベントリ評価へ—	
3-3	廃棄物の性状を理解する(3)	48
	—廃棄物分析結果のデータベースの整備—	
3-4	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(1)	50
	—廃ゼオライトの保管対策評価—	
3-5	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)	52
	—廃スラッジの保管対策評価—	
3-6	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(3)	54
	—無機固型化材による除染装置スラッジの固化基礎試験—	
3-7	事故廃棄物の処分に向けて	56
	—処分の安全性に係る基礎的な検討—	
IV. 使用済燃料プールから取出した燃料の処理に向けて		
4	海水注入の影響把握とその対策に向けて	58
	—燃料集合体等の健全性及びその保管処理への影響把握—	
4-1	海水と放射線が材料に与える影響を評価する	60
	—燃料集合体材料の健全性評価—	
4-2	海水等の影響を受けた燃料集合体の保管・処理に向けて	62
	—プール内損傷燃料等の処理検討—	
V. 研究開発拠点施設の整備などの取組		
5-1	研究開発拠点施設の整備	64
	—遠隔操作機器・装置の開発・実証試験施設と放射性物質の分析・研究施設—	
5-2	1F汚染水対策タスクフォースの活動	66
	—これまでの活動実績—	

第2章 環境回復に向けた取組について

VII. 放射性物質の将来分布を予測する

6 環境動態研究の全体概要	68
6－1 海洋における物質動態のモデル開発	70
—太平洋沿岸域における拡散シミュレーション—	
6－2 福島長期環境動態研究（F-TRACE）(1)	72
—森林調査—	
福島長期環境動態研究（F-TRACE）(2)	74
—ダム調査—	
福島長期環境動態研究（F-TRACE）(3)	76
—河川調査—	
福島長期環境動態研究（F-TRACE）(4)	78
—放射性セシウムの将来的な分布を予測する解析モデルの開発—	

VIII. 放射線等の分布を知る

7 環境モニタリング・マッピングの全体概要	80
7－1 環境モニタリング(1)	82
—平成25年度福島第1原子力発電所周辺における航空機モニタリング—	
環境モニタリング(2)	84
—小型無人機放射線モニタリングシステム（UARMS）の開発—	
環境モニタリング(3)	86
—空間線量率分布の推移—	
環境モニタリング(4)	88
—水底の放射性物質濃度分布を可視化—	
環境モニタリング(5)	90
—無人ヘリを用いた発電所近傍の線量率の変化傾向調査—	
7－2 マッピング(1)	92
—放射性核種の土壤沈着量分布の特徴—	
マッピング(2)	94
—環境モニタリングデータ情報発信システムの構築—	
7－3 沖合海底の海底堆積物に含まれる放射能の調査	96
—海底における放射性セシウム分布の時間変化—	

VIII. 除染・減容技術の高度化

8－1 除染技術実証事業	98
—平成25年度環境省実証事業の評価—	
8－2 焼却時の放射性セシウム拳動評価について	100
—焼却施設での放射性セシウム拳動シミュレーション—	

8-3 汚染した砂利の除染手法の適正	102
—砂利の除染について（その2）—敷砂利及びバラストの除染による廃棄物の低減	
8-4 汚染した災害廃棄物等の取扱いについて	104
—木材（木質チップ）の再利用に係わる線量評価—	
8-5 土壤廃棄物の減容化に向けた取り組み	106
—放射光などを用いた研究による新しい知見とその応用—	
8-6 粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明	108
—計算科学によるセシウム吸着機構解明への取組—	
VIII. 福島の環境回復に向けたその他の活動	
9-1 被ばく評価(1)	110
—除染等作業における作業環境の線量率・土壤中放射能濃度と労働者の身体汚染 の関係に関する研究—	
被ばく評価(2)	112
—個人線量の特性に関する調査—	
被ばく評価(3)	114
—全身カウンタ（WBC）による測定と結果の評価—	
9-2 福島県除染推進活動(1)	116
—H25年度 国への支援実績—	
福島県除染推進活動(2)	118
—専門家活動による自治体支援：概要・実績—	
9-3 コミュニケーション活動	120
—放射線に関するご質問に答える会—	

福島第一原子力発電所事故への対応のグランドデザイン

福島研究開発部門 企画調整室 船坂英之

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から3年半余りが過ぎ、緊急時の短期的対応から、30~40年間を見据えた中長期的対応の段階にきています。廃止措置加速に向けた中長期ロードマップの着実な推進、安心して生活ができる環境の確保などを目標とし、原子力機構の果たすべき役割、それに至る道筋、課題及びその対応方針等をグランドデザイン（総合戦略）として策定しました。

1F 事故への対応における原子力機構の基本スタンスは、以下のとおりです。

- 1F 事故に総力を挙げて取り組むことが、我が国唯一の総合的原子力研究開発機関としての最優先事項
- 廃止措置と環境回復に対して一体的に取り組む
- これまでに前例のない長期にわたる課題解決のための研究開発は、国の研究機関である原子力機構が中核となって取り組むべき研究活動
- 原子力機構は、国際社会との協力を主体的に進め、国内外の関係機関との連携を図り、世界の英知を集めて研究開発に取り組む
- 研究開発によって得られた成果を含め、事故の教訓・知見を次世代に継承することが不可欠

2. 廃止措置の加速に向けた取組

(1) 原子力機構が担う役割

1F の廃止措置における原子力機構の主な役割は、以下のように考えています。

- 廃止措置を加速するため、遠隔操作機器開発、放射性物質の分析・研究等に係る技術基盤確立に向けた研究開発拠点を整備していきます。
- 中長期ロードマップの実現に向け、研究開発技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）のもと、研究開発資源を提供し、中核的研究開発を行っていきます。さらにこれらを支え、中長期的に貢献する基礎基盤的な研究開発を実施します。
- 課題への機動的対応として、汚染水問題等、1F における喫緊の課題に対し、原子力機構内のタスクフォースにおいて、組織横断的に対応します。
- 原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に対して、廃炉戦略の策定、研究開発の企画・推進等のために必要な、総合的な原子力研究開発機関としての専門的知見・技術情報をタイムリーに提供するなど、協力していきます。

(2) 研究開発拠点の整備

1F の廃止措置には、これまでに前例のない課題解決のための研究が必要であり、最先端の設備を備えた遠隔操作機器・装置の開発実証施設（楓葉遠隔技術開発センター）及び放射性物質の分析・研究施設（大熊分析・研究センター）を整備しています。これらの施設は、今後、原子力機構の中核施設として位置づけられるとともに、施設の有効利用と他の研究機関等による研究開発等の推進を図るために、民間を含めた当該施設の幅広い活用方策も検討しています。なお、本年 6 月に復興庁及び文部科学省から各々提案された福島・国際研究産業都市構想及び廃炉国際共同研究センター（仮称）構想において、福島復興、廃止措置の加速等の観点からこれら施設の重要性が示されています。

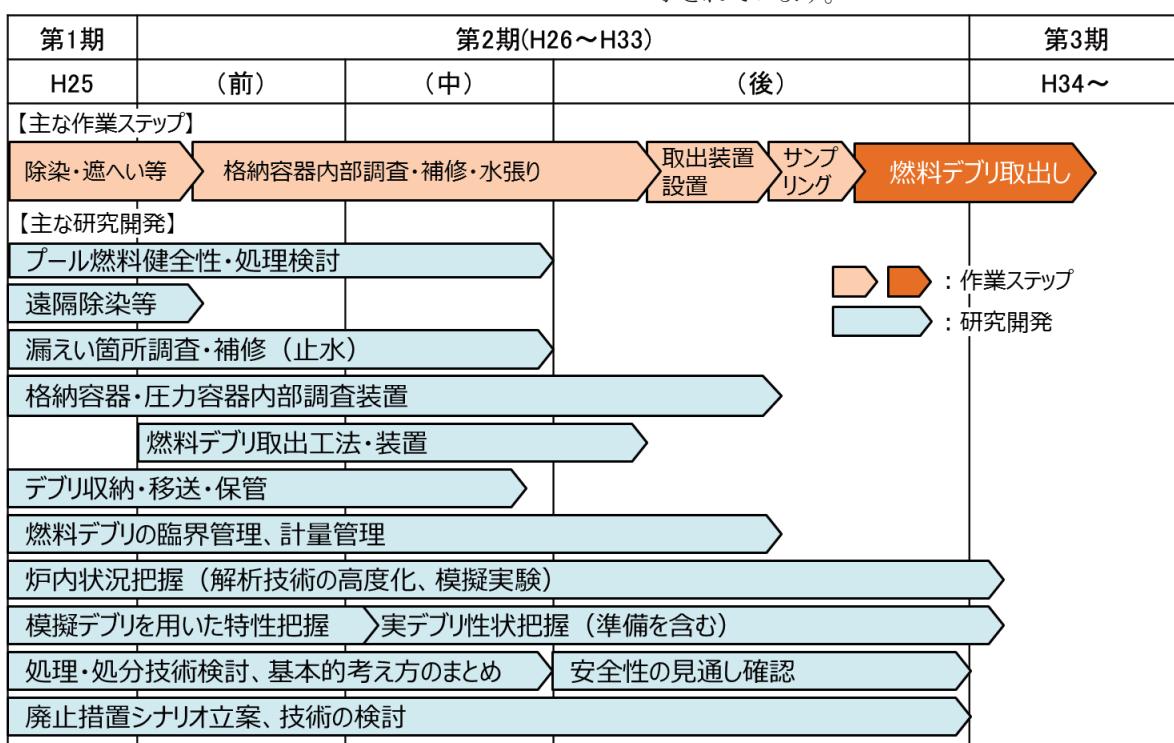


図1 東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた主な研究開発

(3) 中長期ロードマップに沿った着実な研究開発の実施
原子力機構が持てる研究ポテンシャルを十分に發揮でき、かつ実施が期待される燃料デブリに係る研究開発や放射性廃棄物の処理・処分技術開発を中心に取り組んでいます（図1）。

(4) 国内外の大学・研究機関との連携協力

施設整備、研究開発等を通じて、廃止措置の加速に貢献するとともに、若手研究者・技術者を育成します。特に、研究開発に係る取組みに関しては、「多国間協力や二国間協力の枠組みを活用した国際協力（研究者の派遣、受け入れ等を含む）」、「国内大学との共同研究や連携講座の設置」等を実施していく予定です。

3. 環境回復に向けた取組

国内唯一の原子力における総合的研究開発機関として、これまで培ったノウハウや人的資源を駆使して環境回復を進めることを基本方針とします。

(1) 緊急時対応から住民の安全・安心確保への対応へ

福島でのニーズが、事故直後の緊急時の対応から、住民帰還の判断、帰還後の長期的な住民の安全・安心の確保に移っていくなかで、原子力機構の限られたリソースの配分の見直しを行いつつ、環境回復に貢献します。住民が、安全で安心な生活を取り戻すための解決策策定やその実施判断の根拠となる被ばく評価などの科学的技術的知見を体系立てて提供します。

環境回復に効果的な技術や評価手法を開発・提供するため、技術的根拠を示すための基礎基盤的データの取得・拡充・整理を行います。

(2) 国民の安全・安心確保のための研究開発

福島県環境創造センターでの研究活動に参画し、研究開発ロードマップ等を通じて、環境回復に対する貢献度の高い研究活動を的確に実施します（図2）。

① 環境動態研究

効果的な除染活動の実施や適切な放射線管理、農林水産業の再生等において、住民の安全・安心を長期的に確保します。

環境回復に関する原子力機構の研究活動の中心として、（独）国立環境研究所、（独）森林総合研究所や地元自治体等の関連機関と連携して実施します。

② 環境モニタリング・マッピング

帰宅困難区域の見直し、住民帰還の判断、除染計画の立案、除染効果の評価等に反映するための生活圏の空間線量率の測定、土壤等の測定技術を開発します。開発したモニタリング技術は可能な限り民間事業者等に技術移転します。得られた知見や技術を防災等へ活用します。

③ 除染・減容技術の高度化等

帰還困難区域の除染と復興を効果的・計画的に進めていくため、除染効果の予測システムの高度化を継続します。特に、土壤中のセシウムの吸脱着機構の解明等の基礎的な研究も含めて、中間貯蔵及び最終処分に向けた減容等に関する研究を実施します。

環境省、自治体等への支援活動については、総合的な専門的知見を有している中立的機関として、原子力機構の専門性を活かしつつ、適切に対応します。なお、これらの活動を着実に実施するための人材育成も継続的に行います。

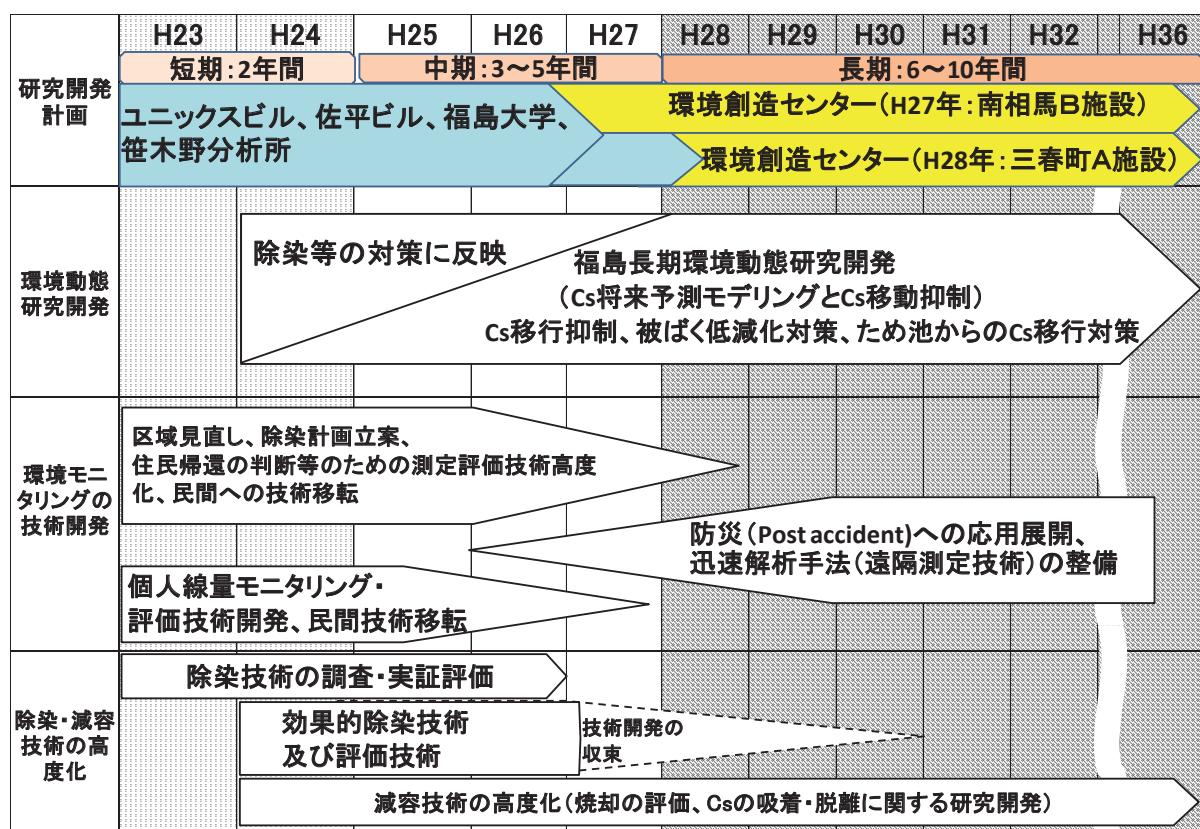


図2 環境回復に向けた主な研究開発

福島研究開発部門における取組の概要

—「廃止措置に向けた取組」及び「環境回復に向けた取組」—

福島研究開発部門 企画調整室

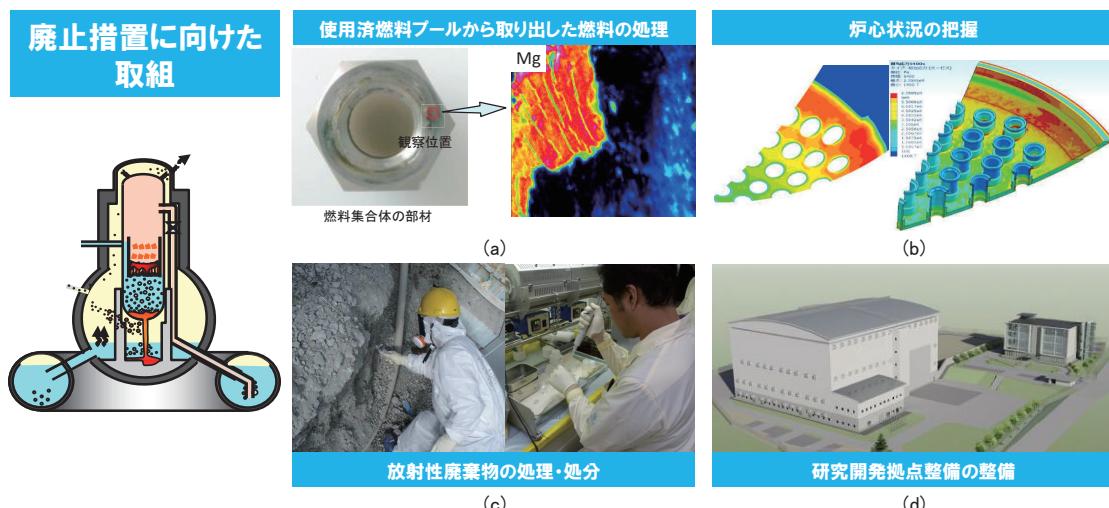


図1-1 東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて取り組んでいる主な活動

(a)1F4号機から取出した未照射燃料集合体部材の表面観察、(b)事故時の圧力容器下部温度及び変形に関する解析の例、(c)1F4号機周辺から瓦礫を採取する職員と分析作業の様子、(d)遠隔操作機器・装置実証施設(モックアップ試験施設)のイメージ

1. 廃止措置に向けた取組

原子力機構では、事故発生当初より政府や東京電力に対する技術支援を行うと共に、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向け、炉内で溶融固化した燃料（燃料デブリ）の取出し準備や放射性廃棄物の処理・処分等に関する研究開発を実施しています（図1-1）。

炉心状況の把握に向けた取組

1Fの原子炉建屋内での作業における被ばく低減のために実施する遠隔除染を効果的に行うためには、汚染源の種類や床・壁などへの浸透状況などの把握が不可欠です。原子力機構では、1Fから試料を受け入れ、詳細分析を実施しています（1-1）。

原子炉内部の観察技術として、原子力機構では、耐放射線性光ファイバによる観察技術とレーザー分析技術等を組合せた技術を開発しています（1-2）。

1F事故では津波による電源喪失に伴い冷却機能が失われ、原子炉内の燃料が溶融（炉心溶融）しました。この炉心溶融の進展を詳細に把握するため、事故進展解析コード等による解析や、評価精度の向上に必要な模擬実験等を実施しています（1-3～5）。

原子炉には、冷却のため海水が事故時に注入されており、構造材料の腐食が懸念されることから、この影響の評価に関する試験を実施しています（1-6）。

燃料デブリの取出しに向けた取組

炉心溶融によって生成された燃料デブリの取出し、保管、処理・処分を安全に行うため、燃料デブリとはどのようなものかを事前に把握することが重要です。このため、事故進展解析結果と熱化学平衡計算による燃料デブリの化学形の推定や、ウラン、ジルコニウム及び制御棒材料等により模擬デブリを作製し、その特性を調べる研究などを実施しています（2-1～4）。また、燃料デブリ等

を切断、破碎して取出す技術の開発（2-5）、燃料デブリの臨界管理（2-6）や計量管理（2-7）に係る研究、燃料デブリを取出した後、保管や処分などをどのようにすべきかの検討（2-8）を実施しています。

放射性廃棄物の処理・処分に向けた取組

1Fの敷地内から瓦礫や伐採木等の試料を採取し、これらに含まれる放射能の分析を実施するなど、廃棄物の性状把握に係る研究（3-1～3）を行っています。

1F事故では、津波の到来や地下水の建屋内への流入により、大量の汚染水が発生し、敷地内の貯槽に保管されています。この汚染水から、セシウムやストロンチウムなどの放射性物質を取り除くために、様々な処理装置が設置されており、原子力機構では、これらの処理装置から発生する二次廃棄物を含めた放射性廃棄物の保管、処理・処分の研究開発（3-4～7）を実施しています。

使用済燃料プールから取出した燃料の処理に向けた取組

1F事故では、冷却のため使用済燃料プールに海水が注入され、燃料集合体やプールの構成材料の腐食が懸念されると共に、爆発によりコンクリート片が落下したことから、一部の燃料集合体が破損している可能性があります。原子力機構では、燃料集合体等に使用される材料の健全性評価に係る研究開発（4-1）や、コンクリート片の付着や変形・損傷等がある燃料集合体の再処理に係る検討（4-2）を行っています。

研究開発拠点施設の整備などの取組

1F廃止措置の推進に必要な遠隔操作機器や放射性物質の分析・研究等に関する技術基盤を確立するため、福島県内に研究開発拠点の整備を進めています（5-1）。また、1Fにおける喫緊の課題に対応するため、タスクフォースを設置して専門家による支援を行っています（5-2）。



図 1-2 環境回復に向けて取り組んでいる主な活動

2. 環境回復に向けた取組

2011年3月11日の東日本大震災発生以降、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）など様々な対応をしてきました。現在も福島の環境回復に向けて、私たちは主に次の活動を展開しています（図1-2）。

放射性物質の将来分布を予測する

1F 事故による放射性物質の海洋への拡散についての知見を得るために、拡散シミュレーション用いたモデルの開発を進めています（6-1）。

また、環境中の放射性セシウムの分布等の長期的变化の把握を目的として、福島長期環境動態研究プロジェクト（F-TRACE）を進めています。その中で、森林・ダム・河川における放射性セシウムの分布等の調査及び今後の放射性セシウム分布の予測モデルの開発を行っています（6-2）。

放射線等の分布を知る

1F 事故によって拡散した放射性物質による汚染状況や空間線量率を正確に把握するために、環境モニタリング・マッピングを実施しています。福島県及び近隣地域を対象として有人ヘリを用いた航空機モニタリング・自動車や人による放射線モニタリング及び 1F 近傍を対象として無人ヘリを用いた詳細な放射線モニタリングを実施して、空間線量率の推移を明らかにしました。また、小型無人航空機を用いた放射線モニタリングシステムの開発やプラスチックシンチレーションファイバを用いてため池の水底の放射性セシウム濃度分布を可視化するシステムの開発を行いました（7-1）。さらに、放射性核種の土壤への沈着量分布の経時変化の調査、沖合の海底堆積物に含まれる放射性物質の調査を行うと共に、環境モ

ニタリングデータ情報発信システムを構築し、モニタリングデータを公開しています（7-2）。

除染・減容技術の高度化

放射性物質に汚染された環境を回復するためには、最適な方法で除染を行うと共に、そこで出る廃棄物を減容化することが重要です。除染について私たちは、環境省からの委託を受け、除染技術実証事業を行い、実施後にこの事業の評価を行いました（8-1）。また、除染後の放射性廃棄物の減容化を目的として、焼却施設での放射性セシウムの挙動をシミュレーションにより評価しました（8-2）。また、砂利の除染手法の適正化（8-3）、汚染した木材（木質チップ）の再利用に係る線量評価（8-4）に取り組みました。さらに、土壤廃棄物の減容化に向けて、粘土鉱物へのセシウムの吸脱着機構の解明に実測と計算の両側面から取り組みました（8-5）。

福島の環境回復に向けたその他の活動

放射線による被ばく線量の評価を適正に行うために、除染等の作業時における身体汚染に関する研究、空間線量率と個人線量の関係に関する調査及び全身カウンターによる測定結果の評価を行いました（9-1）。

また、福島県内の除染を推進するための活動として、自治体へ専門家を派遣して、除染技術相談・指導や現地調査、住民説明会の支援（9-2）を行うと共に、除染活動支援システム（RESET）の開発による自治体の除染計画作成の支援なども行っています。

さらに、放射線について科学的な理解を深めるために「放射線に関するご質問に答える会」を福島県内にある保育園、幼稚園、小中学校の保護者、教職員等を対象に実施しています。2014年3月末までに232ヶ所、約18750名の方にご参加いただきました（9-3）。

1 原子炉の状況を知る

—遠隔除染技術・内部調査技術・事故進展解析技術—

大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 材料試験課 前田宏治

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 若井田育夫

原子力基礎工学研究センター 炉心溶融影響評価解析研究グループ 逢坂正彦

原子力基礎工学研究センター 炉心状況解析研究グループ 吉田啓之、加治芳行

原子炉基礎工学研究センター 機器健全性評価研究グループ 上野文義

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 中村博文

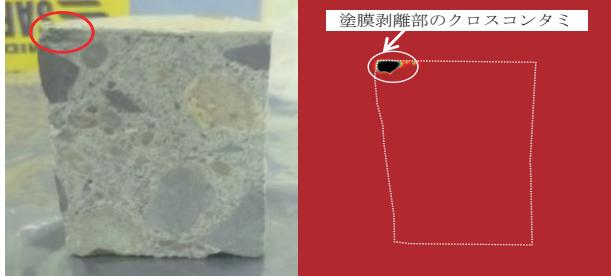


図1 1F2 オペプロ コンクリートコアサンプルのIP測定結果

コンクリートコアサンプル縦断面試料(左図)のIP測定結果(右図)(1F2 オペプロ ウエルプラグ中央部床)。塗膜が剥離した部分に汚染が見られましたが、コンクリート内部への有意な汚染の浸透は見られませんでした。(塗膜の部分的な剥離は、サンプル採取時に生じたものと推定)

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の1号機(1F1)から3号機(1F3)においては多くの燃料が溶融した可能性が高く、溶融した燃料(燃料デブリ)の一部は圧力容器を貫通し格納容器内に落下していると考えられますが、その状況は良く分かっていません。これらの燃料デブリの取出しを20~25年後に完了するため、「東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」に基づき、必要な研究開発が行われています。原子力機構においては、遠隔除染のための汚染状況の詳細な把握、原子炉の内部を観察するための基礎的な技術の開発、解析コードを用いた炉内状況推定のための基礎研究及び海水と放射線が原子炉材料に与える影響を評価するための基礎研究を行うことにより、技術開発に貢献しています。

(1) 汚染の状況・性状を評価し除染方法を立案する

1Fの廃止措置に向けたデブリ取出し等に必要な原子炉建屋内作業での作業員の被ばく低減のためには、放射性物質で汚染され高放射線量となっている原子炉建屋内を遠隔で除染する技術を開発する必要があります。原子炉建屋内の遠隔除染を効果的に行うためには、汚染部位に応じた適切な技術を選定することが重要であり、汚染源となる放射性物質の種類、放射性物質の床や壁への浸透状態、汚染の建屋内での分布状況等の汚染の状況を詳細に把握することが不可欠です。原子炉建屋内で採取された汚染サンプルを大洗研究開発センターの照射後試験施設に搬入して、汚染状況の基礎データ取得のための詳細分析を実施しています。汚染サンプルの詳細分析とし

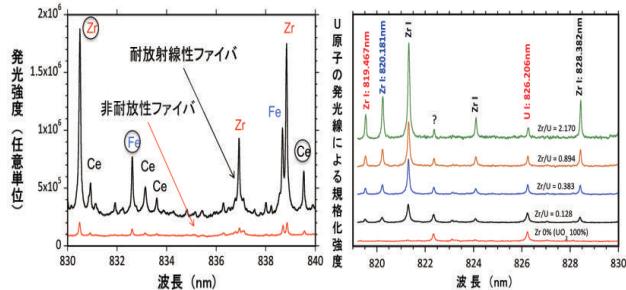


図2 高放射線場での耐放射性ファイバによるレーザー誘起分光例(左図)と水没させた模擬デブリのスペクトル例(右図)

γ 線を2MGy照射した耐放射線光ファイバによるZr、Fe、Ce混合酸化物試料のレーザー誘起発光分光例(左図)と、水没させた模擬デブリ(U、Zr酸化物混合焼結試料)からのスペクトル測定例を示します。高放射線場での分光測定、U及びU中のZrの分析の実現性を示すことができました。

て、 α/γ 線スペクトロメトリー、イメージングプレート測定等を実施しており、これまでに2号機(1F2)オペプロの床で採取されたサンプルにおける浸透汚染の有無を確認した結果、コンクリート内部には、有意な浸透汚染が無いことを確認しました。(図1)2014年12月中にすべての基礎データ取得を完了させ、汚染の浸透状態等の汚染性状評価を行います。評価結果は、1F2オペプロ床等の除染技術の選定及び除染計画の策定に反映させる予定です。

(2) 原子炉の内部を観き状況を把握する

原子炉格納容器・圧力容器内の様子や燃料デブリの状況を把握するためには、高線量、狭窄、水中又は気中といった過酷環境で適用できる観察技術が必要です。そこで、耐放射線性光ファイバによる高放射線環境下での観察技術を基盤技術とし、内部映像を伝送するファイバスコープ技術、ルビーシンチレータの発光信号を光ファイバで伝送し検知する局所放射線量モニタ技術、光ファイバを用いたレーザー誘起発光分光法(LIBS)による元素組成のその場分析技術を開発しています。

内部観察では、長尺の光ファイバをドラムリールに収納し、映像信号を無線で伝達する工夫を行うと共に、超広角レンズの採用により、数cmの近距離から無限遠距離までの良好な結像性能を得ました。局所放射線モニタでは、耐放射線性光ファイバの先端に取付けたルビーシンチレータの発光量が、放射線量率10kGy/h程度まで比例することを確認しました。LIBSによる元素分析では、累積線量2MGyの高放射線量照射環境でレーザー光を光

ファイバで搬送し、近赤外領域で元素分析が可能であること、水没させた模擬デブリ（U、Zr 混合酸化物焼結試料）から、U 及び Zr の発光線を独立して観測し、発光強度が存在量に比例することを確かめました。（図 2）

（3）炉内で起きたことを実験・計算により評価する

シビアアクシデント（SA）時の炉内状況は、冷却材である水や熱の移動（熱水力挙動）により大きな影響を受けます。炉内状況の推定に必要な事故時の熱水力挙動に関する知見を得るため、1F 事故で炉内に注入された海水が熱水力挙動に与える影響の把握のための実験、溶融した燃料の落下挙動に関する 3 次元解析手法の整備等を進めています。

海水が熱水力挙動に与える影響把握のための実験においては、2013 年度には海水の主成分である、塩化ナトリウムの濃度が与える影響を把握するための試験を行いました。同じ重さの水、塩化ナトリウム水溶液を流した場合、塩化ナトリウムの濃度を増やすにしたがって、壁面と流体の温度差が大きくなることが分かりました。

溶融した燃料の落下挙動に関する 3 次元解析手法の整備においては、BWR の炉心の構造の影響を評価するための解析手法の開発と、開発した手法の妥当性を確認するため、溶融燃料を模擬した物質を水中に落下させる試験を行っています。2013 年度で実施した解析による溶融燃料を模擬した物質の先端位置は、実験結果とほぼ一致しており、解析手法の定量的な妥当性を確認しました。また、炉心から落下した溶融燃料が圧力容器のどの部分を貫通しているのか、いつ貫通したのかを把握するために、種々のシナリオにおける下部ヘッドの破損挙動を計算機シミュレーションにより検討しています。

圧力容器は低合金鋼、燃料集合体や炉内構造物を支持するシュラウドや制御棒案内管はステンレス鋼、貫通部のスタブチューブは Ni 基合金という異なる構造材料を用いて作られています。各材料の高温材料強度に関する既存データの調査を行ったところ、融点近傍の温度領域におけるデータが不足していることが分かりました。そこで、光学式非接触変位測定装置を有する高温引張試験機を整備して、引張及びクリープ特性データを取得し材料データを拡充しました。

これらの材料データを用いて、圧力容器下部ヘッドの変形状況を計算により予測するために、まず、熱流動シミュレーションにより溶融した燃料により構造物がどのような温度分布になるのかを予測します。次に、このデータ等を基に構造シミュレーションを行い、貫通配管部や下部ヘッド自体がどのように変形するのかを検討しました。その結果、事故シナリオにより案内管貫通部近傍で溶融

破損やクリープ破損する可能性があることが分かりました。

更に、事故時の核分裂生成物等の放出・移行挙動を把握することは、環境への影響を検討する上で、非常に重要です。そこで、SA 時のソースタームや燃料から放出される核分裂生成物等（FP）の放出・移行挙動に関する評価手法の高度化を目指して、原子炉内の領域ごとに FP 化学挙動を評価するための研究を進めており、FP 化学形直接測定のための試験技術開発、基礎データ取得、FP 放出速度評価のためのモデル改良等を実施しています。これまでに、B4C 制御棒材が FP 化学へ与える影響を還元・水蒸気・酸化雰囲気下において評価するための試験装置の改良や、THALES-2、MELCOR コード等の SA 解析コードに組込まれている FP 放出率計算モデル CORSOR-M を雰囲気の影響が評価できるようにするための改良等を行いました。

（4）原子炉の材料に海水と放射線が与える影響を評価する

燃料デブリ取出し終了まで圧力容器（RPV）及び格納容器（PCV）を安定的に維持することが重要です。しかし、容器の鉄鋼材料に腐食が進行し構造強度及び耐震性が低下したり、腐食による貫通が生じて放射性物質が漏えいすることが懸念されます。事故時に 1F1～3 では、炉内へ多量の海水が注入されました。更に、PCV の内部は核分裂生成物及び落下した燃料により、高い線量の放射線環境になっています。このため、鉄鋼材料の腐食に対する海水成分と放射線環境の影響を解明すると共に腐食の抑制を図る必要があります。

そこで、PCV 及び RPV に使用されている鋼材と同等の材料について、希釈した人工海水中に浸漬した状態で高い線量率のガンマ線を照射しながら腐食試験を行いました。その結果、線量率が 0.2kGy/h を超えると、非照射の場合に比べて腐食量が大きくなることが分かりました。また、1F では、事故以降、水素爆発防止のため PCV 内に窒素が封入されています。この状態を模擬する腐食試験も行い、窒素封入は腐食抑制対策としても有効であることを実証しました。

本件は、資源エネルギー庁から委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果、及び資源エネルギー庁の「平成 25 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID が補助事業者となりその組合員である原子力機構が実施している成果を含むものである。

- 《参考文献》
- K. Maeda, et al., “Distribution of radioactive nuclides of boring core samples extracted from concrete structures of reactor buildings in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant”, J. Nucl. Sci. Eng., 51, 2014, 1006-1023 (2014).
 - M. Saeki et al, “Development of a fiber-coupled laser-induced breakdown spectroscopy instrument for analysis of underwater debris in a nuclear reactor core”, J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, 930-938.
 - C. Ito et al, “Development of radiation-resistant optical fiber for application to observation and laser spectroscopy under high radiation dose”, J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, 944-950.
 - 原子力産業新聞「レーザー使い内部把握 基本技術の成立性確認 分光し組成分析が可能」2014 年 6 月 26 日 朝刊 4 面

1-1 汚染の状況・性状を評価し除染方法を立案する

—コンクリートコアサンプルの分析による汚染性状評価—

大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 材料試験課 前田宏治
大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 集合体試験課 東内惇志



図1 コンクリートコアサンプル採取方法

1F1 原子炉建屋の1階南側及び1F2 オペフロは、極めて高線量のエリアであるため、コンクリートコアサンプル採取には三菱重工が開発した遠隔ロボット(MEISTeR)が初めて投入されました。



図2 2014年度に詳細分析を実施する汚染サンプルの外観

1F の廃止措置に向けたデブリ取り出し等に必要な原子炉建屋内作業での作業員の被ばく低減のためには、放射性物質で汚染され高放射線量となっている原子炉建屋内を遠隔で除染する技術を開発する必要があります。原子炉建屋内の遠隔除染を効果的に行うためには、汚染部位に応じた適切な技術を選定することが重要であり、汚染源となる放射性物質の種類、放射性物質の床や壁への浸透状態、汚染の建屋内での分布状況等の汚染の状況を詳細に把握することが不可欠です。原子力機構は、2011年度より1F廃止措置に向けた研究開発プロジェクト「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」の支援を継続しており、原子炉建屋内で採取された汚染サンプルを大洗研究開発センターの照射後試験施設に搬入して、汚染状況の基礎データ取得のための詳細分析を実施し、汚染の浸透状態等の汚染性状評価を行っています。

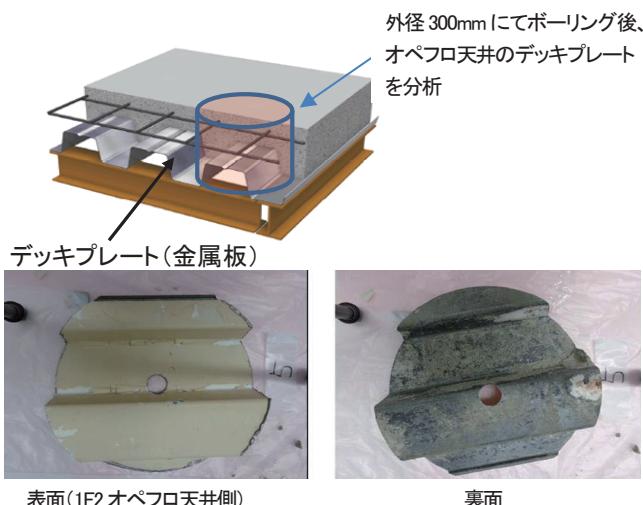
(1) コンクリートコアサンプルの分析試験の背景と目的

プロジェクトでは、まず現地調査(1Fでのオンサイト分析)により、汚染サンプルの線量測定等が実施され、

評価項目	分析項目
(1)汚染核種の同定	• α , γ 線スペクトロメトリー
(2)汚染の分布状態の把握 (汚染の強度分布) (元素の分布状態)	•イメージングプレート測定 •WDX(FE-SEM):波長分散形X線分析装置
(3)汚染の浸透状態の把握	• γ スキャン •イメージングプレート測定

表1 汚染性状評価項目と分析試験項目一覧

汚染サンプルに対して、各種分析を行うことで、汚染の浸透状態等の汚染性状を評価する予定です。

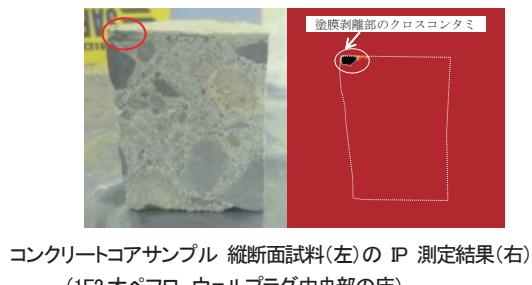


表面(1F2 オペフロ天井側)

裏面

その後の詳細分析を原子力機構が分担実施するものとなっています。

2012年度には1F1~3の原子炉建屋内で採取された汚染サンプル(3種18サンプル)の詳細分析を実施しており、汚染サンプルの汚染性状を評価した結果は、プロジェクトにおいて除染手法の選定や除染装置の実証試験の条件設定、更に遠隔除染計画の策定に用いられました。2014年度は、1F1、2の極めて高線量の場所から遠隔ロボット(図1)によって採取された汚染サンプル(コンクリートコアの4サンプル及び難燃性の養生シートの1サンプル)、1F2の屋上からボーリングして採取したオペフロのデッキプレート(天井の金属板2サンプル)の合計7サンプルを対象として、2012年度と同様に汚染サンプルの詳細分析を実施しています。特に1F2オペフロの除染作業が2015年1月に開始される計画となっているため、具体的な除染計画の検討に資するため、優先的に1F2汚染サンプルの基礎データを早期に提供することになっています。



コンクリートコアサンプル 縦断面試料(左)の IP 測定結果(右)
(1F2 オペフロ ウエルプラグ中央部の床)



コンクリートコアサンプル 縦断面試料(左)の IP 測定結果(右)
(1F2 オペフロ 北東部の床)

図3 1F2 オペフロ コンクリートコアサンプルの IP 測定結果

塗膜が剥離した部分に汚染が見られましたが、コンクリート内部への有意な汚染の浸透は見られませんでした。(塗膜の部分的な剥離は、サンプル採取時に生じたものと推定)

(2) 分析方法

1F2 オペフロの床（ウェルプラグ中央部及び北東部床）から遠隔ロボットにより採取したコンクリートコアサンプル 2 試料について、遊離性汚染（塗膜に残る粉塵をウエスで回収した汚染）、固着性汚染（塗膜表面からストリッパブルペイントで回収した汚染）及び浸透性汚染（試料に残っている汚染）に区別してそれぞれ分析を実施しています。なお、分析は汚染核種の同定、汚染の分布状態及び汚染の浸透状態等の把握を目的に、外観観察、イメージングプレート測定（IP 測定）、 γ スキャン測定を実施しています。また、 γ 線及び α 線核種分析、FE-SEMによる元素分析を継続して実施しています（表 1）。

(3) 分析結果及び汚染浸透の簡易評価

1F2 のコンクリートコアサンプルの外観観察から、ウェルプラグ中央部試料では、ボーリング時の塗膜の欠け及び塗膜のごく表面での変色や付着物が観察されていました（図 2）、塗膜の著しい損傷等は確認されませんでした。また、塗膜表面には、遊離性汚染及び固着性汚染が存在していましたが、除染用剥離性塗膜を用いた固着性汚染の除去によって、塗膜表面の汚染レベルは低下しました。

更に、コンクリートコアサンプルを切断して調製した縦断面試料の γ スキャン測定及び IP 測定の結果、サンプル外周の塗膜が部分的に剥離していたところのクロスコントミを除いて、コンクリート内部への有意な浸透汚染

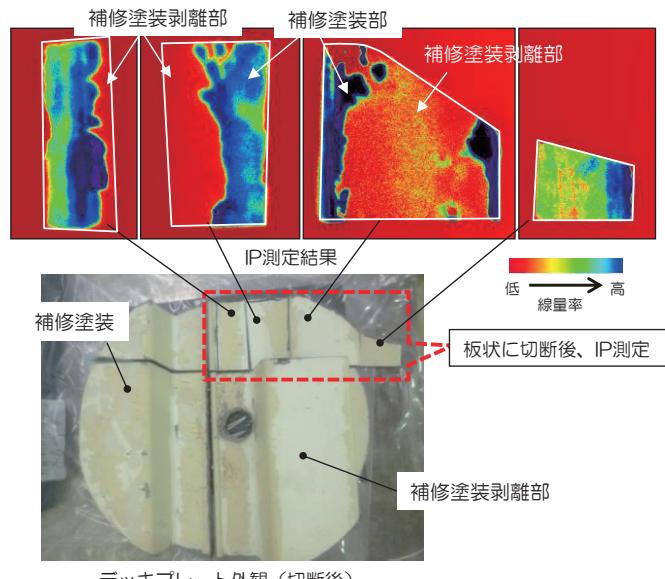


図4 1F2 オペフロ デッキプレートの IP 測定結果

デッキプレートのごく薄い塗膜（補修塗装）の剥離部において汚染が低いことから、事故後に補修塗装が部分剥離したと推定され、デッキプレート表面に残っている補修塗装の部分が主な線源となっています。

はありませんでした。なお、コンクリートコアサンプル外周に見られた部分的な塗膜の剥離に対応したコントミは、分析開始前のサンプルの外観観察と IP 測定等による汚染の状況とを確認した結果から、遠隔ロボットによるサンプル採取時に生じたものと推定されました。北東部床のコンクリートコアサンプルもウェルプラグ上部のサンプルと同様の結果であり、コンクリート内部への有意な浸透汚染はありませんでした（図 3）。

また、デッキプレートを、そのまま板状に切断して実施した IP 測定の結果、主に補修塗装の被膜部分が汚染源となっており、補修塗装の下層になるデッキプレート本体の塗膜の汚染レベルは低いことが分かりました（図 4）。その後、補修塗装部の汚染源の除染手法選定に資するため、デッキプレートのサンプルを用いて、塗膜表面を水やスチームによる洗浄、剥離性の汚染除去剤等による汚染の除去試験を行いました。その結果、補修塗装の被膜部分に存在する汚染は、塗膜表面の簡便な洗浄等では放射性物質の除去が困難であるものの、ごく薄い被膜そのものを除去することによって除染できることが分かりました。

今後、2014 年 12 月中にすべての基礎データ取得を完了させ、汚染の浸透状態等の汚染性状評価を行います。評価結果は、1F2 オペフロ床等の除染技術の選定及び除染計画の策定に反映させる予定です。

本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度廃炉・汚染水対策事業補助金」において IRID が補助事業者となりその組合員である原子力機構が実施している成果を含むものである。

《参考文献》

- K. Maeda, et al., Results of detailed analyses performed on boring cores extracted from the concrete floors of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant reactor buildings, Proceedings of GLOBAL2013: International Nuclear Fuel Cycle Conference, Salt Lake City, USA, 2013, in CD-ROM.
- M. Maeda, et al., "Distribution of radioactive nuclides of boring core samples extracted from concrete structures of reactor buildings in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant", J. Nucl. Sci. Eng. 51, 2014, 1006-1023.

1-2 原子炉の内部を覗き状況を把握する

—炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発—

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 若井田育夫
大洗研究開発センター 高速実験炉部 高速炉技術課 伊藤主税
量子ビーム応用研究センター 光量子融合研究グループ 西村昭彦
量子ビーム応用研究部センター レーザー量子制御研究グループ 大場弘則

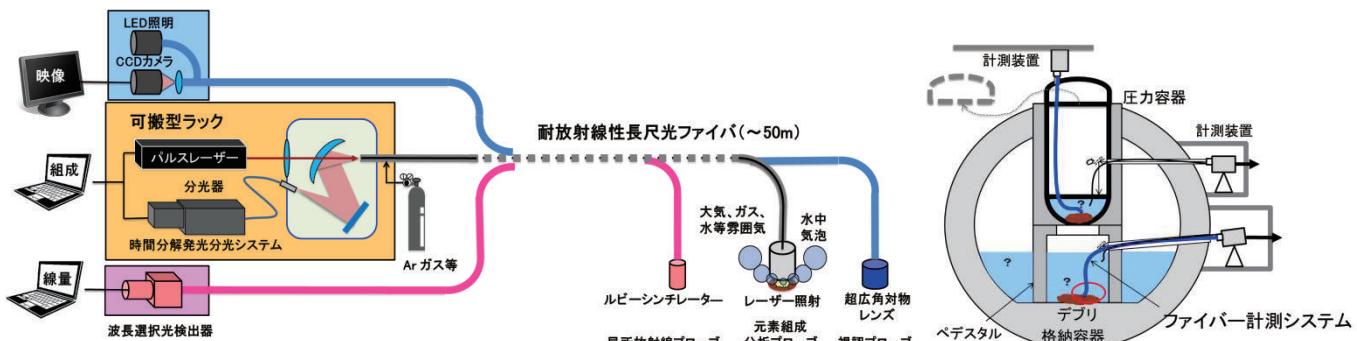


図 1 開発中の炉内レーザーモニタリング・内部観察プローブの概要と利用イメージ

耐放射線性光ファイバの活用を基本共通概念として、内部状況の観認、局所的な線量、デブリ等の組成分析を遠隔検知可能なプローブを開発しています。観認にはファイバスコープを、局所場の線量測定にはルビーシンチレータの発光現象を、組成分析にはレーザー生成プラズマ発光の原子分光(LIBS)を利用します。光信号、光エネルギーの伝送に耐放射線性光ファイバを活用することで、炉内・格納容器内の過酷環境下でも使用可能な遠隔その場分析プローブの開発を目指しています。



焦点距離: 10mm

無限遠

図 2 超広角レンズによるファイバスコープ像観認例

画素数 10 万の光ファイバと超広角レンズを組合せた防水型スコープ試作器により取得した画像例です。原子炉の全体像を把握し、徐々に目的箇所に移動する事が狙いです。

(1) はじめに

燃料デブリの取出しに向けて、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、図 1 に示すように、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。現在開発中のプローブは、ファイバスコープによる観認プローブ、ルビーシンチレータによる局所放射線プローブ、レーザー生成プラズマ発光の原子分光を利用した元素組成分析プローブの三つで、すべて光ファイバを利用して信号やエネルギーを伝送します。

(2) 耐放射線性ファイバ

光ファイバは放射線を受けると、ガラス中に生成され

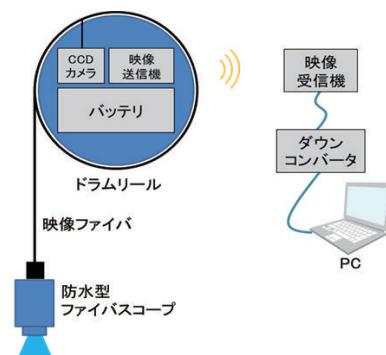


図 3 映像伝送ファイバのドラムリール収納機構

長尺の光ファイバをドラムリールに収納し、映像信号を無線で伝達する工夫をすることで良好な伝送特性を確認しました。

た欠陥に特定の波長の光が吸収されることから、透過光量が低下します。これを補償するため、純粋石英コアにヒドロキシ基(OH基)を 1000ppm 含有させることにより耐放射線性を持たせました。紫外・可視域については性能劣化が大きく、長距離伝送に適しません。しかし γ 線を約 1MGy 照射した後でも、近赤外領域で透過特性の劣化がないこと、赤外レーザー光領域では、実際に使用するレーザー光を通してファイバに損傷が生じないことを確かめました。

(3) ファイバスコープによる観認プローブ

損傷炉内の状況観察では、まず、内部の様子を観認し、観察対象の狙いを定めた上で、対象周辺の局所線量を評価し、最終的に対象の組成分析を行います。内部観認は、この観察プロセスの第 1 番目の役目となります。図 2 は画素数 10 万の光ファイバ(非耐放射線性)に超広角レン

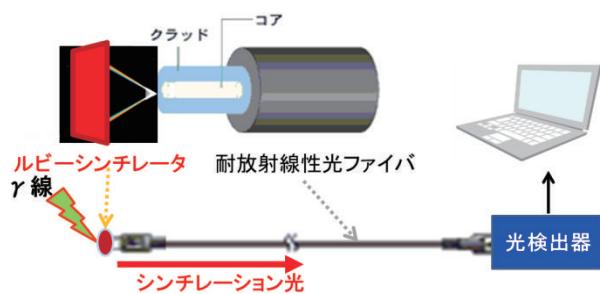


図4 局所放射線プローブの概要

ルビーシンチレータからの放射線によるシンチレーション光を光ファイバで伝送し、低放射線場でその光量を検知して局所場の放射線量を推定します。

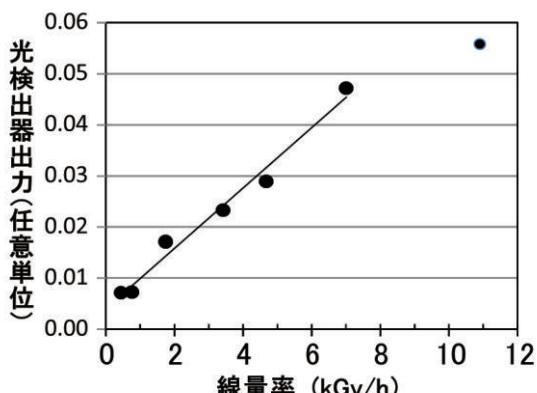


図5 光検出器出力の放射線量率依存性

光検出器で観測された光量は、10kGy/h の高線量率に至るまで放射線量率に比例しました。

ズを組合せて遠距離と至近距離の視認特性を確認した結果です。超広角レンズによる縮小光学系を採用することで観察しやすくなることが分かりました。

光ファイバが長尺になると、収納の問題が生じます。そこで図3に示すように、光ファイバをカメラゴトドラムリールに収納し、カメラからの映像信号を無線で伝送する工夫をしました。ファイバのねじれ補正機構についても検討しています。

(4) ルビーシンチレータによる局所放射線プローブ

炉内には線源が多く存在することから、遠方から局所的な線量を評価することは困難です。そこで、図4に示すようなルビーシンチレータを挿入し、シンチレーション光を光ファイバで伝送して計測する局所放射線プローブを開発して、その特性を評価しました。放射線量率に対する光検出器の出力は、図5に示すように線量率に比例して大きくなることが確かめられ、局所線量率の観測に利用可能であることを確認しました。

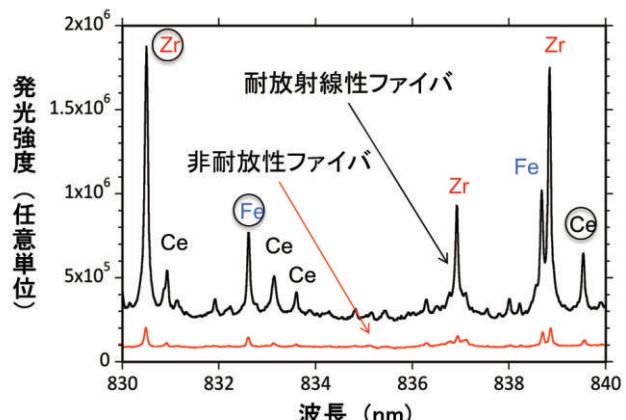


図6 放射線環境下でのレーザー分析試験

10kGy/h の高放射線場にファイバプローブと Zr、Fe、Ce 混合酸化物試料を静置し、組成分析を試みました。耐放射線性ファイバを利用することで、元素特有の発光線が確認できました。

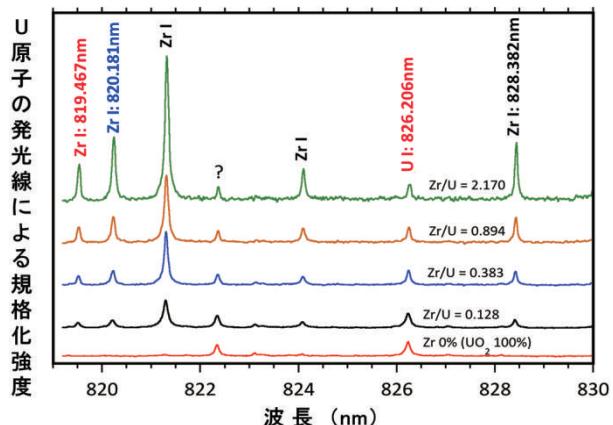


図7 水没模擬デブリ(UZr酸化物)の分光例

U と Zr の発光線を明確に分けて観測できる波長領域を見出しました。Zr/U 比を変えた試料による観測から、Zr 濃度に比例した発光線強度が得られています。

(5) レーザーによる元素組成分析プローブ

レーザーによる組成分析では、パルスレーザーをファイバで伝送し、レーザー光を試料にレンズで集光照射することでプラズマを発生させ、その発光を同一ファイバ内で逆に伝送させて分光器に導きます。耐放射線性ファイバを利用し、実際に放射線量率 10kGy/h の環境で分析が可能かどうか計測を試みました。結果を図6に示します。耐放射線性ファイバを利用することで、高放射線場でも元素組成分析が可能であることを確認しました。

水没した溶融デブリの分析特性を把握するため、U、Zr 混合酸化物焼結試料を模擬デブリとして水中に静置し、窒素ガスをブローしながら発光スペクトルを観測しました。観測例を図7に示します。U と Zr の発光線を明確に分けて観測できること、Zr/U 比を変えた試料による観測から、Zr 濃度に比例した発光線強度が得られることから、デブリ組成分析の可能性が示唆されました。

より高分解能で広帯域な計測を実現し、詳細な分光特性を取得すると共に、実際のデブリに適用するためには、様々な組成・形態の模擬試料による基礎データを蓄積していくことが重要となります。

《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 core", J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, 930–938
- C. Ito et al, "Development of radiation-resistant optical fiber for application to observation and laser spectroscopy under high radiation dose", J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, 944–950.
- 原子力産業新聞「レーザー使い内部把握 基本技術の成立性確認 分光し組成分析が可能」2014年6月26日 朝刊

1-3 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(1)

—破損燃料から放出された核分裂生成物の化学挙動評価—

原子力基礎工学研究センター 炉心溶融影響解析研究グループ 三輪周平、山下真一郎、中島邦久、逢坂正彦
大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 燃料試験課 岩崎真歩、廣沢孝志、大西貴士、佐藤勇、田中康介
大洗研究開発センター 高速炉技術開発部 機械強度試験技術課 高井俊秀、古川智弘
大洗研究開発センター 高速実験炉部 高速炉技術課 岩田圭弘、伊藤主税

表1 破損燃料から放出された核分裂生成物の化学挙動評価 研究項目

SA時のソースタームや燃料から放出される核分裂生成物(FP)等の放出・移行挙動に関する評価手法の高度化を目指して、原子炉内の領域ごとにFP化学挙動を評価するための研究を進めており、そのための試験技術開発及びFP放出速度評価のためのモデル改良等を実施しています。

研究項目 (評価すべき事象・研究課題)	これまでに観察された事象の例	評価対象とする炉内の領域			
		圧力容器 RPV	冷却システム RCS	格納容器 PCV	建屋 R/B
1. FP蒸気種／エアロゾル化学形変化	制御材の影響による気体状ヨウ素割合増加	↔			
1.1 プール液性変化	pH変化によるヨウ素気液分配変化		↔		
1.2 付着FPの性状	1F号機毎の建屋内汚染性状の変化			↔	
2. FP沈着・再蒸発挙動	制御棒材の影響によるI, Cs吸着、再蒸発挙動変化	↔			
3. FP放出速度	制御棒材と燃料との溶融反応によるFP放出挙動変化	↔			
4. FP化合物基礎データ整備	—	↔			

(1) 研究目的

SA時の核分裂生成物(FP)等放射性物質ソースタームの評価手法を高度化すること、また、それらの前提となる燃料からのFP放出・移行挙動を解明することは、1F事故の教訓を反映した安全評価手法の高度化のため、並びに1F炉内状況把握のための基礎的知見として不可欠です。FP放出・移行挙動はFPの化学形に強く依存するため、燃料内、燃料からの放出時、圧力容器内、一次冷却系、格納容器内等、原子炉内の各位置におけるFPの化学形とその割合を化学反応と合わせて評価する必要があります。また、過去欧州にて実施された燃料溶融・崩落～FP放出・移行までをカバーしたPHEBUS実験においては、制御棒材(B₄C)の存在によるガス状ヨウ素割合の増大等の現象が観察されており、1F炉内状況の詳細な解析等に資するためには制御棒材の影響を体系的に把握することが鍵となります。そこで本研究においては、照射済燃料等の多様な試料を用いたFP放出・移行模擬実験を行ってこれまで実測に基づいた知見がほぼ皆無であったFPの化学形を評価することにより、炉内各位置におけるFP化学挙動を評価してデータベースを構築し、モデルやSA解析コードの高度化に資すると共に、1F炉内残留FPの分布やその性状に関する知見を提供することを目的としています(表1)。

(2) 化学挙動評価のための試験技術開発

FP放出・移行に与える化学挙動の影響を評価するためには、非放射性物質を用いた系統的な試験(コールド試

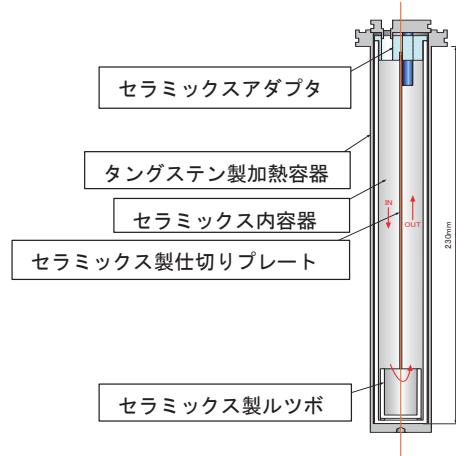


図1 FP放出・移行評価のためのホット試験装置の加熱部位の改造

水蒸気や酸化雰囲気下でのタンゲステン容器の酸化を防止するため、耐熱セラミックス製の内容器をタンゲステン容器の内側に設置する構造へと改造を進めています。

験)を行ってFP化学に関する基礎的な知見を蓄積し、照射済燃料を用いた試験(ホット試験)によりそれらの知見を実証することが不可欠です。そこで、国内唯一のFP放出・移行挙動評価のためのホット試験装置を用いて、還元・水蒸気・酸化の多様な雰囲気下におけるB₄C制御棒材のFP化学への影響評価を行うため、試験装置の改造を行っています。これまで本ホット試験装置により不活性雰囲気下での照射済高速炉燃料を用いた試験を実施してきましたが、高速昇温等この装置固有の特長を維持しつつ、加熱媒体であるタンゲステン製容器の水蒸気・酸化雰囲気下での酸化による劣化を防止するため、内側に耐熱セラミックス製の内容器等を設置する方法を採用しました(図1)。耐熱セラミックス製材料として、工業製品として実績が豊富なアルミニナ及びジルコニアを選定し、高温安定性や酸素遮断能力等の要求性能を満たすような内容器の製造技術を開発しており、最終的には燃料溶融までの高温下でも安定的に使用可能なハフニアの適用を目指しています。また、装置改造と並行して本試験装置による不活性雰囲気下での照射済燃料を用いたFP化学形評価試験、非放射性のCsIやB₂O₃等のFPや制御棒材物質を用いた基礎的な化学挙動を調べるためのコールド試験を実施して、基礎データを拡充しています。

他方、燃料から放出された直後のFP化学形に関する知見拡充を目的として、示差熱天秤・質量分析装置(TG-DTA-MS)をベースとした放出FP化学形の直接測定技術開発を行っています。TG-DTA-MSは試料加熱時の重量及び示差熱変化と放出されたガスの質量数を同時

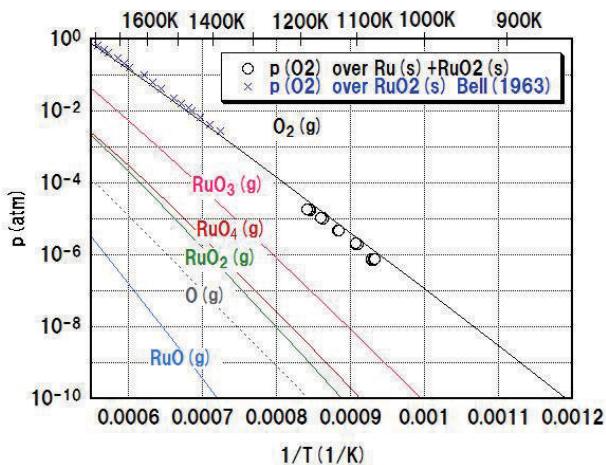


図2 Ru(s) + RuO₂(s)上の酸素乖離圧の温度依存性
(実線:既存の熱力学データを用いた推定値)

これまで報告されている熱力学データからRu酸化物の酸素乖離圧を算出し、実験結果と比較しました。その結果、酸素乖離圧の測定結果(図中の“○”)は、熱力学データから予想される値(図中の実線)とほぼ一致することが分かりました。

にモニターする機能を有していますが、本技術開発においては、ガスのみならずCs等揮発性の蒸気種を測定できるように装置改造や分析条件の最適化を実施しています。蒸気種はガスと異なり温度低下に伴って装置内で凝縮・沈着しやすいため、そのままでは蒸気種の測定は困難です。そこで、高温加熱により発生した蒸気種を装置内で凝縮・沈着させずに質量分析部まで効果的に導くため、試料加熱部と質量分析部のインターフェースの改良や装置部品の高精度な組付け調整等を行うと共に、試料重量やガス流量等の測定条件最適化を実施しています。これまでに、加熱・蒸発したCsIの分解により生じたI及びHIに相当する質量数信号の検出に成功しました。今後は主に検出効率向上を目的とした技術開発を継続していく予定です。

また、Cs、I、Ru等FPの化学挙動評価に必要なFP化合物の熱力学データベース拡充に資するため、雰囲気制御型高温質量分析装置を整備中です。高速炉の安全基盤研究分野において冷却材Naと構造材の反応性評価のために活用しているクヌーセン流出質量分析計の質量分析部を、質量数の大きなFP化合物の測定が可能となるように高質量域型(~410amu)のものに更新し、熱物性データが既知な銀(Ag)を用いて温度校正及び装置固有の計測補正を行って、雰囲気調整を行わない条件での測定が可能となるように装置をセットアップしました。本装置の性能確認及びFP化合物の熱力学データ拡充を兼ね、SA研究において重要元素として取扱いが容易なRu酸化物類のうち、熱力学データが既知であるRuO₂を対象に、酸素の乖離圧測定を行いました。図2に示すとおり、測定結果は既存の熱力学データを非常に良く再現できていることを確認しました。この結果は、今後この装置を活用して取得する種々の模擬FP化合物の熱力学データが高い信頼性を有していることを裏付けるものであると共に、本装置の特長である雰囲気調整(クヌーセンセル内の酸素分圧をコントロールする)時には必要不可欠なデータとなりま

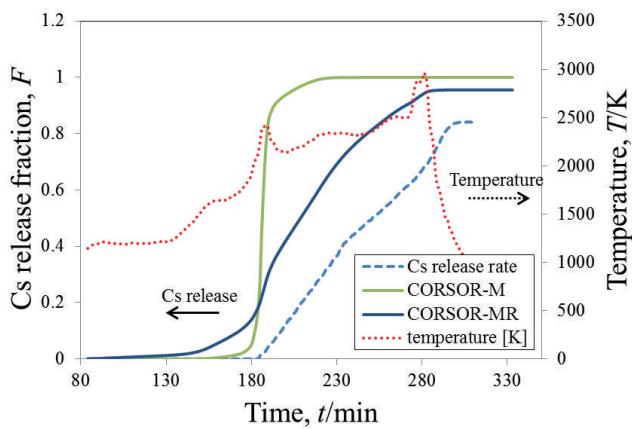


図3 改良FP放出モデルCORSOR-MRによる
FP放出率の計算結果

SAを模擬した大規模実験であるPHEBUS-FPT1実験におけるCs放出率(還元雰囲気における放出率)を改良FP放出モデルCORSOR-MRで評価した結果、CORSOR-Mモデルと比べて測定値をより良く再現することができました。

す。

その他、燃料から放出した直後のFP蒸気種の物理・化学形態の変化の直接測定を目指して、レーザー共鳴イオン化質量分析法を用いたFP蒸気種のその場測定技術の技術開発も進めています。

(3) FP放出モデルの改良

FP放出速度に与える化学挙動の影響を評価するためには、THALES-2、MELCORコード等のSA解析コードに組込まれているFP放出率計算モデルCORSOR-Mを対象として、雰囲気の影響を評価できるように改良を行いました。

CORSOR-Mモデルは温度のみに依存したアレニウス型の放出式を用いて元素毎に係数を設定することにより放出率を評価する簡易的なモデルですが、THALES-2コード等によるFPの化学形評価に資するために、FP放出における化学形の影響を評価できるようにすることを目指した改良を行っています。これまでに取得されたFP放出率データを調査・レビューし、酸化、不活性、還元雰囲気別に放出率を再現できるように放出速度係数を最適化しました(CORSOR-MRモデル)。本CORSOR-MRモデルにより、CORSOR-Mモデルと比べて、FP放出実験やSA模擬大規模実験におけるFP放出率をより良く再現することができました(図3)。また、ソースタームを評価する上では事象やモデルの不確かさを評価することが重要ですが、本CORSOR-MRモデルの不確かさとして、実験結果との残差の標準偏差の適用を検討しており、その妥当性を評価しています。今後は、1F事象評価に必須である制御棒材B₄Cの影響評価について、未だ放出速度が正確に評価されていないB₄C制御棒材からのB等の放出率のモデル化を行う予定です。併せて、メカニズム面からより詳細にFP放出挙動を評価していくために、燃料や制御棒材内部におけるFPの挙動を評価できるCORSOR-Boothモデル等の機構論的なモデルをベースとした改良についても検討ていきます。

1-4 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(2)

—シビアアクシデント進展評価のための熱水力挙動に関する技術開発—

原子力基礎工学研究センター 炉内状況解析研究グループ 吉田啓之、永武拓、鈴木貴行、焦利芳

原子力基礎工学研究センター 热流動研究グループ 上澤伸一郎、高瀬和之

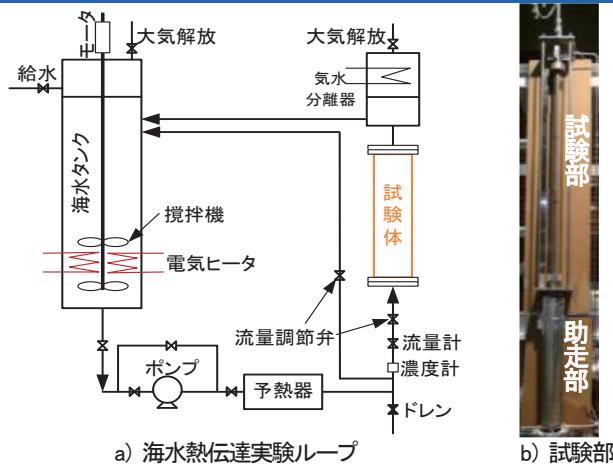


図 1 海水熱伝達実験装置の概要

腐食性のある海水を用いた実験を行うため、タンク内の攪拌機や塩分濃度計等を設置すると共に、清掃・交換を容易に行うための工夫を施した実験ループと試験部を製作しました。

SA 時の原子炉内状況は、冷却材である水や熱の移動(熱水力挙動)により大きな影響を受けます。このため、1F 事故時の炉内状況の解析精度を向上させるためには、事故時の熱水力挙動に関する現象を把握し、水や蒸気の流れや温度分布、更に、その時間的な変化等を精度良く推定する必要があります。

SA に関する研究は、1979 年に起こった米国・スリーマイル島 2 号炉での事故の後広く行われました。しかし、炉内状況の変化を含めて SA 進展を予測するためには、事故時の熱水力挙動の解析技術が未だ十分ではありません。そのため、炉内状況の解析技術を高度化するために、事故時の熱水力挙動の予測精度を高める研究開発を行っています。

本研究では、溶融した燃料の落下挙動や 1F 事故で注入された海水が炉内の熱水力挙動に与える影響に関する実験、これらを精度良く評価するための 3 次元解析手法の整備等を進めています。ここでは、実施中の実験及び解析手法開発の中から、海水が熱水力に与える影響を把握するための実験と、溶けた燃料が圧力容器下部に落下する際の挙動の評価手法開発について紹介します。

(1) 热水力挙動への海水の影響把握のための実験

1F 事故において圧力容器内に注入された海水により、熱水力挙動が影響を受けた可能性があります。そこで、海水が燃料棒近傍の熱流動に与える影響について把握するための実験を実施しています。

実験にあたっては、まず、腐食性があり、濃度が変化する海水を循環させる実験装置(実験ループ)を製作しました(図 1 a))。この装置は、濃度を調節・把握しながら実験を実施するため、海水を貯めるタンク内に攪拌機を設置すると共に、濃度計で塩分濃度を監視・記録する

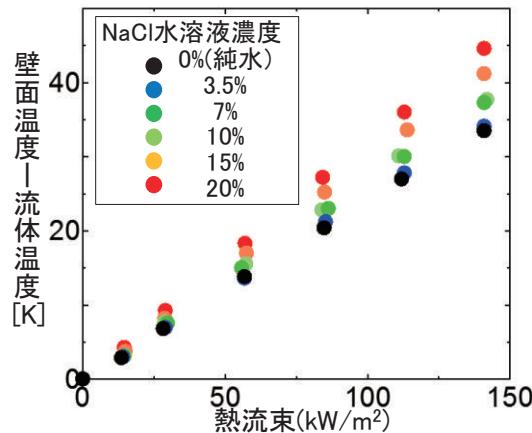


図 2 塩化ナトリウム水を用いた結果の一例

(壁面と流体の温度差)

熱流束を増やすと、壁面の温度が上昇し、流体との温度差が大きくなります。塩化ナトリウム水溶液の濃度を増やすと、壁面と流体の温度差が大きくなることが分かります。

機能を有しています。また、海水を用いた場合、塩の析出(沈着・固着)や腐食の影響が考えられるため、清掃・交換のための分解作業が容易な構造としています。

海水が熱水力挙動に与える基本的な影響を把握するため、一本の燃料棒を模擬した二重円管形状の試験部(図 1 b))を製作し、ループに接続して実験を行いました。その実験結果の一例として、被覆管表面温度に相当する壁面温度と、流体温度の差を図 2 に示します。単位面積あたりの加熱量(熱流束)の増加と共に、壁面と流体の温度差は大きくなります。また、塩化ナトリウムの濃度を増やすにしたがって、壁面と流体の温度差が大きくなりました。これは、塩化ナトリウムの濃度が増えることにより、流体の密度などの物性値が変化することによるものと考えています。今後は、破損した炉心を簡略模擬した条件での試験を行うと共に、濃度等を変化させた海水を用いた実験を行い、炉内状況の解析技術の高度化に必要な、水や蒸気の流れや温度分布を評価するための方法について検討を行います。

(2) 溶融燃料落下挙動評価手法の開発

溶融した燃料や被覆管等の炉内構造物が炉心から落下した際の挙動は、溶融物の分布や圧力容器下部の損傷に影響を及ぼします。BWR 圧力容器下部は制御棒案内管及び計装管等により複雑な構造となっており、これらの影響を含めて溶融燃料落下挙動を詳細に評価できる解析手法を、原子力機構が開発した詳細二相流解析コード TPFIT[1]を基に開発しています。

開発する解析手法の妥当性を確認するための実験及び解析用データの取得を同時に実施しています。実験のために製作した装置の概要を図 3 に示します。実験では、解析手法により再現される落下状況における、構造物の

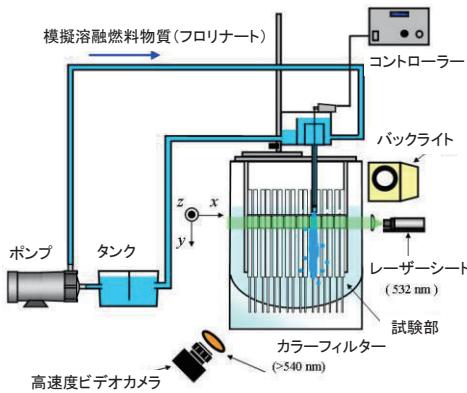


図 3 BWR 下部構造を模擬した模擬溶融燃料落下試験

BWR 圧力容器の下部構造を模擬した試験部内の水に、溶融燃料を模擬した透明な溶融燃料模擬物質を落下させ高速度ビデオカメラにより落下の挙動を撮影することで、解析手法の妥当性確認に必要なデータを取得します。

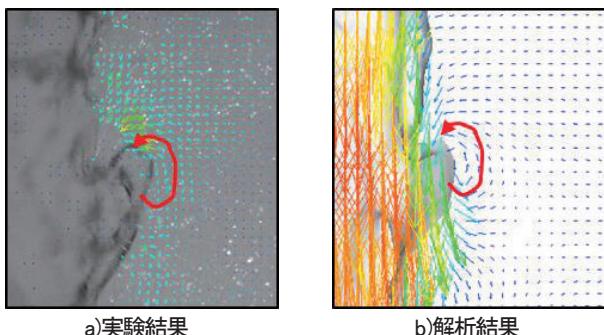


図 5 詳細な界面形状と周囲の速度場

図 3 の装置を用いた実験により得た水とフロリナートの間の界面の形と速度場を、開発した解析手法の結果と比較しました。コブのように変形した界面の右上にある、周りこむような流れ(赤い矢印)が、解析でも再現されています。

影響のみを評価・検討するため、水中に溶融燃料と動粘性係数が同程度であり、かつ透明で可視化に適した物質(フロリナート)を落下させ、高速度ビデオカメラにより水とフロリナートの間に形成される界面の形状等を調べています。

界面の形状について、解析と実験の結果比較を図 4 に示します。複雑に変化する界面の形状に関して、解析と実験は定性的に一致していることが分かります。

詳細な比較を実施するため、高速度ビデオカメラで取得した画像に対し、様々な処理を行って、解析結果と比較しています。その一例として、画像処理により得られた、水とフロリナートの間の界面形状とその周りの速度場を、解析結果と比較して図 5 に示します。実験では水の中の速度場のみが取得されていますが、実験で見られる落下するフロリナートの界面にコブのような形状が表れることや、図ではこのコブの右上に見られる、回り込むような速度場が、解析でも再現されています。このようなコブは、落下するにつれて成長し、最終的には引き



a) 実験結果

b) 解析結果

図 4 溶融燃料落下挙動解析手法による解析結果と実験の比較例

開発した解析手法により、構造物を含む実験を模擬した解析を行いました。左図中に黒い部分は構造物などの影となっている部分です。解析による界面形状は、実験結果と良く一致しており、定性的に模擬溶融燃料物質の落下挙動を評価できることが分かります。

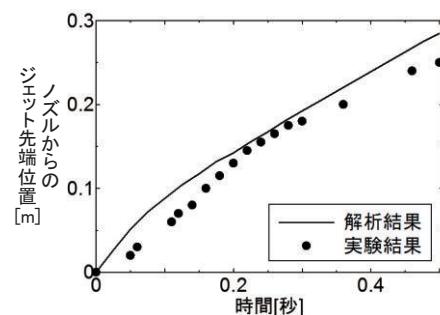


図 6 予測した先端速度と実験結果の比較

開発した解析手法により予測したジェット先端位置を実験結果と比較した結果です。時間に比例してジェット先端位置が下方に移動する様子が、定性的・定量的に再現されることが分かります。

ちぎられて微粒化物となることが分かっています。

実験結果と解析結果について、定量的な比較を行っています。その一例として、落下する溶融燃料模擬物質先端の水面からの位置(ジェット先端位置)を実験結果と比較した結果を図 6 に示します。先端の位置は、溶融燃料模擬物質の散らばり方(分散)の程度により大きな影響を受けます。実験によるジェット先端位置の変化割合(速度)は、時間と共に減衰していることが分かります。これは、模擬物質が微粒化することにより水との抵抗が大きくなり、落下速度が減少することによるものと考えられています。解析によって得られたジェット先端位置は実験結果と定量的に一致しており、変化割合が時間と共に減衰する傾向も再現していることが分かります。現在、より詳細な実験データの取得と、解析結果との比較を進めています。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

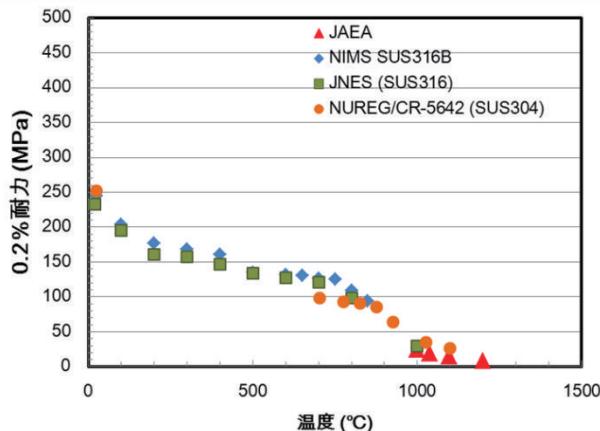
- 《参考文献》
- L. Jiao, et al., Thermal-Hydraulic Experiments with Sodium Chloride Aqueous Solution, Proc. of the 15th International Heat Transfer Conference, IHTC15-9800/MIN-C1-232, 2014
 - T. Suzuki, H. Yoshida, and F. Nagase, Development of numerical evaluation method for fluid dynamics effects on jet breakup phenomena in BWR lower plenum, J. Nuclear Science and Technology, 51, 7-8, 2014, pp. 968-976

- 《引用文献》
- [1] H. Yoshida, et al., Current Status of Thermal/Hydraulic Feasibility Project for Reduced-Moderation Water Reactor (2)-Development of Two-Phase Flow Simulation Code with Advanced Interface-Tracking Method-, Nuclear Engineering and Technology, 38 [2], 2006, 10

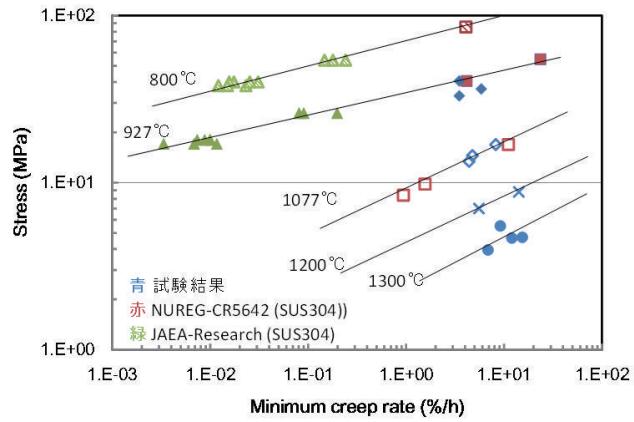
1-5 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(3)

—事故時の圧力容器下部ヘッドの変形状況を予測する—

原子力基礎工学研究センター 炉内状況解析研究グループ 加治芳行



a) 引張特性データ(0.2%耐力)



b) クリープ特性データ

図 1 圧力容器下部ヘッドに用いられている金属材料の高温材料強度データの例(SUS304)

圧力容器下部ヘッドに用いられている金属材料の融点近傍の材料データを拡充すると共に、既存の公開文献データと同等の特性を示すことを確認しました。

炉心から落下した溶融燃料が圧力容器のどの部分を貫通しているのか、いつ貫通したのかを把握することは、1F 事故の復旧及び解析において非常に重要です。そこで本研究では、種々のシナリオにおける下部ヘッドの破損挙動を計算機シミュレーションにより継続して検討しています。

(1) 高温材料強度データの拡充

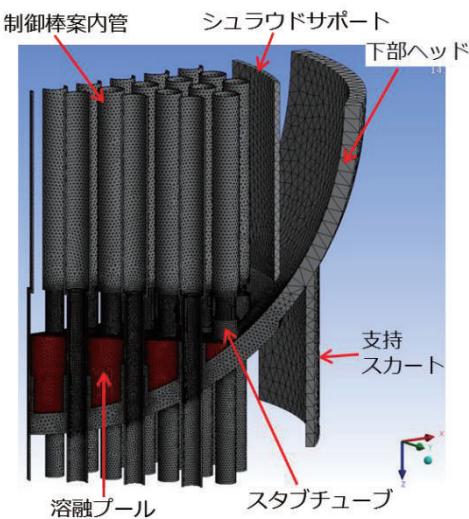
BWR 圧力容器の下部ヘッドには、制御棒の案内管や炉内の温度・圧力を測定するための多くの配管が貫通しています。圧力容器は低合金鋼、燃料集合体や炉内構造物を支持するシャウドや制御棒案内管はステンレス鋼、貫通部のスタブチューブは Ni 基合金という異なる構造材料を用いて作られています。各材料の高温材料強度に関する既存データの調査を行ったところ、融点近傍の温度領域におけるデータが不足していることが分かりました。そこで、融点近傍の温度領域での光学式非接触変位測定装置を有する高温引張試験機を整備して、引張及びクリープ特性データを取得し材料データを拡充しました。拡充した材料データの例を図 1a)、b) に示します。これは、ステンレス鋼の引張及びクリープ特性データに関して、既存データとの比較を行った結果を示したもので、新たに拡充したデータは既存データと同等の特性を示すことを確認しました。

(2) 热流動・構造連成シミュレーションによる圧力容器下部ヘッドの変形挙動評価

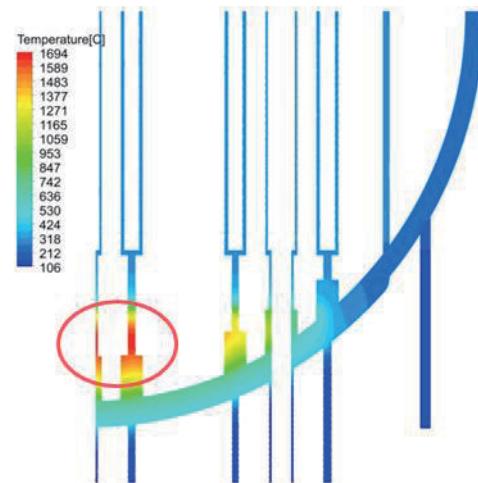
上記の材料データ等を用いて、圧力容器下部ヘッドの変形状況を計算により予測します。まず、熱流動シミュレーションを実施し、溶融した燃料が下部ヘッドの中をどのように流動するのか、その状況に伴ってどのような温度分布になるのかを予測します。基本的シナリオとして、最も厳しいシナリオであると考えられる、内圧が下

がり炉心溶融物が下部ヘッドに堆積し、残存冷却水が蒸発後、堆積した溶融物の崩壊熱による加熱で炉内構造物が加熱される場合を想定して熱流動シミュレーションを実施しました。解析コードは、FLUENT Ver.15.0 を使用しました。図 2 a) に示す 1/8 セクタの解析モデルを用いて、溶融物が下部ヘッド底から 0.58m の高さまで堆積(燃料の 10% が溶融した場合に相当)し、初期温度室温として 1.0 MW/m³ で発熱する条件で熱流動シミュレーションを実施しました。流体物性値は 78%UO₂+17%ZrO₂ の物性値[1]を用いました。外部放射率(外部への熱の逃げ)を考慮しない場合の熱流動シミュレーションの解析結果の例を図 2 b) に示します。図 2 b) は 2 時間経過後の解析モデル中央断面における構造物の温度分布を示しています。この結果から、2 時間程度で下部ヘッド中央部近傍のスタブチューブ上部と制御棒案内管の境界部(赤丸部)で金属材料の融点を超える温度分布となっており、この部位で溶融する可能性を示唆しています。外部放射率を考慮した場合についても熱流動シミュレーションを行いました。その結果の例を図 3 a) に示します。温度分布は図 2 b) と同様に下部ヘッド中央部近傍のスタブチューブ上部と制御棒案内管の境界部で最高温度を示していますが、最高温度は 1200°C 程度で飽和する挙動を示しました。この条件では、最高温度が金属材料の融点を超えていないため溶融しないことが分かりました。

次に、熱流動シミュレーションにより求めた温度分布データ等を基に構造シミュレーションを行うことによって、貫通配管部や下部ヘッド自体がどのように変形するのかを検討しました。解析コードは、ANSYS Mechanical Ver.15.0 を使用し、FLUENT のシミュレーション結果を読み込み、構造物毎の異なる材料の物性値[2]、[3]を用いて弾塑性クリープ解析を実施しました。図 3 a) の温度分布に基づいた弾塑性クリープ解析を実施し、圧力容器下部ヘッド構造物の応力及びひずみの分布の時間変化を計算



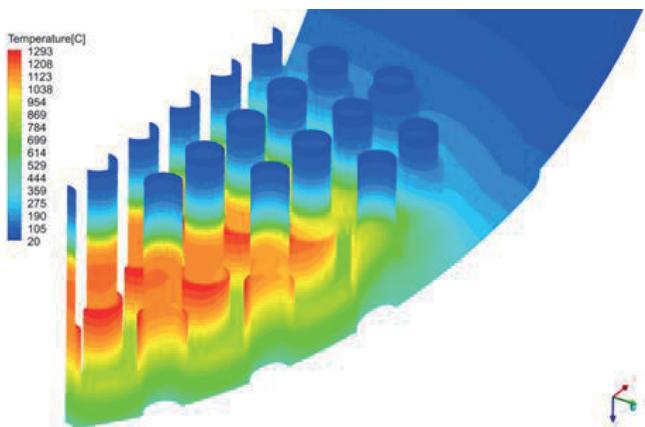
a) 下部ヘッド解析モデル図



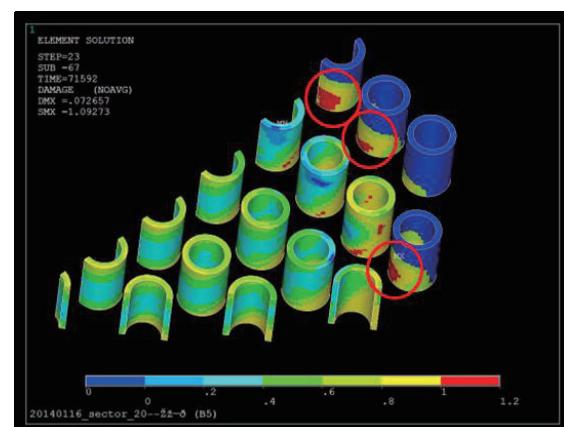
b) 下部ヘッドモデル中央断面の温度分布図(2時間後)

図 2 BWR の圧力容器下部ヘッドの解析モデルと熱流動シミュレーション結果の例(外部放射率を考慮しない場合)

外部放射率を考慮しない場合の熱流動シミュレーションにより、2 時間程度で下部ヘッド中央部近傍のスタブチューブ上部と制御棒案内管の境界部で溶融する可能性があることが分かります。



a) 下部ヘッド内面の温度分布図



b) 貫通部近傍のスタブチューブのクリープ損傷分布図

図 3 BWR の圧力容器下部ヘッドの熱流動・構造シミュレーション結果の例(外部放射率を考慮した場合)

外部放射率を考慮した場合の熱流動シミュレーションにより、下部ヘッド中央部近傍のスタブチューブ上部と制御棒案内管の境界部で最高温度を示すものの 1200°C 程度で飽和することから溶融しないことが分かりました。クリープ損傷による評価を行った結果、最外部にあるスタブチューブの付け根あたりの溶接部でクリープ破損する可能性を示唆しています。

しました。図 3 a) の温度分布では金属材料は溶融こそしないものの、クリープ損傷による破損が考えられます。そこで、クリープ特性データに基づく Larson-Miller パラメータを用いてクリープ損傷を評価することを試みました。Larson-Miller パラメータ (LMP) は、式(1)で表される温度とクリープ破断時間の関数で表されるパラメータです。このパラメータと応力の関係が温度条件によらず一つの特性として評価できることを利用して、熱流動・構造シミュレーションにより温度と応力が求まればクリープ破断時間が予測できるというものです。

$$LMP = T(\log_{10} t_r + C) \quad (1)$$

ここで、T : 温度、C : 定数(=20)、 t_r : クリープ破断時間です。構造シミュレーションの Mises の相当応力分布の結果と式(1)の Larson-Miller パラメータを用いて求めたクリープ損傷分布の例を図 3 b) に示します。ここでは

クリープ損傷が 1 になったらクリープ破損することを表しており、赤くなっている部分がそれに相当します。この例では、最外部にあるスタブチューブの付け根あたりの溶接部近傍でクリープ損傷が 1 以上となっており、この部分でクリープ破損する可能性を示唆しています。

今回の事例は予備解析の結果の例であるため、今後、境界条件等が構造物の温度・応力分布やクリープ損傷等へ与える影響を十分評価し、解析結果の詳細な検討を行う必要があります。その確認ができた上で、熱流動・構造シミュレーションを更に実施し、種々のシナリオにおける 1F1~3 の圧力容器下部ヘッドの破損状況（いつ破損したのか、どこが破損したのか、破損部の大きさはどのくらいか等）の推定及び格納容器内の燃料デブリ状況（どこにどれだけの燃料デブリが存在するか等）の推定を行っていきたいと考えています。

- 《引用文献》 [1] 森山ほか、‘軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価’、JAEA-Research 2007-072, (2007)
 [2] J. L. Rempe, et al., ‘Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis’, NUREG/CR-5642 (1993).
 [3] T. Y. Chu, et al., ‘Lower Head Failure Experiments and Analysis’, NUREG/CR-5582 (1998).

1-6 原子炉の材料に海水と放射線が与える影響を評価する

—原子炉格納容器・圧力容器材料の健全性評価—

原子力基礎工学研究センター 機器健全性評価研究グループ 中野純一
大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 井上賢紀、山県一郎、田中康介

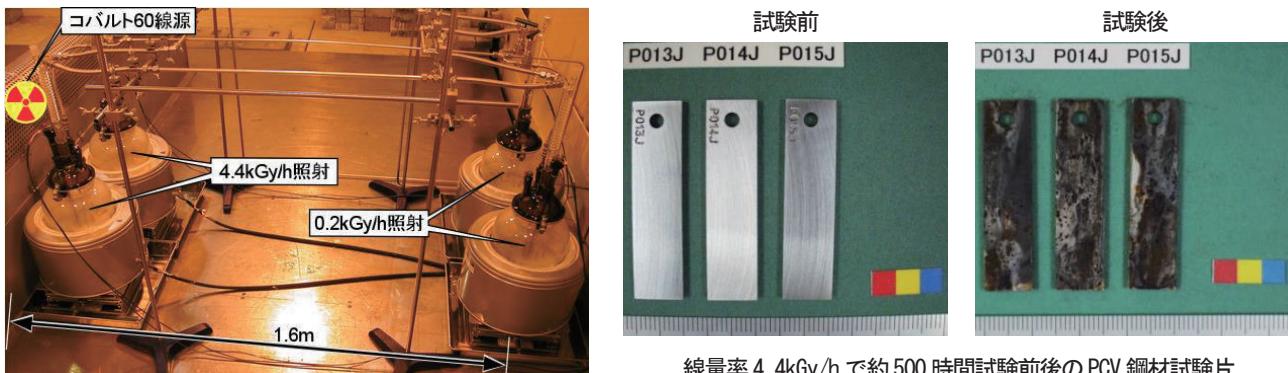


図 1 福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内の環境を模擬した γ 線照射下腐食試験

格納容器の内部は、圧力容器から出た核分裂生成物や落下した燃料のため高い放射線量となっています。放射線(γ 線)照射により格納容器内の環境を模擬しながら、海水成分を含む水中で容器鋼材の腐食状態がどのように変化するのかを調べる試験を行っています(左図)。腐食試験後、表面に生じた鏽(酸化鉄)(右図)を除去して腐食による重量減少を調べます。

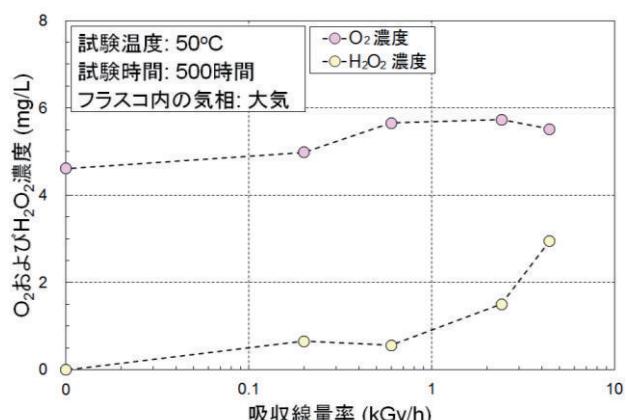
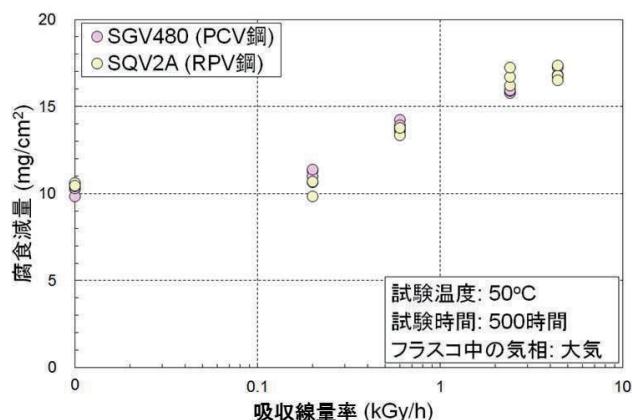


図 2 原子炉格納容器・圧力容器鋼の γ 線照射下腐食試験の結果

γ 線量率 0.2kGy/h までは非照射環境とほぼ同じ腐食減量を示しますが、0.2kGy/h を超えると線量率の増加と共に腐食減量が増加しました(左図)。照射後に希釈人工海水中の O_2 及び H_2O_2 濃度を測定したところ、 O_2 濃度の増加分は相対的に小さいですが、 H_2O_2 濃度は線量率の増加とともに大きく増加していました(右図)。

1~3号機では、緊急冷却のために原子炉内へ多量の海水が注入されました。RPV 及び PCV は、それぞれ低合金鋼及び炭素鋼から製造されており、長期間海水成分を含む水と接触することで腐食が進行し、容器の肉厚減少による強度の低下、局部的な腐食による漏水とそれによる汚染の拡大等が懸念されます。更に、PCV の内部は事故時に飛散した核分裂生成物 (FP) 及び落下した燃料により、高い放射線量になっています。水に放射線が照射されると、放射線分解により酸素 (O_2)、過酸化水素 (H_2O_2)、ラジカルと呼ばれる化学種が生じます。これらは化学的に活性で強い酸化力を持ち、鋼材の腐食の進行を速める可能性があります。このため、原子力機構では PCV/RPV に使用されている鋼材の腐食挙動の評価、腐食抑制対策の検討を実施しています。以下にその概要を紹介します。

PCV 及び RPV に使用されている鋼材とほぼ同じ化学

組成の材料から短冊状の試験片を作製し、塩分濃度を 200 倍に薄めた 50°C の人工海水中に浸漬した状態で、約 0.2 ~ 4.4kGy/h の線量率で γ 線を照射しながら腐食試験を行っています(図 1 左図)。線量率 4.4kGy/h で 500 時間の腐食試験を行った後には、表面に黒く鏽(酸化鉄)が生じています(図 1 右図)。

線量率と腐食減量の関係を調べると、線量率 0.2kGy/h までは非照射環境とほぼ同じ腐食減量を示しました。線量率が 0.2kGy/h を超えると、線量率の増加と共に腐食減量が増加しました(図 2 左図)。試験後に、希釈人工海水中の O_2 及び H_2O_2 濃度を測定したところ、 O_2 濃度は線量率 0.6kGy/h で大気飽和濃度に達しており、 H_2O_2 濃度は線量率の増加と共に増加しています(図 2 右図)。このようなことから、 γ 線照射下での腐食減量の増加には、水の放射線分解によって生じた O_2 及び H_2O_2 の影響が作用していると考えられます。ただし、現在までの実測結果

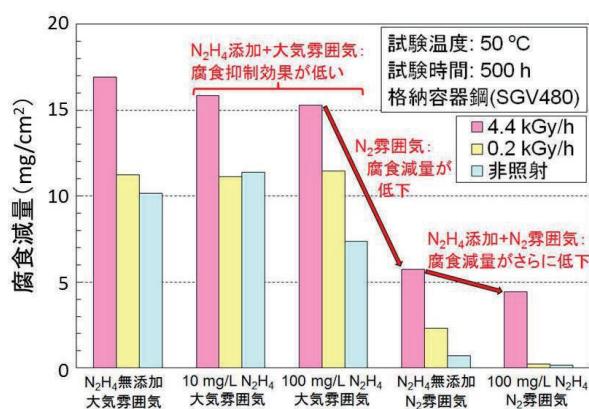


図 3 γ 線照射下希釈海水中での腐食抑制対策の検討

腐食試験中の雰囲気を大気中とし N_2H_4 を添加した場合、添加しない場合との腐食減量に大きな違いはありません。 N_2 雰囲気にすると、腐食減量が低下しました。 N_2 雰囲気で N_2H_4 を添加すると、更に腐食減量が低下しました。

によれば PCV 内の線量率は、高くとも 0.2kGy/h 程度と見られることから容器鋼材の腐食速度が著しく加速されることではないと考えられます。

PCV/RPV 鋼の腐食の進行を遅らせるために各種の腐食抑制策が検討されています。使用済燃料プールにおいて腐食対策として適用されているヒドラジン (N_2H_4) 添加の有効性を検討しました。 N_2H_4 濃度が 0.001% (=10mg/L) 及び 0.01% (=100mg/L) となるように添加し、腐食試験を行ったところ、照射下では N_2H_4 の有無による腐食減量の変化は認められませんでした(図 3)。これは、放射線分解により水中に常時 O_2 、 H_2O_2 等が生じており、それらと N_2H_4 が照射下で反応 ($N_2H_4 + O_2 \rightarrow N_2 + 2H_2O$ 、 $N_2H_4 + H_2O_2 \rightarrow N_2 + 4H_2O$) し、試験開始後、初期段階で N_2H_4 が消失したためと考えられます。このことから、高線量率、長時間の γ 線照射下では N_2H_4 添加による腐食対策は効果が低いと見られます。

1F では、事故以降、水素爆発防止のため、PCV 内の窒素 (N_2) 封入が行われています。この状態を模擬するため、フラスコ上部へ N_2 を導入しながら、腐食試験を行いました。いずれの線量率においても、腐食減量が低下しました。これは、フラスコ上部を N_2 に置換したこと、気相中の O_2 分圧が低下し、水中の O_2 が気相へ移動して O_2 濃度が低下したためと考えられます。水中の O_2 濃度が低下すると H_2O_2 濃度も低下することが計算されています[1]。今回の試験でも、 N_2 雰囲気では照射試験後の水質分析において O_2 及び H_2O_2 濃度の低下が認められており、これにより腐食減量が低下したと考えられます。このため、1F で行われている N_2 封入は腐食抑制策として有効であるといえます。また、 N_2 雰囲気において N_2H_4 添加を行ったところ、図 3 の右端に示すように、最も低い腐食減量を示しました。したがって、 N_2 雰囲気中の N_2H_4 添加が可能であれば、 γ 線照射下での腐食抑制策として有効であると考えられます。

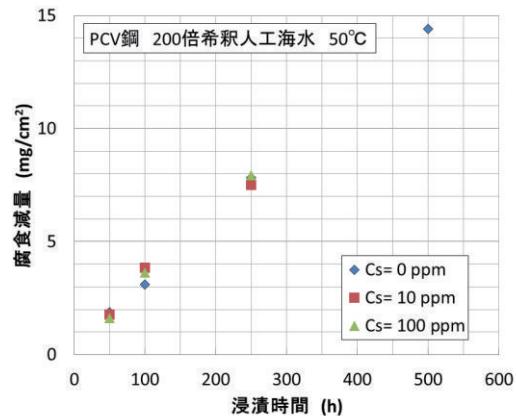


図 4 PCV 鋼の腐食に及ぼすセシウムの影響

PCV 鋼の希釈海水中での腐食特性を検討するため、様々な条件での腐食試験を行いました。200 倍希釈人工海水にセシウムを添加した場合と添加しない場合、PCV 鋼の腐食減量には差がないことが分かりました。

PCV 内にある燃料デブリからの崩壊熱を除去するため、循環注水冷却が継続されています。冷却水が燃料デブリに接触すると、冷却水中に種々の FP が溶出してくると予想されます。新型転換炉「ふげん」の照射済燃料を人工海水溶液中に浸漬 (100°C) した後に化学分析を実施した結果、溶出する核分裂生成物はセシウムが支配的であることが分かっています。そこで、セシウム (単独) と照射済燃料共存 (セシウムと低線量率照射の重畠) が PCV 鋼の腐食に及ぼす影響を評価しました。

200 倍に希釈した人工海水 (塩化物イオン濃度約 100ppm) に対してセシウムを 10ppm 及び 100ppm 添加した溶液を調整し、PCV 鋼を 50°C で最大 500h まで浸漬し腐食挙動を調べました。その結果、腐食減量はセシウム濃度を変えてても変化はなく、PCV 鋼の腐食に及ぼすセシウムの影響は認められませんでした (図 4)。また、セシウム濃度が 0ppm (添加なし) 及び 100ppm の溶液に對し、PCV 鋼の腐食電位 (自然浸漬電位) を測定し、電気化学的な観点から見ても有意な差がないことも確認しています。これらから、塩化物イオン濃度が低く (100ppm 未満)、温度も 50°C 程度で安定している水溶液環境では、溶出する核分裂生成物 (特に、セシウム) が PCV 鋼の腐食に及ぼす影響は無視できると考えられます。

更に、200 倍に希釈した人工海水溶液中に実際の照射済燃料粒子を共存させ、PCV 鋼を 50°C で 50h 及び 100h 浸漬する試験も行いました。浸漬試験片位置の線量率 (ガンマ線) は約 4Gy/h でした。また、溶出した核分裂生成物はセシウムが支配的でした。照射済燃料粒子が共存しない溶液中の腐食減量と比較した結果には有意な差はなく、照射済燃料粒子に由来する線量率が低い場合は、PCV 鋼の腐食に及ぼす放射線の影響は認められませんでした。

《参考文献》

- ・ 中野、山本、塙田、山縣、材料と環境 2014 講演集、D309 (2014)
- ・ J. Nakano, Y. Kaji, M. Yamamoto, T. Tsukada, J. Nucl. Sci. Technol., 51 (2014) 977-986.
- ・ 田中、須藤、大西ほか、JAEA Research 2013-036 (2013)
- ・ 大洗研福島技術開発特別チーム、JAEA Research 2014-007 (2014)

《引用文献》 [1] J.M. Joseph, B.S. Choi, P. Yakabuskie, J.C. Wren, Radiation Phys. Chem., 77 (2008) 1009-1020.

2 燃料デブリの取出しとその後

—燃料デブリ性状把握・取出し工法・臨界防止・計量管理・処置技術—

福島廃止措置技術開発センター 燃料デブリ取扱技術開発グループ 萩野英樹、鷺谷忠博

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 福井康太、須山賢也、堀啓一

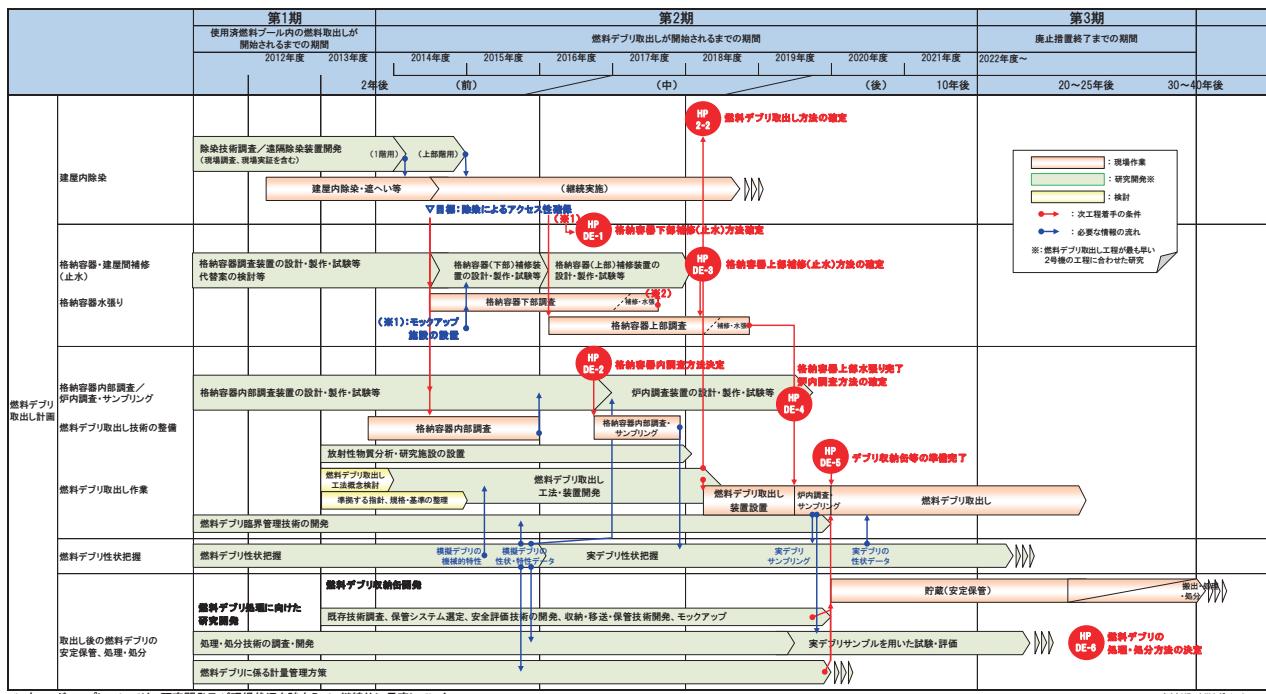


図 1 燃料デブリの取出しとその後に関する中長期ロードマップ(2号機)[1]

廃炉を加速していくために、スケジュールの前倒しなどの検討を進め、2013年6月27日に「東京電力株式会社第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」が改定されました。

東京電力株式会社第一原子力発電所（1F）の事故対応においては、2012年12月の冷温停止状態の達成以降、プラントの安定化に向けたこれまでの取組から確実に安定状態を維持する取組への移行と並行して、廃止措置に向けて必要な取組を中長期にわたって進めていく計画（図1）です。廃止措置に向けた対応は、1979年の米国・スリーマイル島原子力発電所2号炉（TMI-2）における炉心溶融事故対応を参考に進められますが、1F事故においてはTMI-2と異なる状況がいくつかあるため、事故後の原子炉建屋内部の状態についても必ずしも同様ではないと考えられます。今後の廃止措置へ向けた対応として、大きく破損した燃料や燃料及び炉内構造物が溶融したのち冷えて固まったもの（燃料デブリ）を取り出し、これらを適切な方法により処置していくことになります。ただし、高い線量率等により人が立ち入って内部状況を詳細に調査することが難しい現状においては、TMI-2のような過去のシビアアクシデント（SA）に関する情報や、溶融炉心・コンクリート反応（MCCI）のようなその後のSA研究の成果等を基に、1F事故の経緯やプラントデータ等明らかとなっている事故データを十分に考慮して、1F各号機の内部状況を推測し、対応を検討することが必要です。ここでは、これらの取組（図2）についての概要をご紹介します。また、最近の成果を中心に個別の取組について2-1より紹介します。

(1) 燃料デブリがどのようなものかを理解する

1F事故においては、炉の型式や事故の経緯（海水の注入や溶融継続時間等）等様々な点でTMI-2との違いがあることから、炉内で生成する燃料デブリについても、その性状が必ずしもTMI-2のそれと同様ではない可能性があります。そのため、TMI-2の事例研究やSA解析研究の成果等を調査、整理した上で、燃料デブリの化学形を推定すると共に、熱力学計算により燃料デブリの化学形を推定しています。また、1F特有の燃料デブリ等として、B₄Cが含まれる溶融固化物やMCCI生成物等が考えられ、ウランやプルトニウムを含む模擬デブリを調整し、その性状データを取得しています。これらの情報は取出し工法の検討や収納保管の設計等で使用できるよう整理していきます。

(2) 原子炉から燃料デブリを取出す

1F事故では、取出し作業そのものについてもTMI-2と状況が異なるため、取出し工法に関して新しい技術を必要とする可能性が大きく、燃料デブリと炉内構造物の切断や回収等に適用する技術の開発を進めています。

燃料デブリの取出しや事故後の原子炉の解体に対しては、ウォータージェット、レーザー、プラズマ等を用いた切断技術と、これらに加えて遠隔操作に関する技術、燃料デブリの回収に関する技術が必要となります。これらの技術に対してこれまで進めてきた原子力施設の廃止

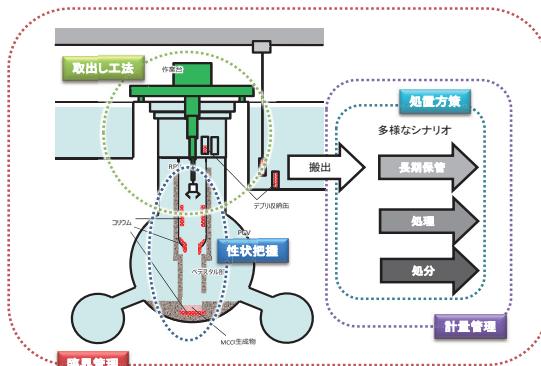


図2 燃料デブリの取出しとその後に関する技術開発全体イメージ

燃料デブリ取り出し及びその後の処置に関する5つの技術開発の相関と全体イメージを示しています。

措置等に係る各種切断技術開発の成果を基に、燃料デブリや炉内構造物の取出しに必要な研究開発を進め、得られた成果を国のプロジェクトに提案します。

(3) 燃料デブリの再臨界を防ぐ

破損した燃料は「燃料デブリ」となって原子炉建屋内にあると考えられますが、それらが臨界にならないよう適切に管理していくことが求められます。そのためには、デブリの臨界に関する様々なパラメータを精度良く評価することが求められます。2013年度は以下の三つの点を中心に研究開発を推進しました。

一点目は、燃料デブリの組成を計算で求める際に使用される燃焼計算コード間の差の評価です。原子力機構は、OECD/NEA 原子力科学委員会（NSC）臨界安全性ワーキングパーティー（WPNCS）燃焼度クレジット臨界安全性専門家会合（EGBUC）において、BWR 9×9 燃料集合体に対する国際燃焼計算ベンチマーク「Phase-IIIC」を提案し、この結果を2014年9月に最終報告書案としてまとめました。

二点目は、燃焼計算結果の最終的な妥当性評価のための実測値の取得です。この種の試験は従来から行われていましたが、核分裂生成物については世界的に見ても測定データが少なく、データの拡充が望まれている状況にあります。今回の技術開発で、陰イオン交換分離と高分解能な誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）を使用して使用済燃料組成の測定を行う工程を、原子力科学研究所内で一貫して実施する体制を確立しました。

三点目は、臨界管理をどの様に行うかの観点で、TMI-2事故時の経験を踏まえ、冷却水に可溶性のホウ素を加えて未臨界状態を確実に保つ条件を評価したことです。連続エネルギーモンテカルロコード MCNP5 と核データライブラリ JENDL-4 の組合せで、UO₂球の周囲に水反射体がある非均質体系に対し如何なる状態でも未臨界となるホウ素濃度を計算したところ、1F では最も高い²³⁵U 濃縮度は 5%に近く、TMI-2 燃料デブリに対する値に比べて大幅に高い値となりました。冷却水中のホウ素濃度を維持するためには格納容器の止水が必要となるため、こ

の結果は、可溶性中性子毒物を用いずに未臨界状態を確保する方法、あるいは、臨界となった場合のリスク低減方法の検討が今後の課題の一つである事を示しています。

(4) 燃料デブリ中の核物質計量管理方法の構築

事故以前は、燃料集合体を1単位として核物質を管理する計量管理が実施されていましたが、事故によりできなくなりました。今後は、取出した燃料デブリに含まれる核物質を計量管理する方法を構築していきます。計量管理を行うことにより核物質を適切に管理できるようにし、また、IAEA 保障措置の適用を容易にします。

燃料デブリの計量管理方法を検討するため、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故、更にハンガリーのパクシュ原子力発電所の炉心燃料事故における核物質管理について調査を行いました。この結果を基に、1F の燃料デブリに適用する計量管理方法を関係者と共に構築していく考えです。

燃料デブリ中の核物質量の測定技術については、米国国立研究所等と協力して、具体化の可能性が考えられる複数の候補技術を選定しました。今後は、選択した技術を用いた測定機器の概念等を検討し、1F の燃料デブリ中の核物質量の測定について、更に適合性や実現性を検討していく考えです。

(5) 燃料デブリを取出した後どうすべきか

取出された燃料デブリは適切に処置されなければ、廃炉作業は終了には至りません。1F からの燃料デブリの取出し作業が 2020 年頃から開始される計画であることから考えると、それまでには、デブリの処置の選択・決定に係る一定の議論が必要になるものと考えられます。そのため、今後のシナリオの比較評価に備えて、想定される処置シナリオ各案の得失評価を行っています。また、いずれの処置シナリオを採用する場合でも、必須となるデブリの輸送技術に係る既存輸送キャスクの適用性評価及び処置対象デブリの整理を行っています。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《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

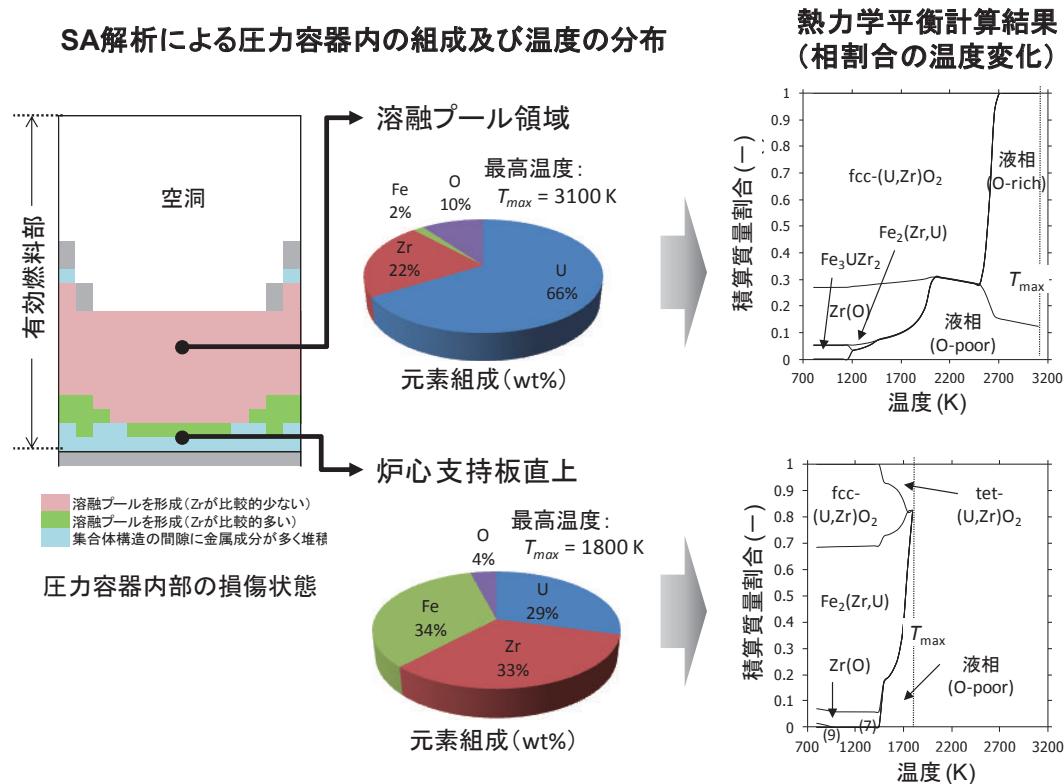
《引用文献》

- [1] 原子力災害対策本部、「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」、平成 25 年 6 月 27 日、原子力災害対策本部 東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議 (2013)

2-1 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1)

—取出しに向けた燃料デブリ性状の把握—

福島廃止措置技術開発センター 燃料デブリ取扱技術開発グループ 池内宏知、北垣徹、矢野公彦



SA 解析結果から整理される圧力容器内の元素組成及び温度の分布を基に、燃料デブリの化学形を推定しました。炉心支持板直上では $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ や $\text{Zr}(\text{O})$ の他、 $\text{Fe}_2(\text{Zr}, \text{U})$ 等の Fe-Zr-U 系合金の生成割合が増加していることが分かります。

2020 年度から予定されている燃料デブリの取出しに向けて、予想される燃料デブリの物性に応じて、適切な取出し装置・工法を選定する必要があります。事故時には、圧力容器内における燃料棒や制御棒の高温反応や格納容器床面における MCCI により、様々な化学形の燃料デブリが生成したと考えられ、燃料デブリの物性を推定するには、その化学形を推定することが必要です。炉内状況が明らかではない現時点では、想定される炉内材料の組成、温度、コンクリート侵食量等の情報を基に、解析・検討により炉内での燃料デブリの化学形を推定することが重要です。本検討では、熱力学平衡計算により、圧力容器内(1F2 を想定)及び格納容器床面(1F1 を想定)における燃料デブリの化学形を推定しました。

(1) 圧力容器内における燃料デブリの化学形推定

事故時には、 UO_2 と Zr との反応や Fe と B_4C との反応等による液相形成により、 Zr や Fe 等の金属成分が UO_2 のような酸化物よりも先に下部に移動し、その結果、圧力容器内の下部は Fe や Zr に富む金属リッチな領域になると考えられます。このように、燃料デブリの化学形を推定するためには、炉心の溶融・崩落により燃料デブリの構成成分が空間的に大きく偏る可能性があることを考慮する必要があります。炉心の溶融・崩落後の材料組成については、MAAP や MELCOR 等の過酷事故解析(SA

解析) コードにより、コードに組込まれている熱水力モデルや水蒸気酸化モデルに基づいて、注水量等の解析条件に応じた推定が可能と考えられます。

図 1 左側は、1F2 を対象とした SA 解析の結果から得られる炉心の溶融・崩落後の炉内材料の分布を模式的に表しています。このケースでは、燃料棒の崩落により上部に空洞ができ、炉心支持板上に燃料デブリが堆積する結果となっています。領域ごとの特徴として、上側に堆積した燃料デブリには U 及び O の割合が多く、温度は 3100K (UO_2 の融点付近) まで上昇しているのに対し、炉心支持板直上の領域では、 Fe や Zr の割合が多く、温度は 1800~2300K と比較的低いことが分かります。これらの組成と最高温度を入力条件として熱力学平衡計算を行い、燃料デブリの化学形を評価しました。

各領域における平衡相組成の温度変化を、図 1 の右側に示します。炉心が最高温度に達しているとき、上部では酸化物相と金属相が共に溶融しており、徐々に冷却される場合、酸化物相が先に凝固して立方晶又は正方晶の $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ が生成し、金属相としては主に酸素が固溶した Zr が生成することが分かります。一方、炉心支持板直上の領域では、最高温度において酸化物相は立方晶又は正方晶の $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ として固相を留めており、金属相は $\text{Zr}(\text{O})$ や $\text{Fe}_2(\text{Zr}, \text{U})$ のような合金が生成することが分かります。

物量は $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ が最も多いと考えられますが、炉内に

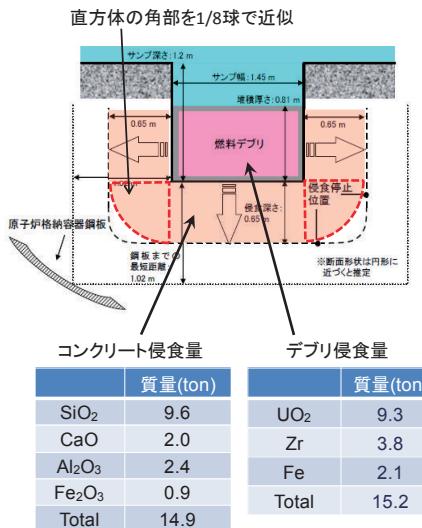


図 2 1F1 のコンクリート侵食量と組成

公開報告書 [1] から、1号機サンプルピットにおけるコンクリート侵食量、及びデブリ質量を算出し、熱力学平衡計算の入力条件としました。

おいて Zr や Fe がリッチに存在する条件では、Zr(O) や Fe₂(Zr,U) のような金属相が生成しやすいと予想されます。実際の炉内では、酸化物中にこれらの合金相が混じり合ったような状況も想定されることから、2014 年度に、これら金属相についての物性データを文献調査や基礎試験等により取得し、2013 年度までに取得した酸化物相の物性データと共に、燃料デブリの取出し準備等に提供していく予定です。

(2) 格納容器床面における燃料デブリ (MCCI 生成物) の化学形推定

1F1 のように圧力容器が破損したと考えられるケースでは、圧力容器底部から落下した溶融物（圧力容器内デブリ）が、床面のコンクリートと反応しながら侵食が進むと考えられます。その結果生成する MCCI 生成物も取出しの対象となることから、その化学形を推定しました。格納容器床面のコンクリート侵食範囲における材料の物量と組成は、東京電力より報告された MAAP による SA 解析の結果に基づいて算出しました（図 2）[1]。最高温度は、圧力容器内デブリが全量溶融する温度として 2900 K に設定しました。1F1 の場合、炉心溶融がある程度進んだ段階で消防車から注水されることにより MCCI 生成物が急激に冷却され、徐々に冷却される条件とは異なる化学形のものが生成することが想定されます。そこで、冷却条件による化学形の違いを評価するため、急冷時の凝固界面における局所平衡を想定した Scheil モデルを用いた計算を行い、徐冷を想定した平衡モデルを用いた計算結果との比較を行うこととしました。

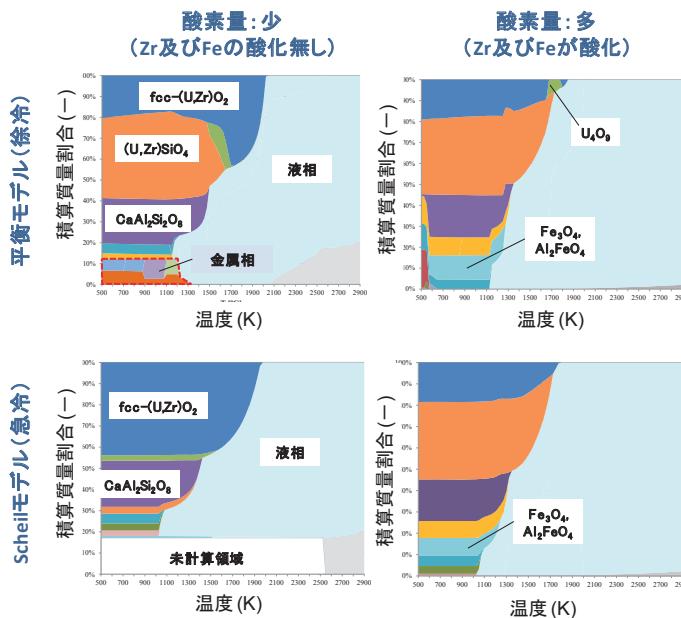


図 3 MCCI 生成物の化学形評価結果

相割合の温度変化について、デブリ中の酸素量の多寡、及び急冷／徐冷の影響について比較しました。酸素量が多いほど、また、急冷よりも徐冷条件の方がケイ酸塩（濃橙色の領域）の割合が増加することが分かります。

これらを入力条件として計算された平衡相組成の温度変化を図 3 に示します。U と Zr の大部分は(U,Zr)O₂ 及び(U,Zr)SiO₄ として存在し、コンクリート由来の成分として CaAl₂Si₂O₈ (かい長石) 及び CaSiO₃ (珪灰石) が生成すること、また、金属相の大部分は Fe と Si を主成分とすることが分かります。デブリ中の酸素量の多寡で比較すると、酸素量が多いほどケイ酸塩の生成量が多くなります。冷却条件の違いで比較すると、急冷を想定した条件では(U,Zr)O₂ の生成量が大きくなると共に、(U,Zr)SiO₄ の生成量が小さくなっています。

以上をまとめると、MCCI 生成物の化学形としては、燃料棒成分 (U 及び Zr) を含むものとして(U,Zr)O₂ 及び(U,Zr)SiO₄ が考えられ、酸化の進行及び冷却速度の低下によりケイ酸塩が生成しやすくなると考えられます。MCCI 生成物については、酸化物、ケイ酸塩、及び金属が巨視的に混合した系での物性データの取得を、2014 年度より開始しています。

圧力容器内における炉内材料の分布状況については、MAAP を用いた 1F2 の SA 解析結果を東京電力から入手し、本検討に活用させて頂きました。ここに感謝の意を表します。

《参考文献》

- H. Ikeuchi, et al., Chemical form estimation of in-vessel fuel debris by thermodynamic calculation with melt progression analysis, Proc. NuMat 2014: the Nuclear Materials conference, Florida, USA, Oct. 27-30, (2014).
- T. Kitagaki, et al., Thermodynamic evaluation of phase change behavior of MCCI products under estimated Fukushima-daiichi nuclear power plant conditions, Proc. NuMat 2014: the Nuclear Materials conference, Florida, USA, Oct. 27-30, (2014).

《引用文献》

- 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について、
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima_np/images/handouts_111130_09j.pdf

2-2 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(2)

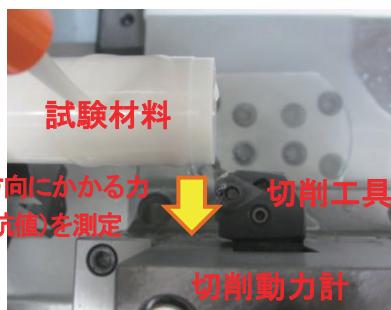
—燃料デブリの取出しに必要な物性値の検討—

環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究開発第2課 星野貴紀、涌井達平、矢野公彦、岡村信生、荻野英樹、小泉健治

①切削抵抗[N]

切削工具の直下に圧電式切削動力計を設置して測定。

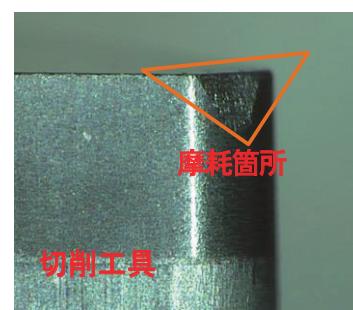
矢印の方向にかかる力
(切削抵抗)を測定



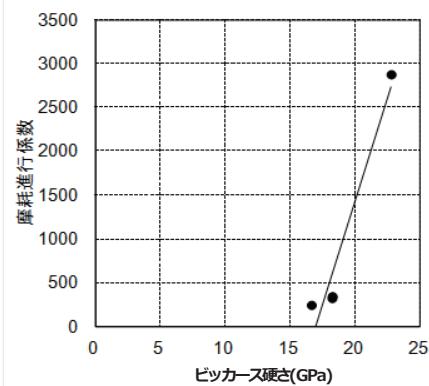
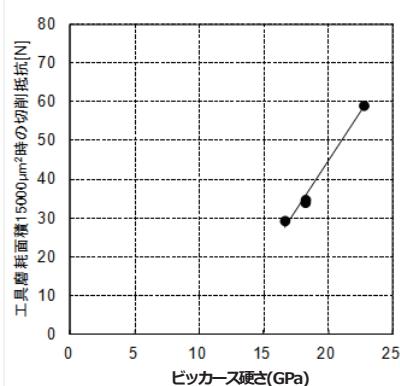
②工具摩耗面積[μm²]

切削工具を取り外して、光学顕微鏡で拡大(400~800倍)し、摩耗部分の面積を測定。

摩耗箇所



a)評価方法



b)ビックアース硬さと切削性との関係

図 1 切削性の影響評価

切削抵抗値は、材料を切削する工具に圧電式切削動力計を設置して測定しました。工具摩耗面積は試験後の工具先端を拡大した画像から算出し、その結果を基に工具摩耗の進行度として定義した摩耗進行係数を求めて比較評価を行いました。

燃料デブリの取出しでは、利用が想定される取出し装置について燃料デブリに対する性能等を事前に評価しておく必要があります。そのため、これらの装置については、TMI-2 と同様に、事前に燃料デブリとの相互作用を再現できる非放射性の材料（コールド模擬デブリ）を用いたモックアップ試験が実施される予定です。

そこで、コールド模擬デブリの選定精度の向上のため、TMI-2 における事故処理で実績のある機械式取出し機器の一つであるコア・ボーリング装置に着目し、その性能に影響を及ぼすと考えられる物性値について、放射性物質を使わない試験（コールド試験）により切削性等との相関性を評価しました。更に、燃料デブリの主要成分の一つと考えられるウランとジルコニウムの酸化物固溶体 ($(U,Zr)O_2$) を中心とした模擬デブリを作製して機械的性質の評価を行い、コールド模擬デブリの選定に必要となる物性データを取得しました。

(1) 材料物性の切削性影響評価

コア・ボーリング装置の性能に影響を及ぼす物性値としては、硬さ、弾性率、破壊靱性、熱特性（密度、比熱、熱伝導率の関数）が想定され、燃料デブリの主要成分と類似した特性を持つセラミックスを対象として、コア・ボーリング装置の主な加工原理の一つである「研削」への影響を検討しました。「研削」は砥粒1粒ごとによる無数の「切削」の集合であるとの考え方に基づき、旋盤を

用いた試験により、切削抵抗及び工具摩耗の進行度（工具摩耗面積）に対する各物性値の影響評価を行いました。

その結果、硬さと弾性率については強い正の相関があり、模擬デブリ選定時に重要な指標となることを確認しました。切削性の評価方法と、着目した物性値の一つであるビックアース硬さとの関係性を図 1 に示します。破壊靱性についても、わずかに正の相関が確認されたことから影響を及ぼす可能性があります。一方、冷却しながら加工したこともあり、熱特性については明確な相関は現れませんでした。実際の取出し工程においても、冷却を伴う場合には、この物性値の影響は非常に小さいものであると考えられます。今後は、同様のコールド模擬デブリを用いて、ボーリング形状を模した穿孔試験を実施し、加工性と物性値との関係を評価していく予定です。

(2) 高ジルコニウム (Zr) 含有率立方晶 $(U, Zr)O_2$ の機械的性質評価

BWR である 1F は、PWR の TMI-2 と比べて、炉内における構造材の比率が大きく、Zr 含有率のより高い燃料デブリが生成する可能性があります。そこで、50mol%以上の ZrO_2 を含む立方晶の $(U, Zr)O_2$ を作製し（図 2）、機械的性質（硬さ、弾性率、破壊靱性）を測定しました。その結果、Zr 含有率が高くなる（55~65mol%）と、硬さ、弾性率、破壊靱性ともに大きな影響はないものの、わずかに上昇する傾向が確認されました（表 1）。今後は、

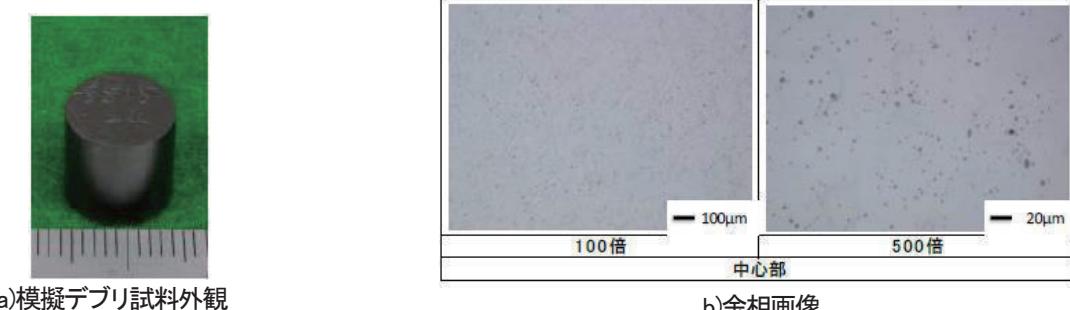


図 2 Zr 含有率 55mol%の(U,Zr)O₂ 模擬デブリ試料の外観及び金相画像
外観に割れ等は見られず、内部も均質で密な焼結体であることが確認できました。

表 1 機械的性質測定結果

Zr 含有率が増加すると共に、全ての機械的性質がわずかに増加する傾向であることが確認できました。

	(U _{0.45} Zr _{0.55})O ₂	(U _{0.35} Zr _{0.65})O ₂
ビックース硬さ	11.7±0.36 GPa	12.1±0.35 GPa
弾性率	210±4 GPa	213±3 GPa
破壊靭性	1.1±0.1 MPa·m ^{1/2}	1.2±0.1 MPa·m ^{1/2}

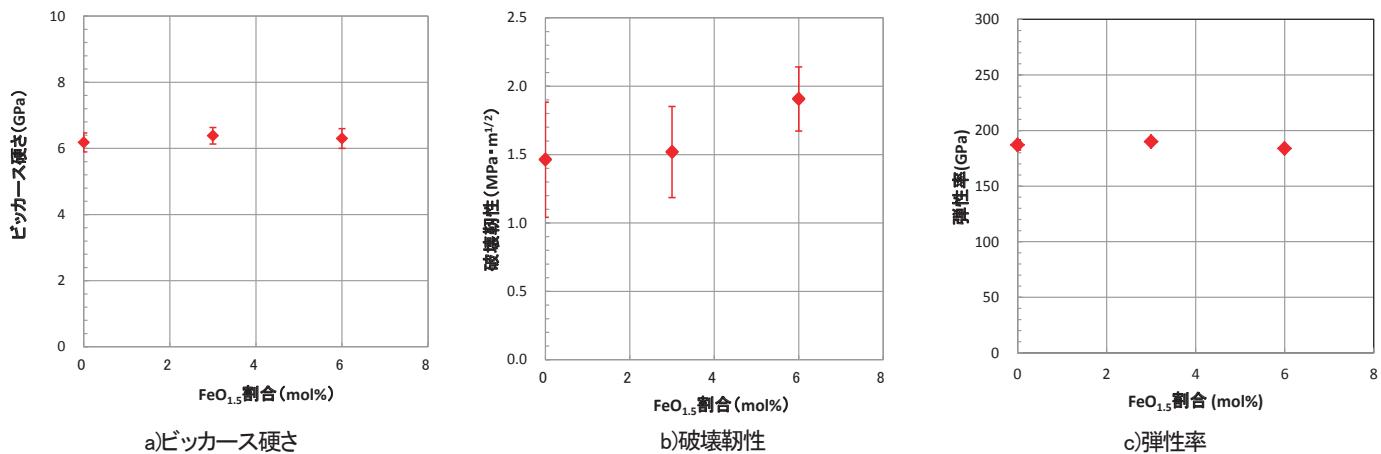


図 3 機械的性質への FeO_{1.5} の影響

Fe₂O₃をFeの量で3、6mol%混入し、それらの機械的性質を測定しました。硬さは、FeO_{1.5}の濃度と共にわずかに上昇し、破壊靭性は6mol%のときに上昇する傾向を示しました。また、弾性率については影響がないことが確認できました。

取り出機器等の開発に資するデータを蓄積するため、より多くの種類の燃料デブリの取得として正方晶や单斜晶の(U,Zr)O₂ や安定化剤等を含む(U,Zr)O₂を作製し、それらの物性値を評価していく予定です。

(3) 鉄(Fe)含有模擬デブリの機械的性質評価

二酸化ウラン(UO₂)と二酸化ジルコニウム(ZrO₂)の他に構造材の成分が混入した模擬デブリ試料を作製し、その機械的性質を把握しておくことが重要であると考えています。そこで、炉内の構造材に由来し、(U,Zr)O₂に次いで多く存在するFeが機械的性質へ与える影響を評価しました。事故で炉心が損傷した際に、Feは酸化物となつた後に(U,Zr)O₂に混入したものと考えられることから、酸化第二鉄(Fe₂O₃)を(U,Zr)O₂(ZrO₂の濃度が10mol%)に混入させた焼結体を試料として作製しました。

組成比については、試料の焼結温度である2000°CでのUO₂-ZrO₂-FeO_{1+x}の3元系平衡状態図の情報がないため、1300°Cにおける3元系平状態図及び各成分の2元系平衡状態図から単相となる(固溶体を形成する)領域を推察して設定しました。Fe含有率と物性値の関係を図3に示します。Fe含有率(~6mol%)の上昇と共に硬さは若干増加し、破壊靭性はFe含有率が6mol%の時に大きくなりました。弾性率については、有意な影響は確認されませんでした。TMI-2の事故解析から、燃料デブリには酸化物相と金属層が混在していることが分かっているため、今後は、酸化物相だけでなく、U、Zr、Fe等の金属を主体とする模擬デブリの物性値を評価していく予定です。

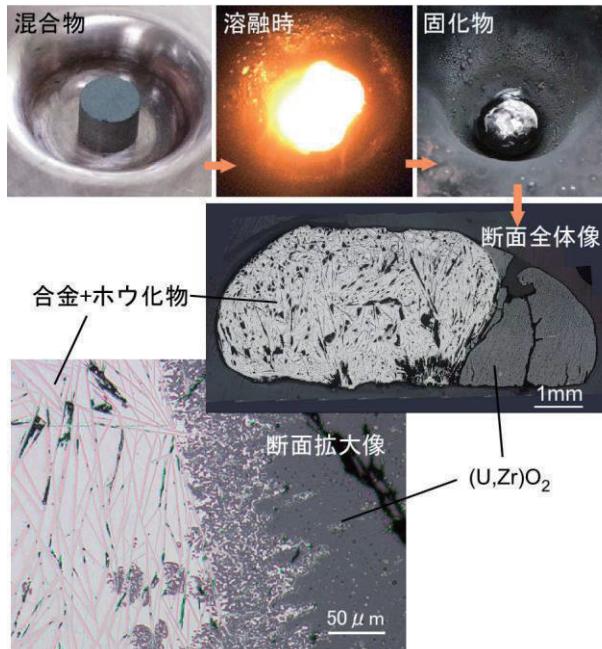
本件は、資源エネルギー庁からの委託事業としてIRIDが受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・池内 宏和ほか、「2-1 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1)-取出しに向けた燃料デブリ性状の把握-」、東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置技術に関する原子力機構の取組み、2013、p.25-26。
 - ・技術研究組合 国際廃炉研究開発機構、「経済産業省委託事業 平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業(燃料デブリ性状把握・処置技術の開発) 報告書」、2014、p.8-88。

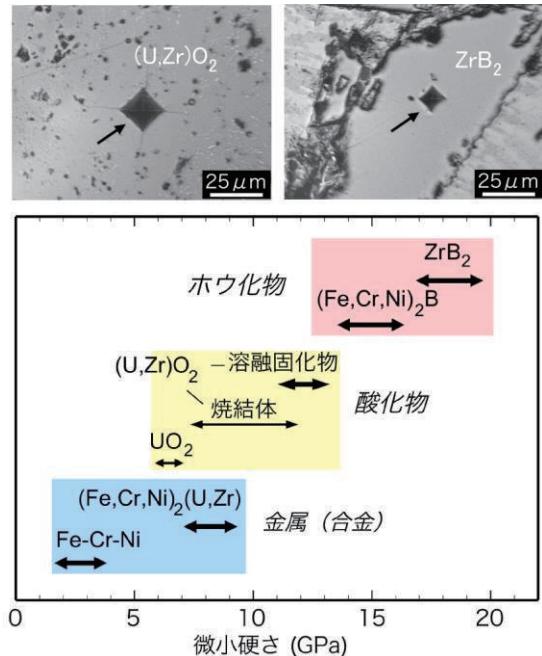
2-3 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(3)

—B₄C 制御棒及びコンクリートとの反応生成物性状—

原子力基礎工学研究センター 燃料デブリ解析研究グループ 高野公秀



(a) B₄C/SUS/Zr/(U,Zr)O₂混合物のアーク溶解時の様子と断面観察像



(b) 各生成相の微小硬さと圧痕観察像の例

図 1 アーク溶解で作製した炉心溶融固化物の模擬試料の断面観察像(a)と各生成相の微小硬さ測定値の分布図(b)

- (a) (U,Zr)O₂セラミック部分と合金(+ホウ化物)部分に分離しやすい傾向があります。合金中の針状に見える析出物はZrB₂です。
(b) 硬さ測定値の分布から、金属(合金)、酸化物、ホウ化物の順に硬さが増す傾向が分かります。グラフの上の写真は、(U,Zr)O₂とZrB₂の圧痕観察像の例です。ピラミッド型の圧子を押し付けた際の圧痕の大きさから硬さを決めます。

1F 事故で生じた燃料デブリの取出しに向けて、その方法や工具類の検討、更に取出し後の安全な保管方法の検討に反映するため、種々の模擬デブリを作製して性状予測データの取得及び整理を進めています。TMI-2 事故と比較した際に、1F 事故での燃料デブリ生成過程における特徴的な点として、(1) 炉心に海水を注水したことにより、高温の燃料デブリと海水塩との間で化学反応が起きている可能性があること、(2) 制御材が炭化ホウ素(B₄C)であり、圧力容器下部に堆積した燃料デブリは主に燃料集合体の二酸化ウラン(UO₂)とジルコニウム(Zr)及び制御棒のB₄Cとステンレス鋼(SUS)の溶融固化物からなること、(3) 炉心溶融物が圧力容器下部を貫通し、格納容器底部でコンクリートと反応していること等が挙げられます。これらの内、(2)と(3)について、ウランを含有した溶融固化試料を作製し、生成物の性状を評価して得られた成果を以下に示します。

(1) B₄C 制御棒と燃料の模擬溶融固化物の性状

炉心の燃料デブリを模擬し、B₄C、ステンレス鋼、Zr、ウランとジルコニウムの酸化物固溶体((U,Zr)O₂)の種々の組成の混合物を、図1(a)に写真を示すようにAr雰囲気下でアーク溶解により溶融させた後、固化物断面を分析して生成相と組成を明らかにしました。特に制御材由来のホウ素のデブリ中での化学形や分布に関する知見は、

取出し作業時の臨界管理の観点からも重要ですが、これまで十分ではありませんでした。断面の観察写真から、固化時には(U,Zr)O₂セラミック部分と金属質部分に分離しやすいことが分かります。金属質部分は、Fe-Cr-Ni合金と(Fe,Cr,Ni)₂(Zr,U)で表されるFe₂Zr型金属間化合物組成の合金からなるほか、Zrのホウ化物(ZrB₂)が広い混合組成範囲で析出することが分かりました。これらに加え、B₄C/Zr混合比が大きい条件では(Fe,Cr,Ni)₂Bで表される鉄系のホウ化物が、混合比が小さい条件ではZrの炭化物(ZrC)がそれぞれ析出する傾向があることを明らかにしました。

更に、雰囲気中の酸素分圧の影響を調べるために、固化物をAr-0.1%O₂気流中1500°Cで加熱保持し、生成相の変化を分析しました。その結果、合金中のZrとU、ZrB₂中のZrが酸化し、表面にZrに富んだ(Zr,U)O₂酸化膜が成長すると共に、その内部には、ホウ素とFe-Cr-Ni合金から新たに(Fe,Cr,Ni)₂Bが生じることが分かりました。なお、この条件下では鉄系の酸化物は生じませんでした。

一方、1Fでの燃料デブリ取出し工具検討の基礎データとして、生成した各相の微小硬さをマイクロビッカース硬度計で測定しました。その分布を図1(b)に示します。金属では、Fe₂Zr型組成の(Fe,Cr,Ni)₂(Zr,U)合金が比較的高硬度を示しています。二酸化物では、UO₂よりも二酸化ジルコニウム(ZrO₂)が固溶した(U,Zr)O₂の方が高硬

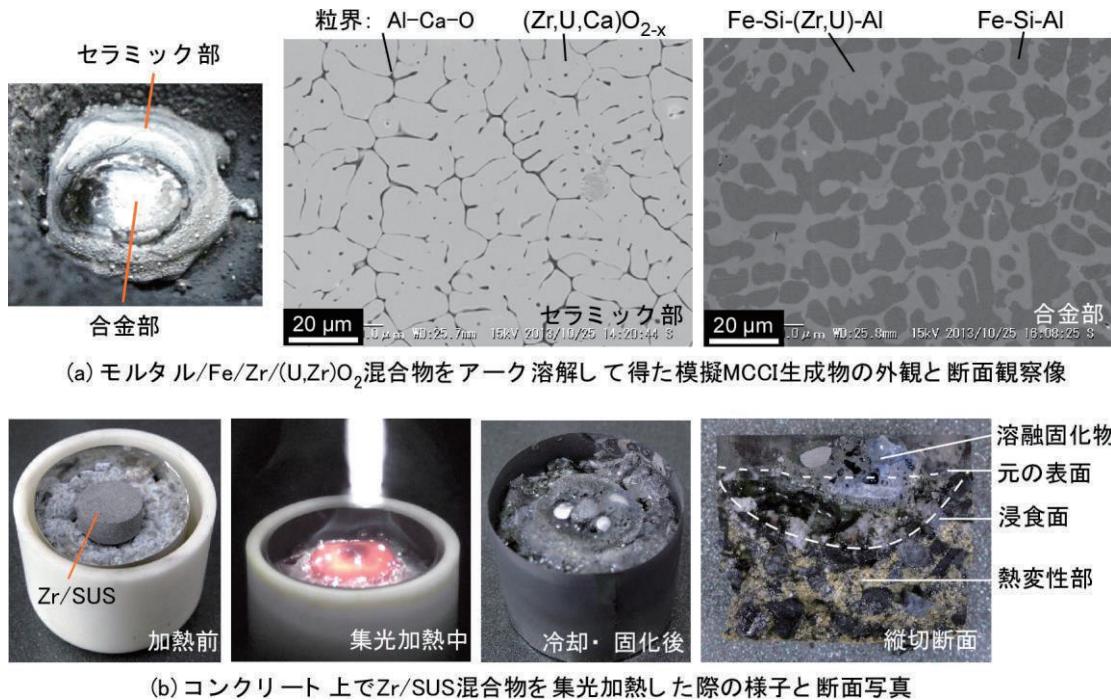


図 2 アーカー溶解で作製した模擬 MCCI 生成物の観察像(a)と集光加熱によるコンクリート反応界面観察の例(b)

- (a) 溶融した金属 Zr の強い還元作用により、モルタル由来の SiO₂ と Al₂O₃ が合金相に移行する一方で、CaO は(U,Zr)O₂ に固溶します。
- (b) コンクリートと溶融金属の界面付近では、熱分解ガス(水分)により Zr とステンレス鋼成分の Cr が特に酸化されやすく、ケイ酸ガラス中に析出します。浸食面下部の熱変性したコンクリートは非常に脆くなっています。

度であるほか、焼結した試料(粉末を成型して 1700°C で焼き固めたもの)よりも溶融固化物の方が硬くなる傾向を確認しました。二酸化物よりも更に高硬度なのがホウ化物で、特に ZrB₂ が顕著に硬いことが分かりました。このため、デブリ取出し時に、ZrB₂ が密に析出している部位があると、切削工具に大きな負担となることが予想されます。

(2) 炉心溶融物とコンクリートの模擬反応物性状

コンクリートは、セメントと砂と砂利(骨材)を混合し、水を加えて水和反応で硬化させたものなので、高温になると結合水が徐々に脱水して脆くなり、千数百度以上になると Si-Ca-Al-(Fe,Mg,Na,K)-O 系の溶融ガラス状になります。高温の炉心溶融物がコンクリート上に堆積すると、コンクリートを溶融しながら浸食し、やがて冷えて固りますが、これを MCCI 生成物と呼びます。

MCCI 生成物を単純化した系として、モルタル(セメントと砂)/Fe/Zr/ZrO₂/(U,Zr)O₂ を種々の組合せで混合したものをアーカー溶解し、固化物中の生成相を調べて傾向を把握しました。図 2 (a) に試料写真的例を示すように、セラミック質の部分と金属質の部分に分離しやすいことが分かります。断面の分析結果から、セラミック部は、モルタル成分の CaO が固溶した(Zr,U,Ca)O_{2-x} 二酸化物であり、その粒界には Al-Ca-O 系の酸化物が析出しています。金属部には、Fe-Si-Al 系及び Fe-Si-(Zr,U)-Al 系の合金 2 相が生成しています。溶融した金属 Zr は強い還元剤として作用しますので、モルタル由来の SiO₂ と Al₂O₃

が還元されて合金中に移行することが分かります。一方、金属 Zr の含有率が少ない場合には、二酸化物の粒界にケイ酸ガラスが析出すると共に、金属部分は Fe が主成分となります。また、(U,Zr)O₂ あるいは ZrO₂ 中に固溶しやすいモルタル成分としては、CaO の他に Fe、Mg、Al 等の酸化物があることが分かりました。

上記の試料全体を溶融させる手法に加えて、コンクリートと炉心溶融物の界面付近の様子を調べるため、図 2 (b) の写真に示すように、Ar 気流中でコンクリート上に置いた金属 (Zr/SUS) のみを局所的に集光加熱する手法を試みました。溶融した金属が次第にコンクリートを浸食すると共に、コンクリート内部からは熱分解に伴いガス(主に水分)が盛んに発生しますので、表面の溶融物はマグマのように突沸します。冷却固化後の試料縦断面を分析した結果、図 2 (b) 右端の写真中に破線で示した浸食面の上部には、ケイ酸ガラスが生成していると共に、その内部には溶融時に水分で酸化した Zr、Cr、Fe の酸化物が析出しています。一方、浸食面より下は溶融していないが、セメント部分は熱変性(脱水)により変色し、非常に脆くなっています。このような試験を行うことで、堆積した MCCI 生成物の取出し時にコンクリートをどのくらいの深さまで削る必要があるか等の検討に役立てることができます。

今後、更に複雑な系での試料作製を行い、生成相と硬さの性状予測データ整備を進めます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》 · M. Takano, et al., Characterization of solidified melt among materials of UO₂ fuel and B₄C control blade, Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 51, 2014, pp. 859–875.

2-4 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(4)

—Pu 及び Gd の影響評価—

プルトニウム燃料技術開発センター 燃料技術開発課 赤司雅俊、廣岡瞬、渡部雅、米野憲、森本恭一、加藤正人

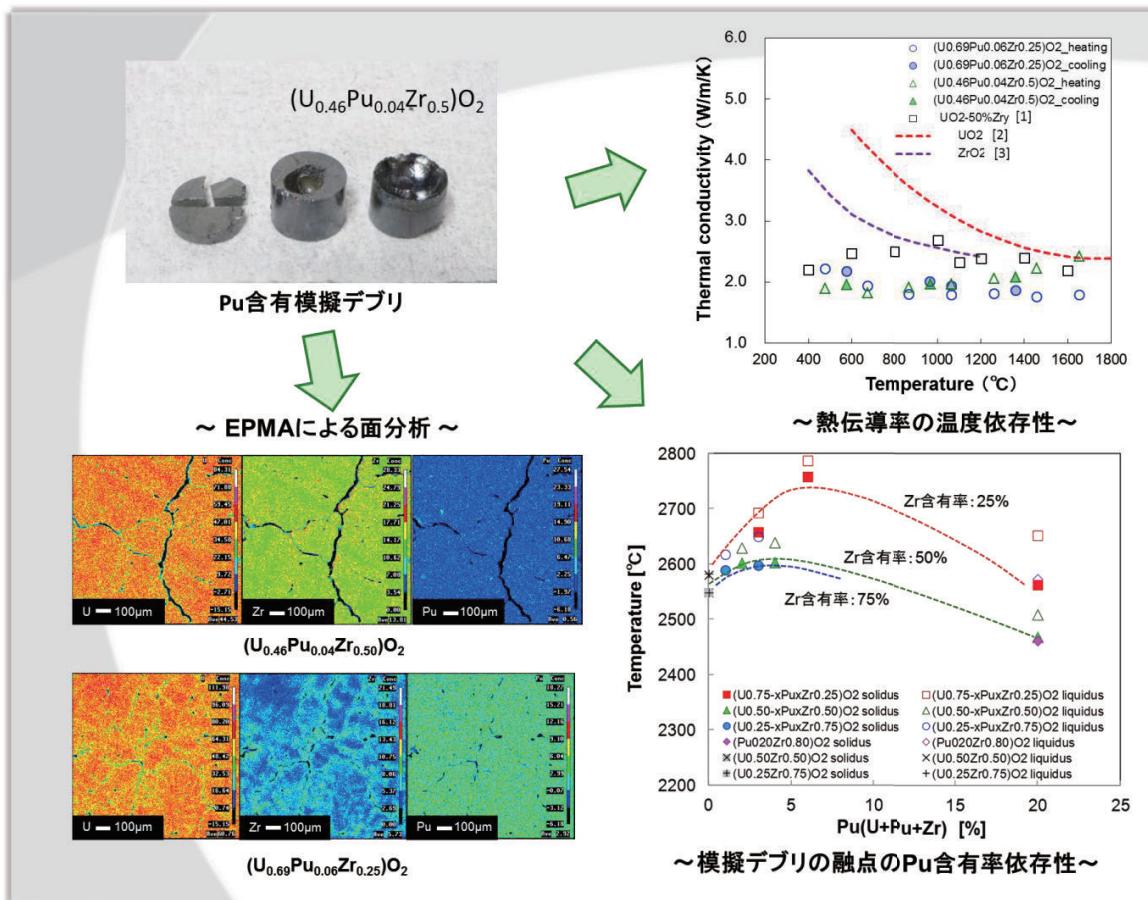


図 1 Pu の影響

Pu を含有する模擬デブリを作製し、その試料に対して融点測定、EPMAによる組成分析、熱伝導率の温度依存性を評価しました。

1F3 の炉心には 3~6% の Pu を含むプルサーマル燃料が装荷されています。その他の損傷炉心においても核反応で生成した Pu が 2% 程度含まれると見積もられています。また、1F の炉心には、中性子吸収材として核分裂を制御する目的で Gd_2O_3 を含む UO_2 燃料が装荷されています。TMI-2 の溶融事故を起こした炉心には、 PuO_2 や Gd_2O_3 を含有した燃料は含まれておらず、それらの燃料が含まれた燃料デブリに関するデータは世界的にも存在していません。

1F の炉心溶融事故では、これらの燃料が溶融し燃料デブリとして堆積していると考えられています。そのため、損傷炉心からの溶融燃料の取出し作業に向けて、Pu 及び Gd の性状把握が必要不可欠です。

更に、核分裂性物質である Pu は、臨界評価、計量管理をする上で非常に重要な元素です。燃料デブリを損傷炉心から取出し、保管するにあたっては、燃料デブリ内の Pu の相状態や分布、溶融燃料の性状に及ぼす Pu の影響に配慮する必要があります。

また、Gd は中性子吸収材として核分裂を抑制する効果があります。溶融燃料内での Gd の再分布状態によっては Gd による中性子吸収の効果が失われてしまい、再臨界に達する懸念があります。そのため、Pu と同じように

溶融燃料内の Gd の分布状態の把握も極めて重要な課題です。

本研究では、Pu 若しくは Gd_2O_3 を含有した UO_2 燃料とジルカロイから作製した模擬デブリを用いて、模擬デブリの特性に対する Pu 及び Gd の影響を調べました。

(1) Pu の影響

図 1 に、Pu を含有した UO_2 燃料とジルカロイから作製した模擬デブリを示します。EPMA による試料断面の組成分析結果から、溶融後の試料には U、Pu、Zr の各元素の濃度が異なる 2 相が存在すると考えられます。2 相はそれぞれ数十 μm の領域で存在しており、U が多く存在する相と Zr が多く存在する相の 2 種類であることが分かります。Pu の濃度に関しては、EPMA の分析結果によれば濃度の差は非常に小さく、マクロな視点で見ればほぼ均質であると言えます。

Pu を含有する模擬デブリの熱伝導率は、 UO_2 の熱伝導率よりも低くなり、 $UO_2\text{-}50\%Zry$ の熱伝導率と比較しても低くなりました。 UO_2 に対して Zr が含有すると熱伝導率は大きく低下し、Pu の含有によって更に熱伝導率が下がりました。

続いて模擬デブリの融点は、Pu の含有率によって大き

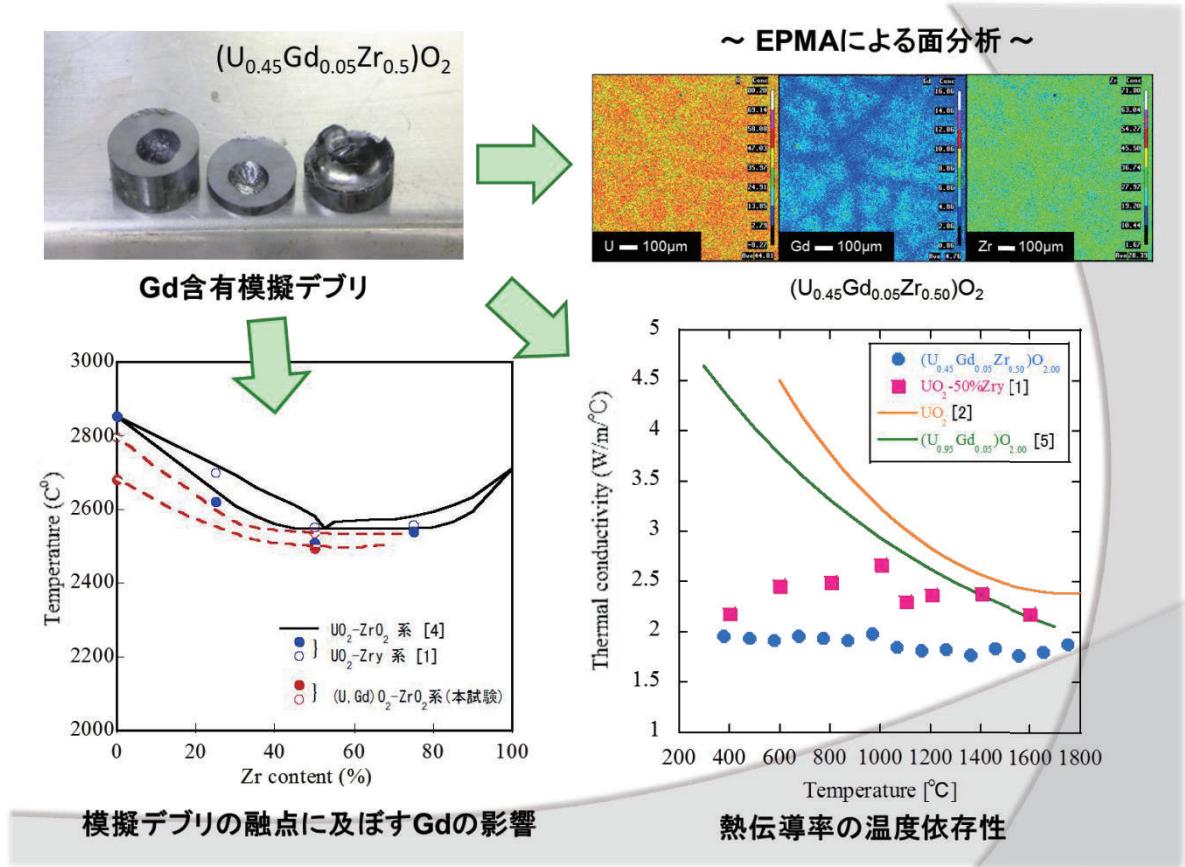


図 2 Gd の影響

Gd を含有する模擬デブリを作製し、その試料に対して融点測定、EPMA による組成分析、熱伝導率の温度依存性を評価しました。

く変化する傾向が確認されました。Zr の含有率の異なるどの試料においても、Pu の含有率が 10%以下で融点が極大となりました。また、それ以上の Pu 含有率では、Pu の含有率の増加と共に融点が低下する傾向を示しました。UO₂-PuO₂系では、Pu の含有率が 60%程度までは Pu の含有率が増加することによって、融点は単調に低下することが知られています。そのため、Pu を含有する模擬デブリの融点が Pu の含有率 10%以下で極大値を取ったことは、Zr の影響であると考えられます。

(2) Gd の影響

図 2 に Pu を含有した UO₂燃料とジルカロイから作製した模擬デブリを示します。EPMA による試料断面の組成分析結果から、Gd を含有する模擬デブリは、Pu を含有する模擬デブリの結果と同じように、溶融後の試料には、U、Zr の各元素の濃度が異なる 2 相が存在すると考えられます。Gd の濃度も同じように、EPMA の分析結果では濃度の差は非常に小さく、マクロな視点で見ればほぼ均質であるといえます。Gd の濃度差は小さく、Gd が偏った場所に集中して存在していることはないと考えられます。

Gd を含有する模擬デブリの熱伝導率は、UO₂の熱伝導

率よりも低くなり、UO₂-50%Zry の熱伝導率と比較しても低くなりました。これは Pu を含有する模擬デブリと同じような現象で、含有する元素の種類が増えるほど溶融デブリの熱伝導は低くなることが分かりました。

Gd を含有する模擬デブリは、Gd が 5%含有することで融点は低下しました。Zr の含有率が 0%の試料では融点が約 190°C、Zr の含有率が 50%の試料では融点が約 20°C 低下しました。Zr の含有率が高い条件では Gd の影響が小さくなる傾向が分かりました。

(3) 測定した特性値の反映

デブリを解体する作業を安全かつ効果的に行うには、解体方法を選択する必要があります。その選択には、解体するデブリの機械特性や熱特性を把握することが必要不可欠です。今回測定した熱物性データは、燃料デブリの取出し工具の選定や燃料デブリの内部状態の評価に反映していく計画です。また、Pu や Gd の含有は、燃料デブリの特性への影響だけでなく燃料デブリの臨界評価の観点からも大変重要です。今後も、燃料デブリの特性評価を継続することで安全な燃料デブリの取扱方法の選定に貢献して参ります。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》

- M.Kato et. al., MRS Online Proceedings Library 1444 (2012) 91
- J.J. Carbajo et. al., J. Nucl. Mater. 299 (2001) 181
- V. Sobolev et. al., J. Nucl. Mater. 352 (2006) 300
- K. A. Romberger et. al., J. Inorg. Nucl. Chem., 29 (1967) 1619
- M. Hirai et. al., J. Nucl. Sci. Tech. 28 (1991) 995

2-5 原子炉から燃料デブリを取出す

—プラズマアーク、プラズマジェット、AWJ、レーザー切断技術の開発—

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 福井康太、村松壽晴
原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部 技術開発課 佐野一哉、手塚将志、中村保之

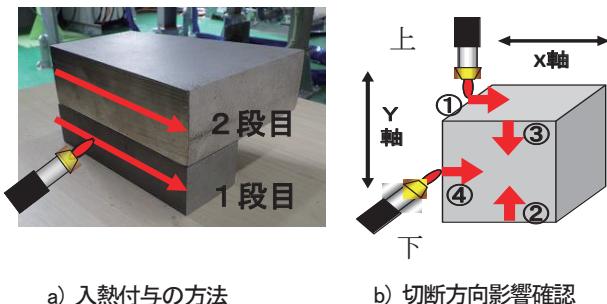


図1 プラズマアークによる切断試験

a)は2枚重ねで1段目切断により2段目の入熱付与を行う方法、
b)は異なる4つの切断方向を示したものです。

炉心溶融に至ったと推定されている1Fでは、通常の廃止措置とは異なり、デブリを撤去する必要があります。1Fの炉内構造物は、デブリと混在した状態となっていると想定されるため、鋼材のみならずデブリのような韌性が低く、高硬度の材質の切断や破碎が可能なことや上部から取出す場合、高い遠隔操作性が必要です。原子力機構では、試験研究を終えた原子炉施設等の廃止措置を進めており、解体に係る様々な技術や知見を蓄えてきました。原子炉廃止措置研究開発センター、レーザー共同研究所、大洗研究開発センターにおいて進めてきた各種切斷技術開発の成果を基に、1Fのデブリと炉内構造物の取出に適用する切斷技術として、プラズマ切斷（プラズマアーク及びプラズマジェット）、アブレイシブウォーター・ジェット（AWJ）切斷、レーザー切斷に関する技術開発を実施しています。

(1) プラズマアーク切斷技術の開発

プラズマアーク切斷技術は、切斷対象物とプラズマトーチ電極との間に放電させ、ガスを高温のプラズマにし、切斷物を溶かして切斷する技術であり、導電性のある鋼材等の切斷が可能です。2012年度に行った切斷性能確認試験では、600Aの装置を用い、ステンレス鋼に対し気中では約220mm厚まで、水中では約100mm厚まで切斷可能であり、切斷性能は入熱やドロスの排出効果（溶融した金属の流れ易さ）に影響することを確認しました。

この結果を踏まえ、2013年度は試験体への初期入熱の付与や切斷方向の差異によるドロス排出効果の切斷性能への影響について確認する試験を行いました。

入熱付与は、試験体を2体重ね合わせて1体目を切斷後、直ちに2体目を切斷することで行いました（図1a）。この結果、通常の切斷方法では切斷可能な板厚が約75mmであるのに対して、入熱付与により切斷可能板厚は約85mmとなり、切斷性能が1割程度向上することを確認しました。

また、切斷方向による影響では、水中で4方向（図1b）

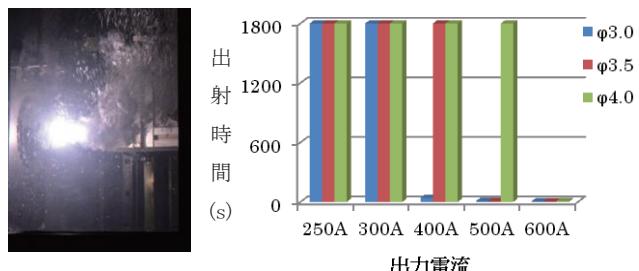


図2 プラズマジェットの水中での出射状況とチップの耐久性

写真は出力500Aでのプラズマジェットの水中での出射状況です。
グラフはチップの耐久性を示しています。

から切斷し、最も切斷性能が發揮される切斷方向（②：トーチ水平で垂直上昇方向に切斷）での切斷厚さ約115mmは、ドロス詰りにより切斷性能が低下する切斷方向（③：トーチ水平で垂直下降方向に切斷）での切斷厚さ約84mmに対し、切斷性能が約4割向上することを確認しました。

今後は、1Fの炉内主要構造材（SUS304）と燃料被覆管材料（Zry-2）が溶融再凝固した試験体を用い、これまでに切斷試験に用いたSUS304と比較し、熱的物性と切斷性能との相関について確認を行うと共に、切斷条件の最適化を図ります。また、燃料デブリ等の非導電物質の切斷が可能であり、入熱付与としても使用できるプラズマジェット切斷技術との連携切斷システムの構築を行い、切斷性能の向上に係る要素技術開発を継続します。

(2) プラズマジェット切斷技術の開発

核燃料物質等を取扱うセルの解体に適用する切斷技術として、プラズマジェット切斷技術の研究開発を実施してきました。プラズマジェットは、鋼材やコンクリートを切斷すること目的に開発したもので、トーチ先端部の形状については特許を取得しています。前述のプラズマアークとは異なり、トーチ内部の電極とトーチ先端部のチップとの間で放電させプラズマを発生させるため、金属のみならず導電性のない非金属も切斷が可能であり、気中において出力250Aで鋼材に対し50mm厚の性能を有しています。また、熱衝撃作用により150mm厚の耐火レンガ等も破碎できます。

しかし、1Fの炉内解体物やデブリの取出しに適用するためには、水中での使用と高出力化が求められます。2013年度に水中において高出力で使用できるプラズマジェットトーチを開発しており、トーチ先端部のチップの耐久性確認試験において、ノズル径が4.0mm、拘束比（ノズル径と拘束部長さの比）が3.0のチップで、500Aの出力で30分以上連続してプラズマが出射できることが確認でき、実用化の見通しを得ました（図2）。今後はプラズ



a) アブレイシブ供給の遠距離化影響確認試験



b) 挖削型切削方法

図3 AWJによる切削試験

a)は高所作業車を用いてアブレイシブ供給を高所から行う様子、b)は切断ヘッドを傾斜させV字型に掘削する手順を示しています。

マーカーと同じ600Aの出力で使用できるよう耐久性の向上を図り、切削性能及び破碎性能確認試験を実施します。

(3) AWJ切削技術の開発

AWJは、高圧水にアブレイシブを混合させ、対象物に噴射して切削する技術であり、鋼材のみならず多種の材質に適用できます。切断ヘッド先端から切断対象までの距離（スタンドオフ）に対する自由度が高く、切削面が不定形の対象物にも適用が可能です。

2012年度に行った切削性能確認試験において、吐出圧力370MPa、スタンドオフ10mmの条件で、ステンレス鋼に対し、気中で約270mm厚、水中で約220mm厚まで切削が可能なことを確認しました。

2013年度は、1Fの炉内主要構造材(SUS304)と燃料被覆管材料(Zry-2)の溶融再凝固を模擬した試験体による切削試験を実施し、1Fの炉内主要構造材(SUS304)の切削と比較しても切削性能に差がないことを確認しました。

また、1F燃料デブリ取り出し作業では、切断ヘッドからアブレイシブ供給装置までの供給ラインの距離が50m以上になることも想定されることから、圧損に対する切削性能の影響について確認しました(図3 a))。その結果、水平距離が20m以上の場合は、アブレイシブが供給ライン内で脈動を起こし、切削性能が約1割程度低下することを確認しました。この対策として、ヘッド圧を確保するために供給装置を約10m高くすることで脈動が解消し、切削性能に影響がないことを確認しました。

更に、1F格納容器下部に堆積していると想定される燃料デブリは、厚みがどの程度か把握できないため、厚みに影響を受けない切削方法として、切削対象に対してV字型に切込みを入れ、段階的に切削する掘削型切削方法の有効性について確認しました(図3 b))。その結果、掘削型切削方法では、段階的に掘削切削が可能であり、燃料デブリを選択的に切り出せることが確認できました。

今後は、1F格納容器下部に堆積していると想定される燃料デブリ等が、セラミック部位や金属部位が不均一な積層状態となっていると予想されることから、異種材質を重ね合わせた試験体に対する切削性能について確認します。また、掘削型切削方法については、3層目以上の掘

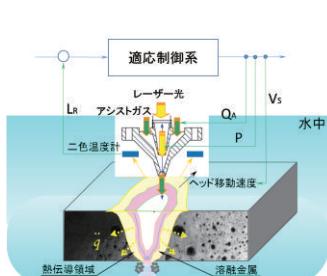


図4 溶断・破碎適応制御システム

図4はレーザー光を用いた溶断・破碎適応制御システムのイメージ、図5はレーザー溶断時の二色温度計信号特性を示しています。

削の実証とセラミックスに対しての有効性を確認します。

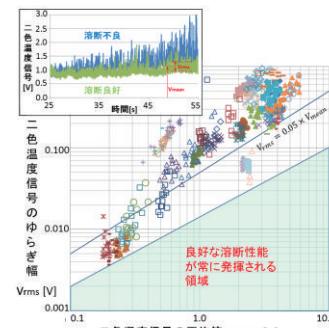
(4) レーザー切削技術の開発

レーザー切削は、直径1mm程度に集光したレーザー光を熱源とするため、局所加工性に優れ、発生する二次廃棄物量も少なく、ファイバー伝送が可能であることから、遠隔操作性に優れています。レーザー光照射条件の変更により、韧性の高い金属から、燃料デブリのような韧性の低いセラミックスまでを、溶断・破碎することができます。これまでに気中において、不規則形状でかつ金属-セラミックス混合体を的確に溶断・破碎できることを確認しました。

1Fへ適用する燃料デブリ取り出し技術開発の一環として、水中での溶断・破碎性能を確認すると共に、様々な熱的機械的特徴を持つと考えられる取り出し対象物に対し、常に適切な溶断・破碎性能が発揮されるよう適応制御するための手法開発を進めています。開発中の適応制御機能は、レーザー光照射により溶融した金属からの光を二色温度計により捉え(Lr)、統計処理を施した時間平均値(Vmean)とそのゆらぎ幅(rms)との関係から現在の溶断・破碎性能を評価し、その結果に応じてレーザー出力(P)、アシストガス流量(QA)、レーザー加工ヘッド移動速度(Vs)等を変更して、様々な取り出し対象物の条件に自動的に対処しようとするものです(図4)。この性能判定は、適切に溶断が進んでいる場合、二色温度計からの時間平均値とそのゆらぎ幅の比率(Vrms/Vmean)が極めて小さな値に抑えられるといった特性を利用したもので(図5)。なお、水中環境においても、不規則形状でかつ金属-セラミックス混合体を、的確に溶断・破碎できることを確認し、これらの技術を1Fへ適用できる見通しを得ました。

今後の研究開発は、産学官の連携を強化し、遠隔操作機器へのレーザー溶断・破碎適応制御機能を搭載した状態でのシステム試験に移行する予定です。

このように原子力機構では、1Fへの適用性を確認するため、各種切削技術に関する技術開発を実施しており、切削試験や性能評価、遠隔操作技術を組合せた総合的なデブリ取り出しシステムの検討を進め、得られた成果を国のプロジェクトに役立てます。



参考文献

- ・手塚将志ほか、「福島1Fの炉内構造物解体を想定した切削技術適用性試験(1)(2)」、日本原子力学会2013年秋の大會予稿集、2013、P.1-2
- ・村松壽晴ほか、「レーザー光を用いた燃料デブリ・炉内構造物取り出しに向けた研究(II) -平成25年度研究成果-」、JAEA-Research 2014-018、2014

2-6 燃料デブリの再臨界を防ぐ

—臨界管理の実施に向けた評価手法開発及び試験—

原子力基礎工学研究センター 炉物理標準コード研究グループ 須山賢也
安全研究センター 臨界安全研究グループ 外池幸太郎

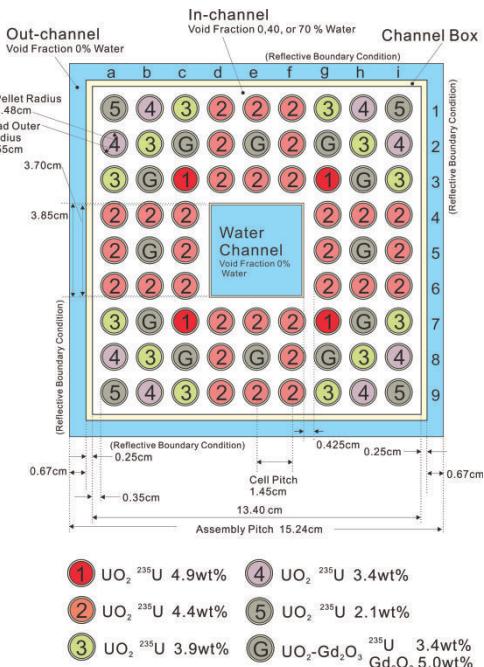


図 1 国際燃焼計算ベンチマークの計算体系[1]

ベンチマーク計算参加者に与えられた計算体系のデータ。参加者は、使用するコードで出来る範囲でできるだけ詳細にこの体系データをモデル化して計算を行い、結果をとりまとめます。

(1) 燃焼燃料組成評価のための国際ベンチマーク計算の推進

事故で発生した破損燃料の臨界安全評価には、その燃料組成の評価が必要となります。燃焼計算コードによって算出される燃料組成の差を把握することは、以降に続く臨界計算の確度を把握する上で非常に重要になります。10年以上前に OECD/NEA 原子力科学委員会(NSC) 臨界安全性ワーキングパーティー(WPNCs) 燃焼度クリジット臨界安全性専門家会合(EBGBC)において BWR 8x8 燃料集合体に対する燃焼計算ベンチマーク「Phase-IIIB」が実施されましたが、1F では 9x9 燃料集合体が数多く使用されており、更に計算コードや核データライブラリは過去 10 年の間に改良されていることが知られています。そのため原子力機構は同専門家会合において、新しい燃焼計算ベンチマーク「Phase-IIIC」を提案し、2012 年 9 月から正式に実施しました。図 1 にその計算体系を示します。

本ベンチマークには 9ヶ国 16 機関が参加し、35 セットの計算結果が得られました。表 1 にその結果の一部を示しますが、集合体平均組成に関するアクチニド核種は ^{238}Pu を除き 4%未満の偏差を持ち、マイナーアクチニド核種(MA)は 10%程度、他の核分裂生成物核種(FP)ではおむね 5%未満の偏差となりました。一部の核種では断面積データや核分裂収率の違いによると考えられる偏差が見られましたが、10 年前のベンチマークではアクチニド核種で 10~20%程度の偏差があったことと比較す

表 1 国際燃焼計算ベンチマークの結果のまとめ

各国参加者から送付された

集合体平均組成のばらつき: 標準偏差の 2 倍[1]

	全結果(35)	MC 法(15)	JENDL-4(7)
^{235}U	0.6	0.6	0.4
^{238}U	0.0	0.1	0.1
^{238}Pu	9.2	10.4	6.8
^{239}Pu	3.9	2.5	2.0
^{240}Pu	4.0	3.7	2.7
^{241}Pu	3.3	3.2	4.3
^{241}Am	3.2	3.3	3.9
^{237}Np	7.6	7.5	2.8
^{103}Rh	2.6	2.3	1.7
^{133}Cs	2.0	2.0	3.0
^{149}Sm	6.7	5.3	3.7
^{137}Cs	2.0	2.9	3.3

全結果は参加者から送付された全結果(35 セット)をまとめたもの。MC 法は、連続エネルギーモンテカルロコードに基づく 15 セットの結果だけをまとめた結果。JENDL-4 は、核データライブラリに JENDL-4 を使用した 7 セットの結果をまとめたもの。

ると、この約 10 年間で燃焼計算コードが大きく改善されていることが確認できました。これらの結果は 2014 年 9 月に最終報告書案として WPNCs に提出しました。

(2) 燃焼燃料組成評価の検証に資する使用済燃料組成測定試験[2]

(1) で示したように破損した燃料の臨界安全評価には燃焼燃料の燃料組成設定が必要であり、それは燃焼計算により求めることとなります。燃焼計算結果の最終的な妥当性評価には実験値との比較が必要であって、燃料サンプルを切り出した上で溶解し、必要な化学分離を行って質量分析等で測定をすることが求められます。この種の試験は従来から行われていましたが、継続的なデータの取得と計算コード評価が燃焼計算値の信頼性確保のために必要です。特に核分裂生成物については世界的に見ても測定データが少なく、データの拡充が望まれています。そのため燃料デブリの臨界安全評価に必要とされる、ウラン、プルトニウムを含む重核と反応度効果の大きな核分裂生成物の組成を測定し、計算結果の妥当性の検証を行うための試験を継続しています。

図 2 に同位体組成測定工程の全体図を示します。使用済燃料集合体の燃料ペレットから 1mm 程度の厚さのサンプルを取得し、それを硝酸溶液で溶解し、十分に希釈してから分離・測定を実施します。大きく分けてウラン・プルトニウムを含むアクチニドの測定工程と、UTEVA樹脂を使用してウラン・プルトニウムを除去して行う希

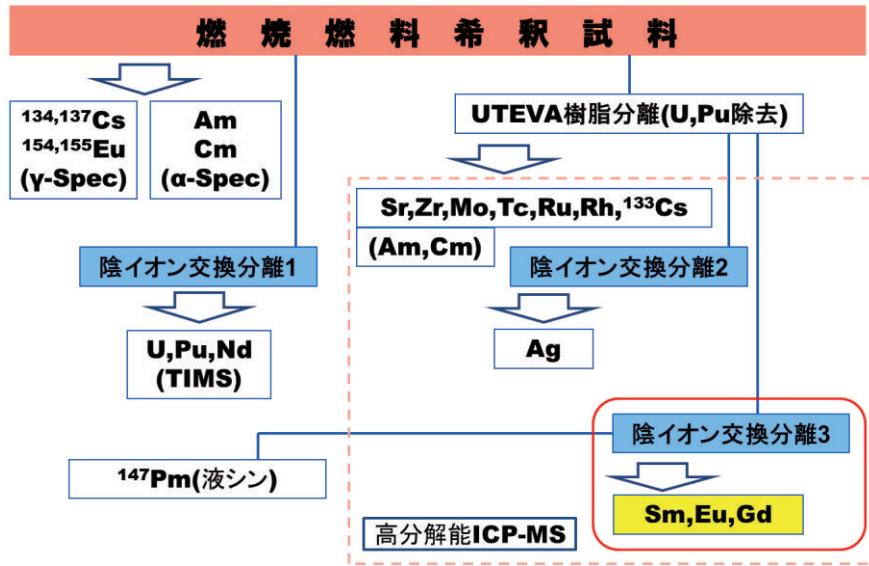


図 2 燃焼燃料同位体組成測定の工程[2]

使用済燃料を 1mm 程度の厚さに切断し、硝酸で溶解した溶液を希釈した上で、陰イオン交換や樹脂分離を行った後に TIMS あるいは ICP-MS といった質量分析装置を使用して燃料の組成を測定する工程を原子力科学研究所内に確立しました。

土類元素測定の工程となります。前者の工程では表面電離型質量分析装置 (TIMS) を使用してウラン・プルトニウム及びネオジムを定量します。後者の工程では、中性子吸收効果の大きな FP が多く含まれる希土類元素の測定を行いますが、同じ質量数の同位体が多くあるために慎重な化学分離操作が必須です。今回の技術開発で、陰イオン交換分離を複数回行い、高分解能な誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) を使用して測定を行う工程を原子力科学研究所内で一貫して実施する体制を確立しました。

試験の計画にしたがい、1F で使用されているのと同型の BWR 9x9 型燃料及び PWR 燃料を対象とした測定の準備を、2012 年度から継続して進めています。BWR 燃料サンプルについては、2013 年度までにサンプルの切り出しと溶解が終了し、2014 年度中の測定終了を目指しています。PWR 燃料については、燃料サンプルの原子力機構への譲渡が 2013 年度中に終了しており、2014 年度から 2015 年度にかけて測定が行われる予定となっています。

(3) 可溶性中性子毒物を用いた未臨界確保の検討[3]

炉心溶融の過程は、SA 解析コードを用いた検討を除いて詳細はまだ確認されていません。このため、臨界管理の観点で、燃料デブリの性状（組成・形状）は未だ不明であるものの、冷却水で冠水した条件下で未臨界状態を確実に保つことが課題となっています。特に、燃料デブリの取出しにおいては、燃料デブリと減速材である水の混ざり具合が変化することが予想され、燃料デブリ中に残留 ^{235}U 濃縮度が高い領域があると、その移動に伴って臨界となる可能性が高まる恐れがあります。

TMI-2 事故時にはこの懸念に対して冷却水に可溶性のホウ素を加えて対処しており[4]、1F の燃料デブリ取出においても同様の手法を探ることを検討しました。1F には 9x9 型燃料が多く装荷され、様々な ^{235}U 濃縮度のウラン酸化物燃料が用いられています。最も高い濃縮度のものは 5%、最も量の多い濃縮度のものは 4.4% でした。これらの濃縮度について、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP5 と核データライブラリ JENDL-4 の組合せで、 UO_2 球の周囲に水反射体がある非均質体系に対し如何なる状態でも未臨界となるホウ素濃度を計算したところ、それぞれ 20,000 ppm 及び 15,000 ppm となりました。

この濃度は TMI-2 燃料デブリに対する 4,350 ppm という値に比べて大幅に高い値となっています。これは、STEP-3 燃料に用いられている ^{235}U 濃縮度が高くなっていることが原因です。このような濃度は、溶解度の観点から、安定して実現することが難しいと考えられ、 ^{10}B 濃縮ホウ素を用いることを考慮する必要があります。また、冷却水中のホウ素濃度を維持するためには、格納容器の止水が必要となります。したがって、可溶性中性子毒物を用いて未臨界状態を確保する方法、あるいは、臨界となった場合のリスク低減方法の検討も、今後の検討課題の一つとなっています。

- 《引用文献》
- [1] 内田、須山、鹿島、外池、BWR 9x9 燃料集合体に対する OECD/NEA 燃焼計算ベンチマーク “Phase-III C” の概要とその報告書案、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、O23、2014
 - [2] 佐藤、深谷、梅田、須山、外池、蒲原、鈴木、陰イオン交換分離法を用いた燃焼燃料中の微量希土類元素等の分析手法の予備検討、日本原子力学会 2013 年秋の大会予稿集、L25、2013
 - [3] To be submitted in 2014.
 - [4] D. S. Williams, et al., "An Overview of Nuclear Criticality Safety Analyses Performed to Support Three Mile Island Unit 2 Defueling," Nucl. Technol., vol.87, 1989, p.1134.

2-7 燃料デブリ中の核物質計量管理方法の構築

—随伴 FP ガンマ線測定法とパッシブ中性子線測定法による

核物質質量測定技術の開発

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 堀啓一郎
核不拡散・核セキュリティ総合支援センター 技術開発推進室 富川裕文、檜山徹
大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 石見明洋
プルトニウム燃料技術開発センター 技術部 核物質管理課 長谷竹晃、中島真司
東京工業大学 原子炉工学研究所 相樂洋

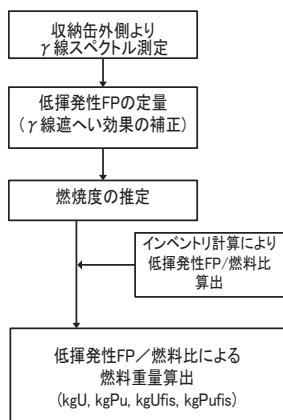


図1 測定フロー

燃料デブリを収納した缶の外側から γ 線スペクトルを測定して求めたFP重量と燃焼度計算から求めた核物質質量との比から核物質質量を間接的に求めます。

2020年頃に開始される燃料デブリの取出しに際しては、核物質の計量管理及び保障措置のため、燃料デブリ中のウラン(U)やプルトニウム(Pu)を定量的に測定する非破壊測定技術が必要となります。このため、以下の技術開発を行っています。

(1) 隨伴 FP ガンマ線測定による核物質質量測定技術

燃料デブリ中の核物質の測定技術開発として、SAにおいても核物質と共に随伴する低揮発性核分裂生成物(低揮発性FP)の γ 線を測定することによって核物質を定量する手法の適用性評価を行っています。本手法では、図1に示すような測定フローが考えられます。これまで、炉心燃料中のアクチニドとFPの相関関係、燃料集合体軸方向の中性子スペクトル、ボイド率、濃縮度分布等の影響評価、球状モデルの燃料デブリからの漏えい γ 線を考慮した検討を実施してきました。今回、核物質の定量に利用する低揮発性FPから放出される高エネルギー γ 線について、仮想収納缶からの漏えい γ 線を数値シミュレーションにより評価しました。燃料デブリは収納缶内で偏在することが予想され、 γ 線計測値への影響を把握する必要があります。そこで、収納缶内の様々な燃料デブリ偏在パターンをモデル化し、収納缶外漏えい γ 線をシミュレーションすることにより、デブリと水が均一に分布する場合(均一ケース)に対する検出器位置(缶表面

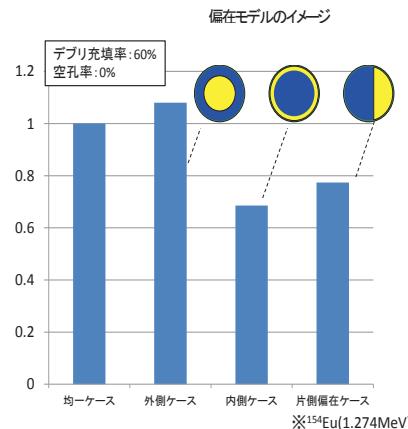


図2 燃料デブリ偏在による γ 線測定値への影響

燃料デブリ偏在による測定点におけるガンマ線束の変化を、均一ケースに対する相対値として表しました。内側ケースの線束は均一ケースに対し約30%低下しますが、これは燃料デブリ自身の遮へい効果が大きくなるためと考えられます。

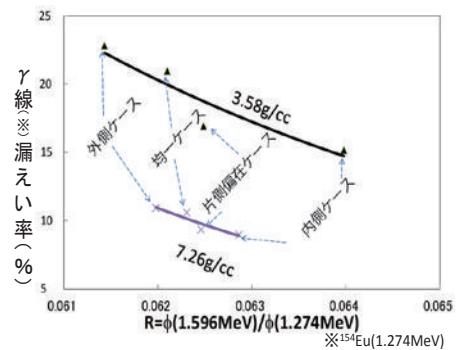


図3 γ 線ピーク比Rと漏えい率の関係

密度一定のとき、 γ 線ピーク比Rと $^{154}\text{Eu}(1.274\text{MeV})$ γ 線の収納缶外漏えい率には相関があることが確認できます。密度情報が得られれば、ピーク比Rから γ 線漏えい率が推定可能であることを示しています。

から1m)における漏えい γ 線束(全方位面平均)の変化を評価しました。図2に示すとおり、 γ 線束は均一ケースに対し約+10%(外側ケース)から-30%(内側ケース)の範囲で変化すると評価されました。これは、見掛け上大きな塊状の燃料デブリが中央部に配置され、自己遮へいによって漏えい γ 線束が小さくなつたと考えられます。なお、片側に偏在するケースでは検出器の設置方向により線束の変化が大きいものの、4方向(0, 90, 180及び270度)の検出点についての平均値(自乗平均平方根)では面平均値と1%程度の違いに収まることが確認できました。

このようなデブリの偏在による影響を補正する手法として、エネルギーの異なる2つの γ 線測定値を指標とした方法を検討しました。均一ケースと燃料デブリが偏在したケースについて、 ^{154}Eu の2つのピーク比R($\phi 1.596\text{MeV}/\phi 1.274\text{MeV}$)と γ 線漏えい率の関係をシミュレーション計算したところ、図3に示すとおり、燃料デブリの密度によって、ピーク比Rと γ 線漏えい率が相関を示す傾向があることが分かり、補正の可能性が示されました。

また、SA時の低揮発性FP核種の核物質への隨伴性に関する基礎データ取得のため、照射済燃料等を用いて、溶融ジルカロイ(Zry)による燃料の液化・高温化学反応を模擬した実験を実施し、溶融Zryへのウラン及びセリ

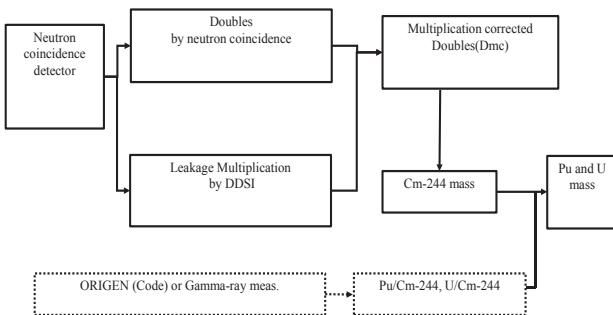


図4. パッシブ中性子法を用いた燃料デブリ測定の概念

中性子同時計数法(Neutron Coincidence)及び中性子消滅時間差自己問い合わせ法(Differential Die-away time Self-interrogation, DDSI)を用いることにより、 $Cm-244$ 量を定量し、組成情報から、Pu 量及び U 量を評価しました。

ウム (Ce) の移行挙動、高温相状態・化学反応の視点で Ce の挙動を評価しました。

これらの評価を基に次ステップとして、模擬測定体系を用いた検出性能の詳細なパラメータ解析を行い、必要なシステム構成について検討すると共に、デブリの偏在補正など測定精度の改良に関する検討を行う計画です。

(2) パッシブ中性子法による核物質量測定技術

パッシブ中性子法は、Pu の自発核分裂により放出される中性子を計数することにより、MOX 中の Pu を定量する技術であり、これまで保障措置及び計量管理の分野で幅広く利用されてきました。

しかしながら、燃料デブリ中には、Pu以外にも炉内で生成された高中性子放出核種であるキュリウム (^{244}Cm) 及び原子炉内の制御棒として利用されるボロン (^{10}B) 等が含まれるため、従来のパッシブ中性子法をそのまま適用することが困難です。

このため、燃料デブリ中の核物質を定量する手法として、新たな概念を取り入れたパッシブ中性子法を提案しています。図4に、パッシブ中性子法を用いた燃料デブリ測定の概念を示します。我々が提案する新たな概念では、燃料デブリを中性子検出器で測定し、燃料デブリの主な中性子源である²⁴⁴Cmを定量すると共に、燃焼コード等により燃料デブリ中のPu/²⁴⁴Cm比、U/²⁴⁴Cm比を評価し、これらの結果からPu量及びU量を評価します。

^{244}Cm の定量には、従来の中性子同時計数法に加え、中性子消滅時間差自己問い合わせ法（Differential Die-away time Self-interrogation, DDSI）を用います。これは、 ^{10}B 等の中性子吸収剤や核分裂性核種の存在による中性子測定への影響（中性子漏れ増倍）を評価し、計数値を補正するためです。

原子力機構は、モンテカルロシミュレーションコードを用い、本概念の成立性について評価しました。本評価では、燃料デブリの特性（¹⁰B量、核分裂核種量、²⁴⁴Cm量、密度、粒径、核分裂核の種類）をパラメータとして

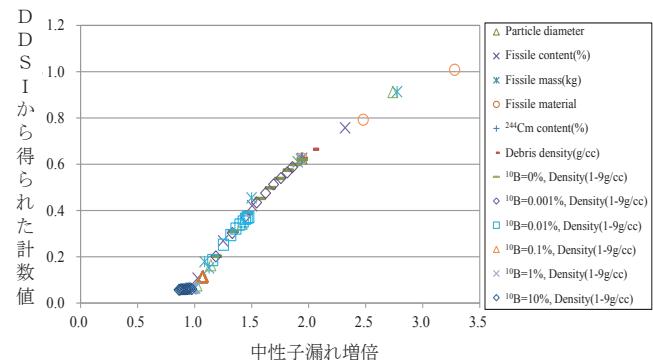


図 5. DDSI と中性子漏れ増倍の相関

DDSIと中性子漏れ増倍の相関。DDSIにより、中性子吸収剤や核分裂性核種の存在により変動する中性子漏れ増倍の評価が可能であることを確認しました。

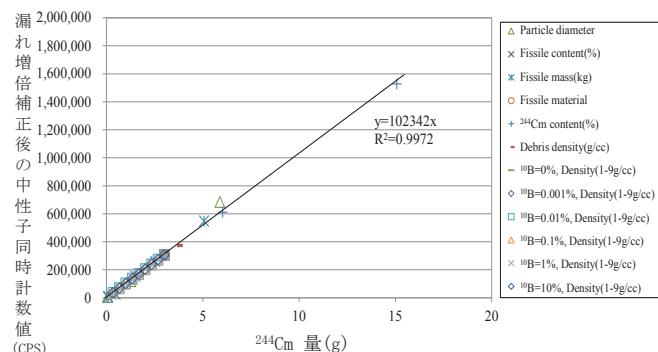


図6. 漏れ増倍補正後の中性子同時計数値と ^{244}Cm 量の相関

DDSIにより評価した中性子漏れ増倍を用い補正した中性子同時計数値と²⁴⁴Cmの相関。補正した中性子同時計数値により、²⁴⁴Cmの定量が可能であることを確認しました。

DDSI を適用した場合の中性子検出器の応答を評価しました

図5に DDSI と中性子漏れ増倍の相関を示します。このように、DDSI により、中性子吸收剤や核分裂性核種の存在により変動する中性子漏れ増倍の評価が可能であることを確認しました。

図 6 に DDSI により評価した中性子漏れ増倍を用い補正した中性子同時計数値と ^{244}Cm の相関を示します。このように、補正した中性子同時計数値により、 ^{244}Cm の定量が可能であることを確認しました。

今後、Pu 及び U の定量に必要な Pu/²⁴⁴Cm 比、U/²⁴⁴Cm 比の評価方法を検討する予定です。

本件については、米国ロスアラモス研究所も同じ概念を提案しているため、今後、共同研究にて燃料デブリへのパッシブ中性子法の適用に関する研究開発を実施する予定です。

《参考文献》

- T. Nagatani et al., "Feasibility Study on Passive Neutron Technique Applied to Fuel Debris Measurement at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants," The proceedings of INMM 54th Annual Meeting, (July 14-18, 2013, Palm Desert, Cl. USA)
- T. Nagatani et al., "Monte Carlo N-Particle eXtended (MCNPX) Simulation for Passive Neutron Measurement of Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants" The proceedings of INMM 55th Annual Meeting, (July 21-24, 2014, Atlanta GA, USA)

2-8 燃料デブリを取出した後どうすべきか

—燃料デブリ処置シナリオの検討—

福島廃止措置技術開発センター 燃料デブリ取扱技術開発グループ 山田誠也、仲吉彬、荻野英樹、鷲谷忠博

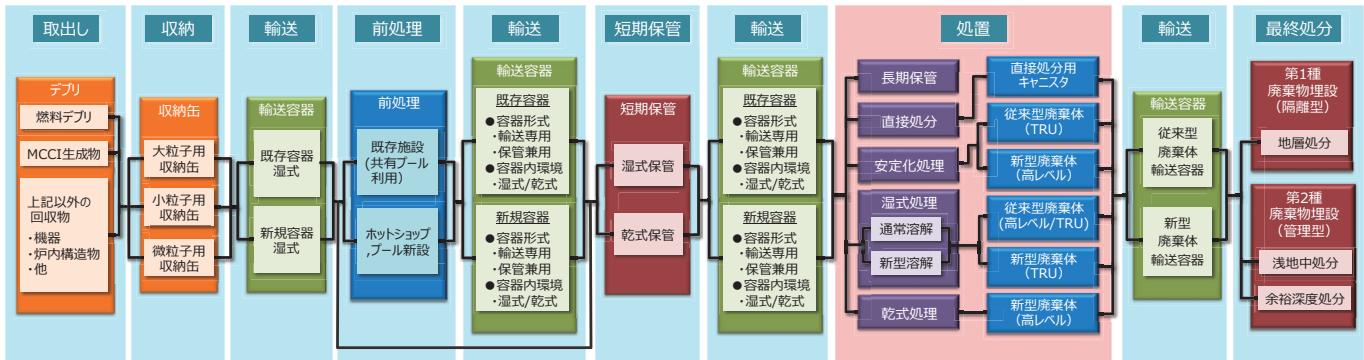


図 1 燃料デブリ取出し後から処分に至る全体シナリオ案

取出しから最終的な廃棄物の処分までには、多様なオプションが存在します。

1F からの燃料デブリの取出し作業は、2020 年頃から開始される計画です。燃料デブリの取出し後の処置（処理・処分方法）についてはステップ 2（事故収束の道筋として定められたステップの一つ：冷温停止状態の達成）完了後、20~25 年後に決定することとされており、その決定に至るプロセスは議論されていません。したがって、燃料デブリ取出し開始時までには、デブリの処置の選択・決定に係る一定の議論が必要になるものと想定し、それまでに各シナリオの比較評価に用いる情報や比較評価の進め方を決める必要があります。本検討では、今後のシナリオの比較評価に備えて、想定される処置シナリオ各案の得失評価、いずれの処置シナリオを採用する場合でも必須となるデブリの輸送技術に係る既存輸送キャスクの適用性評価及びシナリオ検討の上で必要となる処置対象デブリの総量の整理を行いました。

(1) 処置シナリオ各案の得失評価

デブリ取出しから処分に至る過程で想定される複数のシナリオ案を図 1 に示します。この内、処置シナリオは、最終処分に向けた安定な廃棄体を製造するための前処理の位置付けとなります。デブリ処置方式の選択肢は以下の各方針に基づいて選出しました。

- ① 具体的な処置方策が決定されるまで保管
- ② 簡素な処置を前提とし、U/Pu を回収せず、デブリをそのまま最終処分
- ③ 簡素な処置を前提とし、U/Pu を回収せず、デブリを安定化処理して最終処分
- ④ U/Pu を回収し、極力現行の処分体系の中で廃棄物を最終処分

処置シナリオ各案における要素技術が実際に機能することを前提に、経済性、廃棄物発生量、技術的課題について整理した結果、先送りであり最終的な解決にはならないが、仮に 50 年程度の保管とすると、長期保管が最も安価で、次いで直接処分の順になり、安定化、湿式、乾式処理は高コストとなります。

廃棄物発生量は、直接処分、長期保管が最小となり、

安定化、湿式、乾式処理は二次廃棄物が増加します。

技術的課題が相対的に最も少ないシナリオは、長期保管、次いで、安定化、湿式処理です。直接処分は国内では新規の廃棄物形態であり、処分に関する課題が生じます。乾式処理は技術的課題が最も多い案です。

総合すると、技術課題は有するものの、経済性、廃棄物発生量の面で有利なシナリオは、長期保管及び直接処分と推定されます。一方、安定化処理、湿式処理、乾式処理は、経済性、廃棄物発生量の面で不利と推定されます。

(2) 既存輸送キャスクの適用性評価

いずれの処置シナリオを採用する場合でも、デブリの輸送技術は共通的に必要となる技術で、かつその技術はデブリの取出し開始までに確立しておく必要がある優先度の高い技術課題です。現状、新規に輸送容器が必要となった場合、想定される取出し開始時点（2020 年頃）までに、許認可から製造までを完了することは困難と推定されます。また、ロードマップの成立性を判断する上でも、既存輸送キャスク（シナリオの一部を構成する輸送工程における技術的選択肢の一つ）の適用性の評価は緊急性の高い課題といえます。そのため、既存輸送キャスクがデブリ輸送に使用できるか（=新規開発となるデブリ収納缶をどの程度の寸法とし、どの程度の収納量とすればよいか）を明らかにすることを目的として、適用性の評価を行いました。

対象となる既存輸送キャスクとして、より多くの放射能量を収納でき、検討の自由度が高く、国内軽水炉使用済燃料輸送の主流であることを勘案し、BWR 使用済燃料輸送キャスクからは NFT-38B 型を、PWR 使用済燃料輸送キャスクからは NFT-14P 型を選定しました（図 2）。

適用性の評価に当っては、TMI-2 の事例を参考に、構造的には、収納可能なデブリ収納缶の構造概念を設定し、基本的安全機能の観点からは、デブリ収納缶の構造、密封、除熱、遮蔽、未臨界の各評価により、収納可能なデブリ量を推定しました。各評価条件は以下のとおりです。

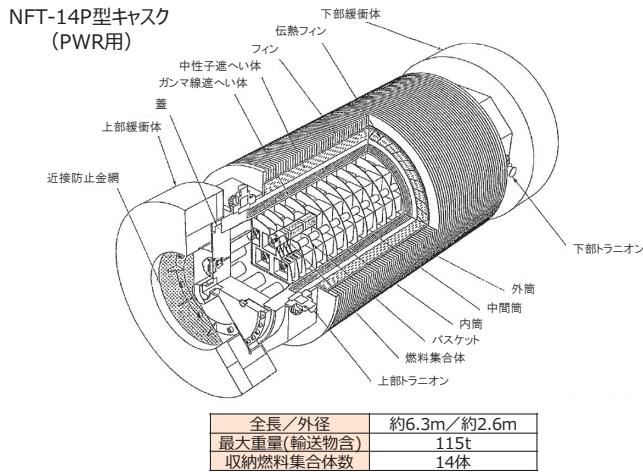
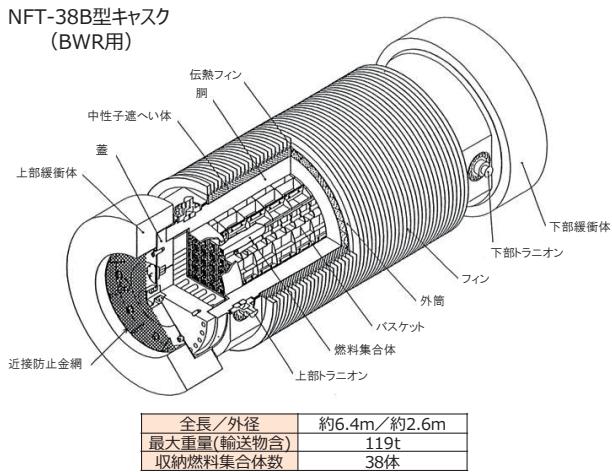


図2 既存キャスクの外形図

既存の PWR 用と BWR 用の使用済燃料輸送キャスク(湿式)から各 1 種類を選定しました。

1) 構造評価

既存キャスクの安全解析書(以降 SAR と略す)に記載されている最大加速度を条件に、工学式に基づくデブリ収納缶の構造健全性評価からデブリ収納量を推定。

2) 密封評価

漏えい対象核種を選定し、「核燃料物質等の工場または事業所の外における運搬に関する規則」(以降外運搬規則と略す)上の基準値以下(放射性物質の漏えい率と基準値との比率の合計が1以下)となるデブリ収納量を推定。

3) 除熱評価

単位質量当たりのデブリ発熱量を算出し、この値と SAR に記載されている最大発熱量(制限発熱量)とを比較し、既存キャスクに収納可能なデブリ収納量を推定。

4) 遮蔽評価

キャスクの表面及び表面から 1m 地点の線量当量率が、目標線量当量率(外運搬規則規定の基準線量当量率の 80%以下)となるデブリ収納量を推定。評価時のデブリ仕様は、取出し時において、線源として支配的な中性子発生数が保守的となる条件(濃縮度が低く、燃焼度が高い)を設定。

5) 未臨界評価

粒状にモデル化したデブリの収納缶をバスケット内に配置したキャスクが無限に配列した体系で、デブリ粒径及びデブリ体積比をパラメータとし、最も未臨界性評価上厳しくなる最適減速状態を想定し、実行増倍率(k_{eff}) $+3\sigma \leq 0.95$ となるデブリ収納量を推定。評価時のデブリ仕様は、安全側に濃縮度 5.0wt%(BWR 燃料の上限値)の UO₂新燃料のみと設定。

各評価の結果、NFT-38B 型においては、SAR に記載されている燃料集合体重量が制限となり、収納可能なデブリの最大量は約 6.5t(収納缶 1 体当たり約 170kg)、NFT-14P 型においては、遮蔽評価結果が制限となり、収納可能なデブリの最大量は約 5.7t(収納缶 1 体当たり約 410kg)と推定されます。技術課題として、デブリ収納缶の密封機能向上等の課題は存在しますが、既存の使用

済燃料輸送キャスクの適用性はあると見込まれます。

(3) 処置対象デブリ総量の整理

処置シナリオ検討を含む各種検討においては、基本的な情報となる処置対象デブリの重量に関して、炉内の構造物起因のデブリ、海水起因の難溶性/不溶性沈殿物及び反応コンクリートに着目して総量を試算しました。試算の結果、処理対象デブリの総量は約 670t と推定されます。内訳は以下のとおりです。

1) 炉内構造物起因のデブリ重量: 約 530 t

核燃料物質(燃料ペレット)、集合体構造物、制御棒、制御棒案内管、制御棒ハウジング(炉内部分)、炉内計装案内管、炉内計装ハウジング、炉内計装スタビライザ(炉内部分)を対象とし試算。

2) 海水起因の難溶性/不溶性沈殿物重量: 約 80 t

投入海水量の公開情報を基に、海水の組成、溶解度、高温での反応を仮定して海水起因の沈殿物量を試算(投入海水の一部はその後の純水供給により希釀・置換されていることから、この値は低くなるものと想定)。

3) 反応コンクリート重量: 約 60 t

公開情報で推定されている侵食されたコンクリート体積を基に、密度を仮定し重量を試算。

(4) まとめ

処置シナリオ各案の得失評価の結果、技術課題は有するものの、経済性、廃棄物発生量の面で有利な処理シナリオは長期保管及び直接処分と推定されます。

デブリ輸送における既存輸送キャスクの適用性評価の結果、課題は存在するものの、適用の可能性はあると見込まれます。

処置対象デブリ総量の試算では、総量を約 670t と推定しましたが、今後、デブリ重量増加の要因となる解体廃棄物とデブリの明確な区分の基準を定める必要があると考えられます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

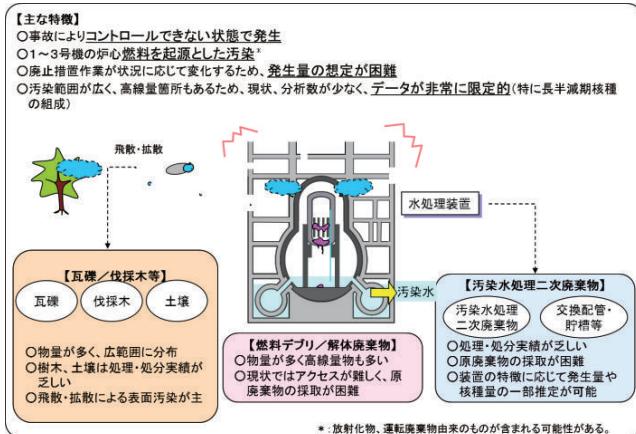
- 《参考文献》
- ・ 東京電力、「東北地方太平洋沖地震当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」における操作実績の訂正について、2011 年 6 月 13 日
 - ・ 東京電力、福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心状態について、2011 年 11 月 30 日

3 長期間の安定保管・処理・処分のために

—性状把握・長期保管・処理・処分検討の進め方—

福島廃止措置技術開発センター 廃棄物処理・処分技術開発グループ 芦田敬

福島研究開発部門 企画調整室 岸本克己



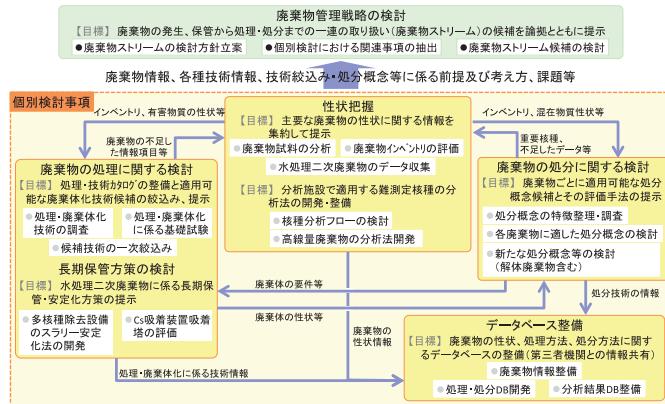
a) 事故で発生した放射性廃棄物の特徴 [1]

図 1 事故で発生した放射性廃棄物の特徴と研究開発項目の相互関連

事故で発生した廃棄物は、従来の原子力施設で発生する放射性廃棄物とは異なる特徴があります。これらの特徴を踏まえ、個別の検討事項で得られた成果や課題を相互にフィードバックしながら繰り返して研究開発を進めることになります。

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の事故由来の放射性核種で汚染された多種多様な物質は、破損した燃料に由來した放射性核種を含んでおり、事故直後の炉心冷却に用いた海水成分を含む可能性があること、汚染のレベルが多岐にわたりその物量も大きいこと等、従来の原子力施設で発生する放射性廃棄物とは異なる特徴があります(図 1 a)) [1]。事故で発生した廃棄物の処理・処分をするまでの期間の安定な保管管理等の見通しを得ることを目的に、「廃棄物の性状把握」、「長期保管方策」、「廃棄体化技術」、「処分の安全性」に関する研究開発を進めてきています。

事故で発生した廃棄物は、従来の廃棄物のように管理された状態で発生したものではないため、廃棄物の性状に関する情報が現時点では限定的であり、それらの情報は廃棄物試料の分析や廃止措置作業の進展に応じて得られていくことになります。処理・処分についての安全性の見通しを得るという目的にできるだけ早く到達するため、廃棄物の性状に関する情報が不足している段階においても、処理・処分方法に関する検討を併せて進めるように計画する必要があります。また、関係者が情報を共有できるよう研究開発に必要な情報をデータベース化して管理することも重要です。これらの検討で得られた廃棄物情報、各種技術情報、技術絞り込み、処分概念等に係る前提及び考え方、課題等を整理して、廃棄物の発生、保管から処理・処分までの一連の取扱い(廃棄物ストリーム)の候補を論拠と共に提示していきます。検討に際しては、個別検討事項で得られた成果を活用しながら、各検討で得られた成果や課題を相互にフィードバックし、これを繰り返して進めることが必要になります(図 1 b)) [2]。



b) 研究開発項目の相互関連 [2]

(1) 主な実施内容

①性状把握

廃棄物試料を適宜採取し、汚染水・処理水、瓦礫、植物(伐採木、立木の枝葉)、建家構造物のボーリングコア等の放射能濃度等を求め、廃棄物のインベントリ評価等に利用しました。

②長期保管方策の検討

セシウム吸着塔(汚染水処理二次廃棄物)の実機を用いて、保管に先立って行う洗浄後に残留する水の量や塩化物イオン濃度の評価に基づき、容器の腐食による漏えいのリスクは小さいものと考えられました。

スラッジ(汚染水処理二次廃棄物)の保管のために今後使用される廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽について、崩壊熱除去及びシアン化水素の生成に関して、安全上の問題はないものと考えされました。

③処理、廃棄体化技術の検討

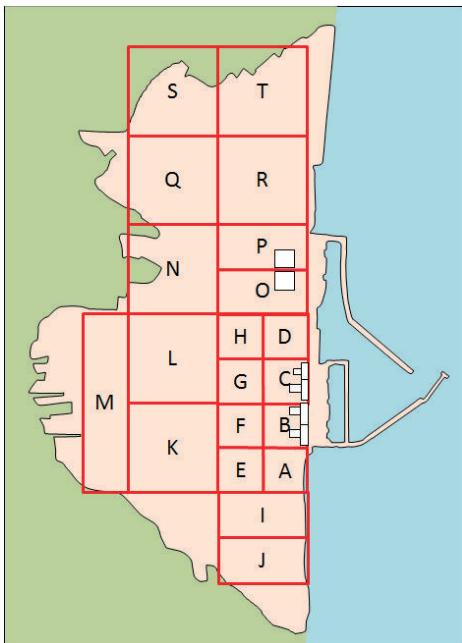
模擬スラッジを用いて、種々の廃棄体化基礎試験を実施、固化特性や放射性核種の閉じ込め性、ガス発生等に関するデータを取得しました。圧縮強度試験では、試験した固型化材すべてで硬化することを確認しました。

④処分の安全性に関する検討

安全性に影響を与える主要な因子の変動と安全性への影響との関係について、事故で発生した廃棄物の特徴や不確実性等も取込んだ感度解析により基礎的な知見を得ました。

⑤データベースの整備

水分析データベースの機能・運用方法等の検討、プロ



a) 立木試料の採取にあたってのゾーン設定



図 2 1F での廃棄物試料の採取

敷地内の樹木の存在状況と空間線量率分布に基づき採取を行うゾーンを設定し、採取を行いました。

トタイプの設計・製作、試運用を行うと共に、運用上の課題の抽出、課題解決に向けた改良案の検討を実施しました。

(2) 1F での廃棄物試料の採取

事故で発生した廃棄物の性状把握を行うために、廃棄物試料を 1F で採取・入手し、拠点へ輸送して分析を行っています。

①立木等

事故発生時の原位置に存在する自然物は汚染しているために、将来廃棄物として取扱う必要が生じると想定されます。総インベントリの算出に重要であることから、該当する試料の採取を進めることとし、立木の試料を採取しました。空間線量率の高い場所では、特定線源（原子炉等）の影響だけでなく、立木自体の表面線量率も高い傾向が見られたことから、敷地内の樹木の存在状況と空間線量率分布に基づき採取を行うゾーンを設定しました。インベントリ評価でのデータ利用を考慮して、敷地内をメッシュで区分して 20 のゾーンを設定しました（図 2a）。採取の対象とした立木は敷地内の代表的樹木である松、採取数は 3 本／ゾーン、枝葉の位置は地上高さ 4 m を基本的な条件としました（図 2b）。また、樹木からの核種移行の影響を考慮し、直下の落葉と土壤（表土）も採取しました。

②瓦礫等

事故発生時の原位置に存在する瓦礫を対象として、各

原子炉建屋の周辺から採取することを試みましたが、撤去作業の進捗により残置されているものがほとんどない状態となっています。そのため、原子炉建屋内で進められている各種作業に伴い発生する瓦礫（コンクリート片）等の入手を進めました。

③汚染水

汚染水処理設備に係わるインベントリ評価等に資するため、滞留水と共に、セシウム除去装置等の処理水試料の入手を進めました。

④多核種除去設備二次廃棄物

発生する水処理二次廃棄物のうち、多核種除去設備（ALPS）から発生するスラリー・吸着材については、その収納容器である高性能容器（HIC）からの試料採取手法を検討し、HIC を交換する際に採取を行うことを前提とした機材と作業手順を整えました。

(3) 今後の計画

1F で採取した廃棄物試料は分析を行い、結果を報告していきます。

また、中長期ロードマップ[3]の中で、処理・処分に向けた計画におけるホールドポイント（HP）と、その考え方方が整理されています。当面の HP は、2017 年度に処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめ、2021 年度に処理・処分における安全性の見通しを確認することとなっています。これらの目標に向けて、技術開発を進めていきます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

- 《引用文献》 [1] 日本原子力学会、「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分～廃棄物情報の整理と課題解決に向けた考慮事項～」、平成 26 年 3 月、日本原子力学会、「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」特別専門委員会（2014）
 [2] 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 6 回）、資料 3-7 放射性廃棄物処理・処分（2014）
 [3] 原子力災害対策本部、「東京電力株福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」、平成 25 年 6 月 27 日、原子力災害対策本部 東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議（2013）

3-1 廃棄物の性状を理解する(1)

—廃棄物の放射能分析結果と分析手法の開発—

バックエンド技術部 放射性廃棄物管理技術課 島田亜佐子、田中究

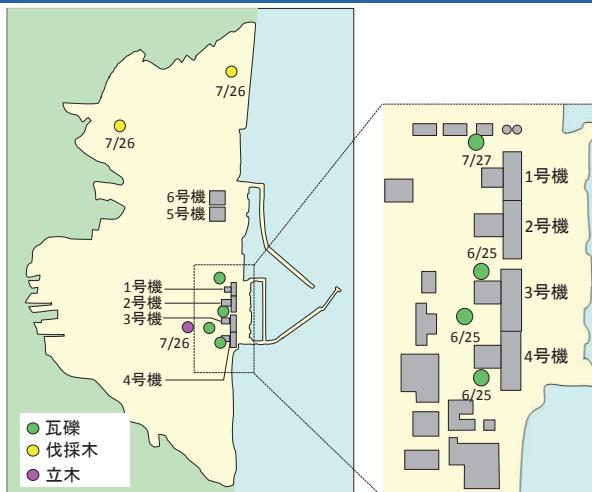


図 1 瓦礫・伐採木試料のサンプリング地点

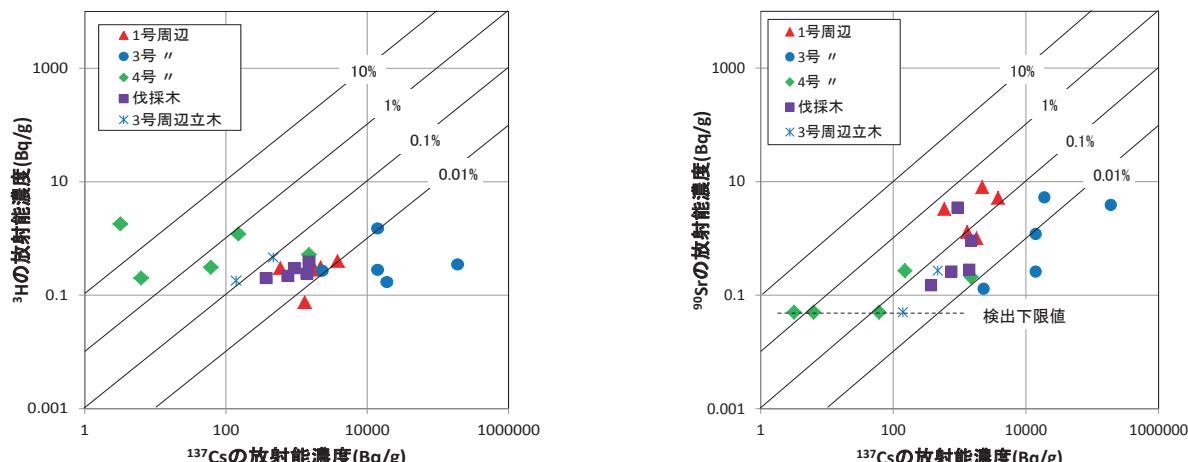


図 2 瓦礫・伐採木・立木試料の放射能濃度測定結果

瓦礫(各号機)、伐採木、立木における¹³⁷Cs の放射能濃度に対する³H 及び⁹⁰Sr の放射能濃度を示しています。

1F 事故では、¹³⁷Cs や⁹⁰Sr 等の放射性核種を含む事故廃棄物が大量に発生しました。これらの廃棄物を安全に処理・処分するためには、その中に含まれる放射性核種を調べる必要があります。安全評価上重要と考えられる核種（重要核種）として、約 30 核種の放射性核種が分析対象に選定されています。1F 構内から採取した瓦礫・伐採木試料の放射能分析を行うと共に、重要核種の一つである¹²⁹I の迅速な分析手法の開発も行いました。

(1) 瓦礫・伐採木試料の放射能性状調査

1Fにおいて、大量に発生した瓦礫・伐採木・立木（瓦礫等）の処理・処分方策を検討するためには、放射能に関する情報が必要になります。瓦礫等試料の特徴を把握するため、図 1 に示す地点で試料を採取し、放射能分析を行いました。

廃棄物の性状調査を行う重要核種の中には、化学分離操作が不要で非破壊測定が可能な γ 線放出核種 (⁶⁰Co、¹³⁷Cs) と共に、化学分離操作が必要となる β 線放出核種

(³H、⁹⁰Sr) や α 線放出核種 (²³⁵U、²³⁸Pu) 等、多種多様な放射性核種があります。これまでに原子力機構の原子炉施設や実験施設等から発生する放射性廃棄物を対象に、重要核種に対する体系的な放射性廃棄物分析法を開発し、放射能分析を行ってきました。そこで開発された放射性廃棄物分析法を瓦礫等試料に適用し、分析法の一部を改良することにより、瓦礫等試料の放射能濃度データを精度よく取得することが可能になりました。

このようにして取得した放射能濃度データのうち、検出された核種の例を図 2 に示します。図 2 に示すとおり、¹³⁷Cs に対する放射能濃度に相関のある核種 (⁹⁰Sr) と相関がない核種 (³H) があり、相関のある核種について、各号機で ¹³⁷Cs 濃度に対する比率に違いがあることを明らかにしました。今後は、各号機の建屋解体において発生した瓦礫の放射能分析を行い、データを蓄積していく予定です。事故進展の解明にも有用であると期待されます。

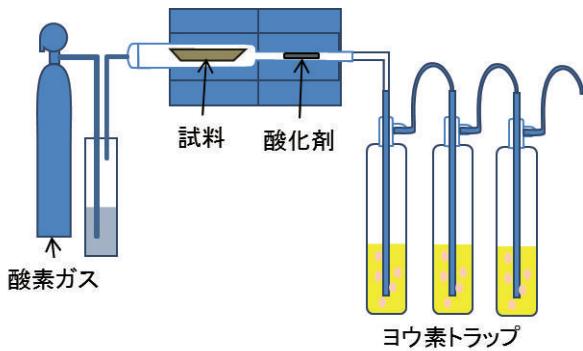


図 3 伐採木中のヨウ素の分離装置

伐採木等の固体試料中に含まれているヨウ素は、燃焼により揮発させ、アルカリ溶液中に捕集して分離します。

(2) 伐採木中のIの分析法の開発

重要核種の一つである ^{129}I は、酸や加熱によって揮発するという性質があるため、コンクリートや金属などの固体状の廃棄物に含まれる ^{129}I の分析は、燃焼ラインを組み、電気炉中で試料を加熱して I を揮発させ、それをアルカリ性溶液中に捕集して実施しています。しかし、原子力機構で発生する放射性廃棄物には伐採木のような試料はなかったため、松の樹皮を用いて既存の分析法の適用性試験を行いました。その結果、①多量の有機物が気化し、それが燃焼ライン中で固化したり、I トрап中で捕捉されたりする、②昇温速度が速いと 200°C から 300°C 付近で発煙し、条件によっては異常燃焼を起こして試料が飛び散る、という問題があることが分かりました。そこで、図 3 に示すように、試料燃焼ラインの後段に酸化剤を導入して有機物を CO_2 と H_2O に分解することで一つ目の課題を解決しました。このとき、Ag を含む酸化剤を使用すると I が酸化剤中に捕捉されてしまうため、Ag を含まない酸化剤を使用しました。次に、二つ目の課題を解決するために、常温から 300°C までの昇温を段階的にゆっくり行った結果、発煙と異常燃焼を回避できることが分かりました。

また、化学形態によって I の挙動が異なる可能性がありますが、試料中の I の化学形態が不明なため、既知量のヨウ化物イオン (I^-) またはヨウ素酸イオン (IO_3^-) を添加して燃焼試験を行いました。その結果、いずれの化学形態でも 90%以上の回収率が得られること、また、トрап中では I^- の化学形態で捕捉されていることが明らかになりました。

(3) 滞留水中のIの分析法の開発

1F 事故では、原子炉建屋の水素爆発により冷却設備が損壊したため、外部からの冷却水の注入が継続されています。しかし、原子炉格納容器等が破損していることか

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》

- K.Tanaka, A. Shimada, A. Hoshi, M. Yasuda, M. Ozawa, Y. Kameo, Radiochemical analysis of rubble and trees collected from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, 1032-1043, <http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2014.921583>.
- A. Shimada, M. Ozawa, Y. Kameo, T. Yasumatsu, K. Nebashi, T. Niijima, S. Seki, M. Kajio, K. Takahashi, Development of a rapid analytical method for ^{129}I in the contaminated water and tree samples at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Nuclear Back-end and Transmutation Technology for Waste Disposal

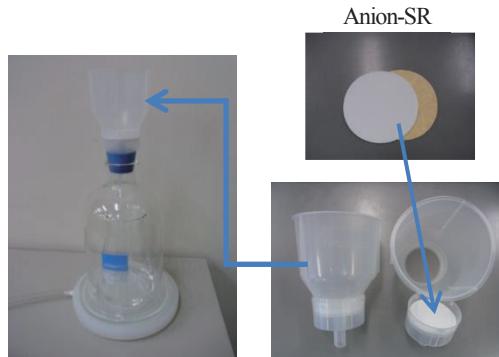


図 4 固相抽出剤 (Anion-SR) の使用法

Anion-SR はろ紙状の固相抽出剤であり、分離型ろ過器にセットして吸引ろ過を行うことにより、簡易で迅速に I^- を ^{137}Cs や ^{90}Sr から分離できます。

ら冷却水が漏えいし、これが原子炉建屋に流入する地下水と混合して、高濃度の放射性核種を含む汚染水（滞留水）が原子炉建屋の地下に貯まっています。この滞留水を海洋に漏出させないため、放射性核種や塩分の除去を行った後、1F 敷地内で保管を行うと共に、一部は冷却水として再び原子炉に注入されています。この水処理では、廃ゼオライトやスラッジ等の二次廃棄物が発生します。その処理・処分方策を検討するためには二次廃棄物の性状把握も必要ですが、廃ゼオライト等の放射線量は非常に高く、直接試料を採取して分析することは困難です。そこで、水処理設備による処理の前後の滞留水を採取して分析し、差し引くことで間接的に評価する方針がとられています。

滞留水やその処理水では ^{137}Cs や ^{90}Sr の放射能濃度が高く、それ以外の核種の放射能濃度が相対的に低いという特徴があります。そのため、分析対象核種（この場合は ^{129}I ）から Cs や Sr を分離することにより、作業者の被ばくを大幅に低減することができると共に装置等の汚染も低減できます。そこで、簡易で迅速に ^{129}I を ^{137}Cs や ^{90}Sr から分離する手法として、固相抽出剤の一つである Anion-SR を用いた分離法の開発を行いました（図 4）。

環境試料中の I の Anion-SR による標準的分離法は、2 L ほどの試料量を分析することが想定されているのに對し、滞留水試料では 0.1 mL ほどと少ない試料量で分析する必要があります。そのため、分離操作を行うために適切な希釈剤を選択し、また、担体量を減らす等して低いパックグラウンドと高い回収率が得られる分離条件を見出しました。また、Anion-SR による分離は I^- に対しては有効ですが IO_3^- に対しては適用できません。そのため、ヨウ素の化学形を I^- にそろえる必要があり、還元方法を検討し、適切な条件を見いだしました。

以上の検討により、少量の滞留水中の ^{129}I が簡易・迅速に分離・定量可能となりました。

3-2 廃棄物の性状を理解する(2)

—放射性核種の移行評価から廃棄物のインベントリ評価へ—

環境技術開発センター 基盤技術研究開発部 目黒義弘
福島廃止措置技術開発センター 廃棄物処理・処分技術開発グループ 駒義和
環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究開発第1課 柴田淳広
環境技術開発センター 基盤技術研究開発部 廃棄物処理技術グループ 加藤潤

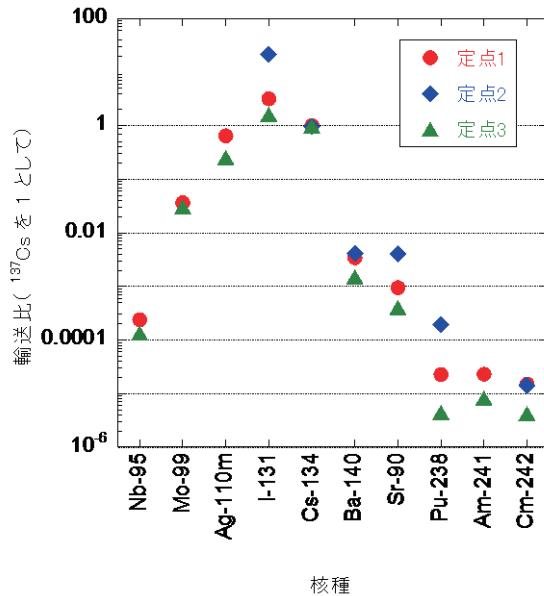


図1 原子炉から発電所内の土壤への輸送比

^{137}Cs を基準とし、また、1から3号機燃料組成の計算値を用いて爆発事故によって土壤へ移行した放射性核種の比率を算出しました。

(1) はじめに

1Fの廃止措置に向けた取組みにおいて、多くの種類の固体廃棄物が大量に発生し、その種別や発生状況、放射能等に応じて、発電所内の様々な場所で貯蔵されています。これら固体廃棄物の処理処分を進めるためには、廃棄物の放射能インベントリを把握する必要があります。しかし、コントロールされている状況で廃棄物が発生していないために代表的な試料の採取が困難であること、高線量の廃棄物が多いため分析が困難であること、分析施設までの輸送が困難な廃棄物が存在すること等から、廃棄物を直接分析することによって廃棄物全体のインベントリを評価することが容易ではありません。そこで、現在は限られた試料の分析結果と種々の解析的な手法を組合せることによって、固体廃棄物のインベントリの評価を進めています。本報告では、これまでの種々のインベントリ評価の取組みの中から、爆発によって敷地内の土壤に移行した放射能、燃料から滞留水に移行した放射能、汚染水処理システムのセシウム吸着装置から発生した使用済セシウム吸着塔のセシウム濃度を評価した結果を紹介します。

(2) 燃料から土壤への移行

放射性核種が水素爆発とその後の放出により広域に拡散し、発電所内の土壤や植物も汚染しました。東京電力は敷地内の3か所を定めて2011年3月から12月まで土壤を50回近く採取し、土壤に含まれる放射性核種を分析しました。いくつかの放射性核種の濃度が公表されてい

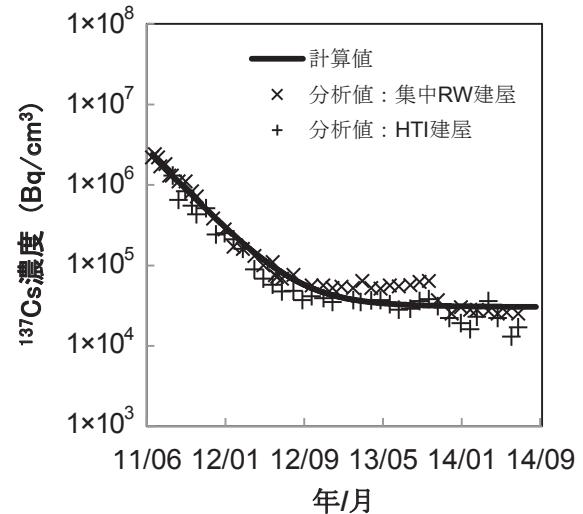


図2 滞留水中の ^{137}Cs 放射能推移

水処理設備が稼働した2011年6月17日から1年間程度は ^{137}Cs 濃度が低下しています。しかし、2013年5月以降はほぼ一定の濃度で推移しています。

ますが、処分方法を検討する上では、放射性核種による汚染の様子を明らかにする必要があります。そこで、分析データを元にして、原子炉から大気へと拡散し、土壤へと移行した元素のふるまいを検討しました。

土壤へ拡散した放射性核種の量を、以下のように規格化して評価しました。セシウム 137 (^{137}Cs) を基準核種として、土壤中の対象核種と ^{137}Cs の濃度の比を算出し、更に、この濃度比と事故時の燃料中の対象核種と ^{137}Cs 濃度比の計算値（燃料組成）との比を燃料から土壤への核種の輸送比として算出しました。結果を図1に示します。燃料から土壤への元素の輸送比はおよそ次の順であることが分かりました。

$$\text{I} > \text{Te} > \text{Cs} > \text{Ag} \sim \text{Sb} > \text{Mo} \sim \text{Ru} > \text{Ba} > \text{Sr} > \text{Nb} \\ > \text{Pu} \sim \text{Am} \sim \text{Cm}$$

ヨウ素 (I) やテルル (Te) は揮発性が高く、輸送比は同じく揮発性の高い Cs と同程度かそれ以上でした。一方で α 線を放出するプルトニウム (Pu) やアメリシウム (Am) 等のアクチニド核種の輸送比は Cs の一万倍以上小さく、事故においてほとんど拡散しなかったことになります。土壤中に観察されたウランは、天然に存在する濃度とかわらず、事故によって移行した量の寄与は明確ではありませんでした。

(3) 燃料から汚染水への移行

原子炉内に滞留する水（滞留水）は、事故直後 ^{137}Cs 等の放射性核種によって高濃度に汚染されました。この汚染水は水処理設備においてトリチウムを除く放射性物

表1 推定した C_0 並びに原子炉内及び水処理廃棄物のインベントリ

^{134}Cs 及び ^{137}Cs と ^{90}Sr の損傷燃料から滞留水への移行率はほぼ同じであることが推定されました。

核種	C_0 [Bq/cm ³]	f [MBq/d]	水処理開始 1,000 日後の インベントリ [TBq]	
			原子炉内	水処理廃棄物
^{137}Cs	2.4×10^6	2.5×10^7	3.8×10^5	2.4×10^5
^{134}Cs	2.2×10^6	2.4×10^7	1.6×10^5	9.4×10^4
^{90}Sr	1.6×10^5	3.6×10^7	4.4×10^5	4.9×10^4
^{129}I	6.9×10^{-1}	5.9×10	7.8×10^{-2}	1.3×10^{-1}

質が除去され、原子炉冷却水として循環使用されています。当初、滞留水中の ^{137}Cs 等の放射性物質の濃度は、徐々に低下していくと考えられていました。しかし、初期に比べれば大幅に低くなったものの、濃度の低下は緩やかとなり、ほぼ一定の濃度で推移しています（図2、滞留水中の ^{137}Cs 濃度の時間推移参照）。この原因として、滞留水が原子炉内で損傷燃料と接触することで再度汚染されると考えました。そこで、滞留水中の放射性核種の分析結果等を用いて、損傷燃料から滞留水への放射性核種の移行量を評価しました。原子炉に流入する循環冷却水と地下水の総量と水処理設備へ移送される滞留水量を等しいとし、滞留水の汚染源を事故初期に放出された放射能と損傷燃料から継続して溶け出している成分の二つと仮定して、滞留水中の放射性核種濃度の時間推移を表わす計算モデルを作りました。このモデルから導いた式に放射能濃度分析結果（図2）を当てはめることで、事故初期の滞留水中の放射能濃度 C_0 と損傷燃料からの継続的溶出放射能量 f を求め、表1に結果をまとめました。損傷燃料から滞留水へ移行する程度は核種により異なりました。例えば、 ^{137}Cs や ^{134}Cs と比べて、 ^{90}Sr は初期汚染が小さく、継続的溶出は同等であることが分かりました。 ^{129}I は C_0 と f のいずれも相対的に小さいのですが、半減期が長いので、処理や処分に関する検討では配慮することになります。また、この結果を用いて原子炉内（燃料デブリ等）に残存する放射能量及び水処理によって発生した廃棄物中のインベントリを推定することができました（表1）。

(4) セシウム吸着塔のインベントリ

滞留水中の放射性核種をセシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置といった汚染水処理システムによって除去しています。この汚染水処理システムからは、除去した放射性核種を含む廃棄物が発生していますが、放射能濃度が高いこと、廃棄物を採取することが困難であること等から、インベントリ評価のために廃棄物を直接分析することが困難です。そこで、各汚染水処理装置の前後の汚染水を採取、分析することによって、廃棄物

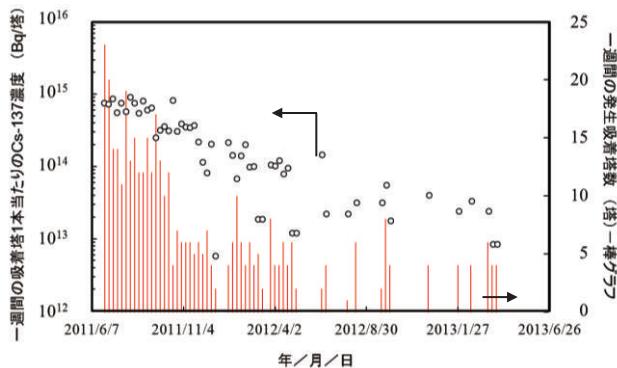


図3 週ごとの吸着塔1本当たりの ^{137}Cs 濃度推移

セシウム吸着装置から発生する使用済セシウム吸着塔内の ^{137}Cs 濃度を汚染水の分析結果から推定しました。

のインベントリ評価を進めています。ここではまず、セシウム吸着装置の吸着塔に吸着した ^{137}Cs 量を評価しました。

セシウム吸着装置から発生する使用済の吸着塔中の ^{137}Cs 濃度を汚染水の分析結果から算出するために以下の計算を行いました。

（セシウム吸着塔入口水と出口水の ^{137}Cs 濃度の差）

×（処理水量） ÷（発生吸着塔数）

= 吸着塔1本当たりの ^{137}Cs 濃度

計算には東京電力が公開している2011年6月19日から2013年4月2日の約一週間ごとの分析結果及び処理水量等（[1]、[2]）を用いました。

計算によって求めたセシウム吸着塔の ^{137}Cs 濃度を、その週に発生した吸着塔の本数と共に図3に示します。事故当初は吸着塔の発生本数も多く、吸着塔中の ^{137}Cs 濃度も高い値を示しましたが、時と共に発生本数も濃度も低下しています。この結果は図2に示した滞留水中の濃度の低下、すなわち滞留水の除染が進んだ結果を反映しています。この結果を基に求めたこの期間全体における ^{137}Cs の総吸着量は 1.7×10^{17} Bq でした。同様の計算方法で第二セシウム吸着装置と除染装置で除染された ^{137}Cs の総量を計算すると、第二セシウム吸着装置で 8.0×10^{16} Bq、除染装置で 8.0×10^{14} Bq でした。汚染水処理システム全体で処理した汚染水中的 ^{137}Cs は 2.5×10^{17} Bq となり、この総吸着量は1F事故後に燃料から発生した ^{137}Cs 全体の約 36 %を回収できたことが分かりました。また、この値は、滞留水の ^{137}Cs 濃度の推移から求めた値（表1）とよく一致しており、お互いの評価結果の確からしさを証明することができました。

(5) おわりに

1Fの廃止措置において発生する多種多様な廃棄物のインベントリ評価はようやく緒についたところであり、少しずつ結果が出てきています。インベントリ評価は困難な課題ですが、今後も様々な手法を駆使しつつ着実に進めています。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業としてIRIDが受託し、その組合員である原子力機構が実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》 ① 駒 義和、「福島第一原子力発電所内の土壤への放射性核種の移行」、JAEA-Data/Code 2014-015 (2014).

《引用文献》 [1] 東京電力、「滞留水処理分析結果シート」とび「水処理設備の放射能測定結果」(平成23年6月24日から平成25年4月15日までのもの)、東京電力報道配布資料アーカイブ(2011-2013)

[2] 東京電力、「福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について」(第1~93報: 平成23年6月29日から平成25年4月3日)、東京電力プレスリースアーカイブ(2011-2013)

3-3 廃棄物の性状を理解する(3)

—廃棄物分析結果のデータベースの整備—

環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究開発第1課 締引博美、浅見誠

環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究計画課 大井貴夫

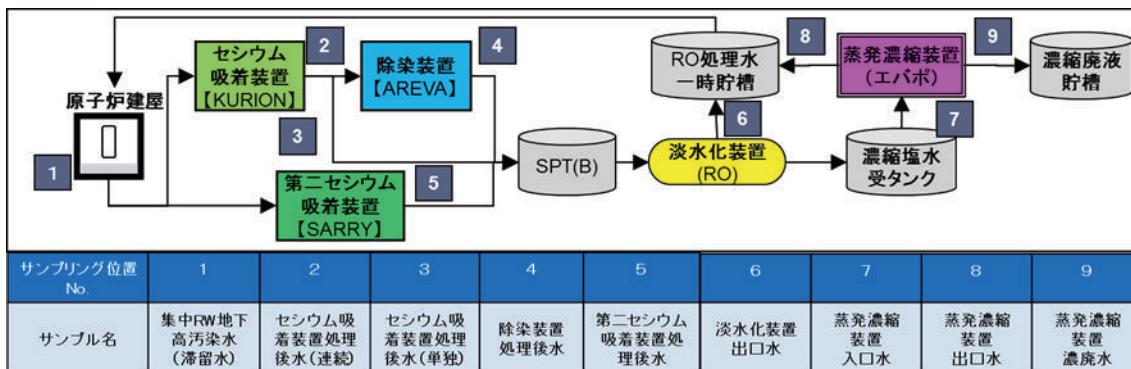


図 1 水分析結果データベースのサンプル名とサンプリング位置

水処理により発生する二次廃棄物(吸着材、スラッジ)の放射能濃度を調査するため、上記のサンプリング位置から水試料を採取し、放射能分析を行っています。

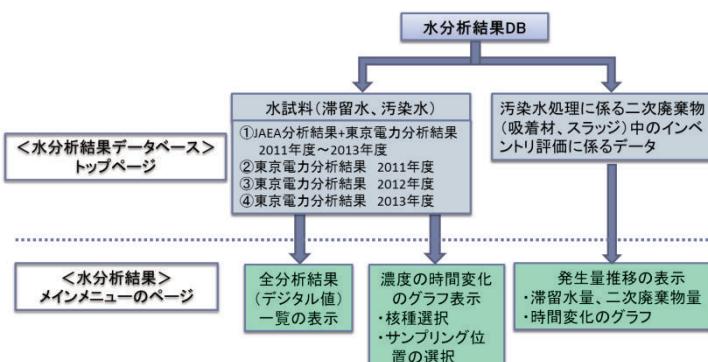


図 2 水分析結果データベース(2013年度版)の構造

2つの階層で構成し、各処理が行えるようメニューを配置しました。

1F から発生する廃棄物（事故廃棄物）は、既存の廃棄物のように管理された状態で発生した廃棄物ではありません。また、今後、相当量の事故廃棄物の発生が想定されています。このような事故廃棄物を安全かつ合理的に処分するためには、多種多様な廃棄物の性状を詳細に把握し、得られた性状に関する情報を確実に、また、効率的に利用していく必要があります。事故廃棄物の性状に関する情報は、必ずしも一か所で取得されているわけではなく、また、時間の経過と共に増大していきます。更に、事故廃棄物を安全かつ合理的に処分することを目的とした検討において、性状把握、処理、処分の検討に関わる様々な関係者によって利用されることが期待されます。今後の増大が予想されるこのような情報は、事故廃棄物を処分するために実施される検討や評価等において使用されるだけではなく、それらの論拠となるものであります。このような情報を効率的に利用できるようにし、確実な成果に導くためには、分散して存在する公開済みのデータや情報等をとりまとめ、一元的な管理の下で共有できるようにデータベースとして整備する必要があります。2013年度は水分析結果を対象としたデータベースを構築しましたのでその概要を紹介します。

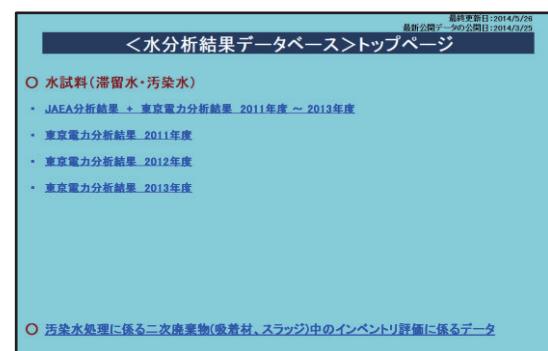


図 3 水分析結果データベーストップページ

項目の選択により、対応するメインメニューに移動します。

(1) 水分析結果データベースの構成

1) 対象データ

事故廃棄物の分析結果のうち、2011年度から2013年度末までに原子力機構と東京電力で分析を行い公開されている滞留水・汚染水の分析結果及び汚染水処理に係る二次廃棄物(吸着材、スラッジ)中のインベントリ評価に係るデータを対象としました。

2) 対象データ数

原子力機構の分析結果 : 25 サンプル
東京電力の分析結果 : 313 サンプル

3) サンプル名とサンプリング位置

本データベースの対象としたサンプル名とそのサンプリング位置を図1に示します。

4) 対象とした放射性核種等

[原子力機構]

- γ核種 : ^{60}Co , ^{94}Nb , ^{137}Cs , $^{152,154}\text{Eu}$
- β, X核種 : ^{3}H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , $^{59,63}\text{Ni}$, ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{241}Pu



図 4 原子力機構と東京電力の分析結果メインメニュー

分析結果とグラフの項目の中から選択して表示を行います。

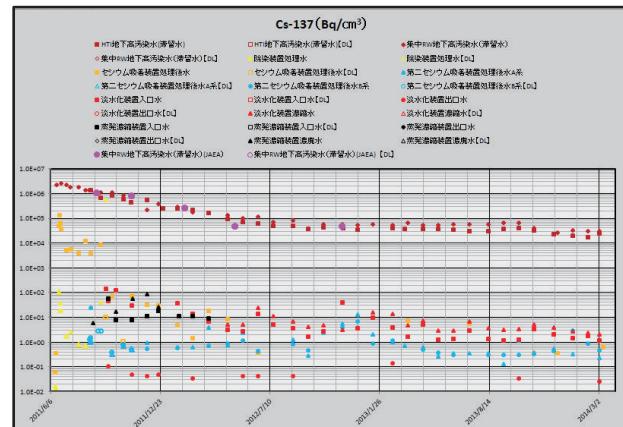


図 6 Cs-137 濃度の時間変化

東京電力と原子力機構の分析結果を重ねて表示した場合です。

図 5 分析値の一覧表示

原子力機構の分析結果の後に同じサンプルの東京電力での分析結果を並べて表示しました。また、本データベースに収納した公開資料のPDFと公開資料の出典元(URL)をリンクさせ、出典を確認できるようにしました。

- α 核種 : $^{233, 234, 235, 236, 238}\text{U}$, ^{237}Np ,
 $^{238, 239, 240, 239+240, 242}\text{Pu}$, $^{241, 242m, 243}\text{Am}$, $^{244, 245, 246}\text{Cm}$

「東京電力」

- γ 核種 : ^{131}I , $^{134,137}\text{Cs}$, ^{54}Mn , $^{58,60}\text{Co}$, $^{103,106}\text{Ru}$, $^{124,125}\text{Sb}$, ^{140}Ba , ^{140}La
- γ 核種以外 : $^{89,90}\text{Sr}$, ^3H , 全 β , Cl

(2) 水分析結果データベースの構造

水分析結果データベース（2013年度版）は、Microsoft Excelのワークシートを用いて作成しました。図2に水分析結果データベース（2013年度版）の構造を示します。

水分析結果データベースのトップページは、「水試料（滞留水、汚染水）」と「汚染水処理に係る二次廃棄物（吸着材、スラッジ）中のインベントリ評価に係るデータ」の項目があります。更に、「水試料（滞留水、汚染水）」については以下に示す項目があります。

- ①原子力機構分析結果 + 東京電力分析結果 2011 年度～2013 年度
 - ②東京電力分析結果 2011 年度
 - ③東京電力分析結果 2012 年度
 - ④東京電力分析結果 2013 年度

上記項目のいずれかを選択することで各項目のメインメニューへと進み、更に項目を選択することにより、分析結果のデジタル値とグラフが表示されます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業としてIRIDが受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》・浅見誠 他、水分析結果データベースの開発、JAEA-Data/Code 2014-016(2014)。

(3) 水分析結果データベースの例

水分析結果データベースのトップページを図3に、トップページから選択した「原子力機構分析結果+東京電力分析結果(2011年度～2013年度)」のメインメニューを図4に示します。メインメニューから選択した「原子力機構分析結果+東京電力分析結果」のデジタル値を図5に示します。

時間変化のグラフは、核種毎に表示することができ、すべてのサンプルの結果を1つのグラフに表示する方法と、サンプル毎にグラフ表示する方法があります。前者のグラフ表示の一例を図6に示します。

(4) おわりに

水分析結果データベースは、「水分析結果データベース(2013年度版)」として公開しました。本データベースの活用により、事故廃棄物の性状に関する情報の利用が促進され、性状把握、処理、処分の検討が効率的に進むことを期待しています。

本データベースについては、必要な改良・修正、機能追加を行なながら、今後もデータの追加・更新を継続的に実施し、年度毎に公開していく予定です。

3-4 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(1)

—廃ゼオライトの保管対策評価—

原子力基礎工学研究センター 水処理材料評価研究グループ 山岸功、永石隆二、田代信介、斎藤隆一、有坂真、朝倉俊英

原子力基礎工学研究センター 加藤千明、森田圭介、西原健司、津幡靖宏

福島廃止措置技術開発センター 廃棄物処理・処分技術開発グループ 寺田敦彦

高速炉技術開発部 熱流体技術開発課 佐藤博之

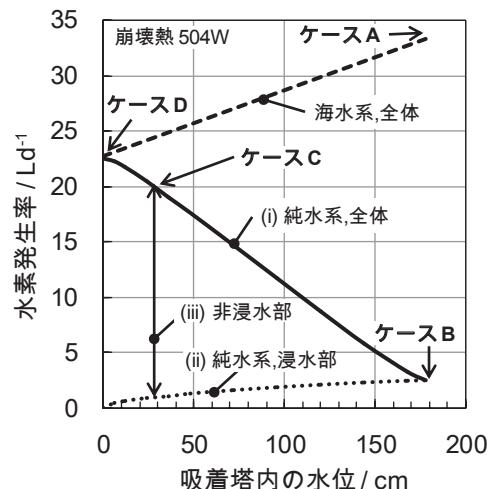
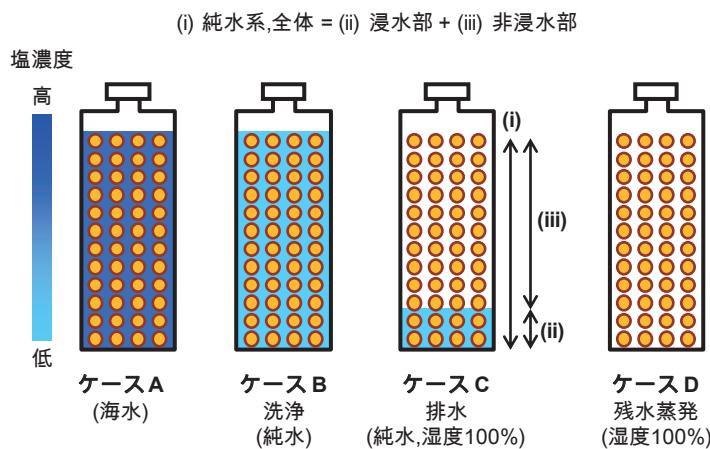


図1 吸着塔内の水位、水質と水素発生率の評価例

使用済吸着塔の設定条件(崩壊熱 504 W, Cs 放射能均一分布)で解析した結果、海水使用直後の水素発生率が最も多く(ケース A)、洗浄後(ケース B)の発生率は液深効果により最も少ないと考えられます。排水過程のケース C(水位 24 cm、発熱量 394 W、水素発生率 20.5 L/day)及び残留水がないケース D では、ゼオライト粒子水の分解で生じた水素が気相に全量放出されるため、発生率が増加すると考えられます。

汚染水処理では、Herschelite (ハーシュライト) 等のゼオライト鉱物系吸着材を充填した吸着塔により、放射性セシウム (Cs) を除去しています。使用済の吸着塔は強い放射線を出すため、遮蔽体に入れて一時保管されていますが、長期間安全に保管するための課題の抽出と評価が必要です。例えば、初期の汚染水には海水が高濃度で混入しており、水の放射線分解による水素発生量や吸着塔容器材料の腐食への影響に関する評価が重要です。本稿では、汚染水処理の初期に中心的に稼働したセシウム吸着装置 (KURION 社) の使用済 Herschelite 吸着塔を対象として得られた研究成果を報告します。

(1) 廃ゼオライトの性状調査

保管時の健全性評価において、吸着塔内部の放射能量と残留水の性状は重要です。Cs 放射能量は、汚染水中の Cs 濃度、塩化物イオン濃度 (Cl 濃度) 等により変動しますが、実験的に求めた吸着係数を用いて、最大値を推定できます。東京電力が公開した濃度データから、1 塔あたりの放射能量 (^{134}Cs : 1.2×10^{15} Bq, ^{137}Cs : 1.5×10^{15} Bq) を推定し、その γ 線と β 線の全エネルギー(崩壊熱)を 504 W に設定しました。また、吸着塔の残留水の性状を調べるため、使用前の KURION 吸着塔に NaCl 水 (Cl:1000 ppm) を充填後、実際の保管手順に近い洗浄排水操作を実施しました。排水が水出口管付近の水位で停止することから、残留水の水位を 24 cm に設定しました。洗浄試験後に残留した Cl 重量 (約 1.3 g) から、実際の高濃度汚染水 (Cl:16000 ppm) を処理した場合には、残留水中的 Cl 濃度が 200 ppm 程度であると推定されま

した。

(2) 水の放射線分解による水素発生量評価

Cs から放出された γ 線や β 線は、吸着塔内部のゼオライトと水に吸収され発熱や水素発生に寄与しますが、 γ 線の一部は塔外に漏洩します。漏洩する γ 線量と吸収線量率(発熱量)は塔内の水量に依存します。ゼオライトの含水、浸水状態に応じた吸収線量率を考慮し、塔内の水素発生率を評価した結果を図 1 に示します。ケース A は、海水処理直後の状態で、水素発生率は最大となります。これは、海水中の Cl^- イオン、 Br^- イオンが水素を酸化して水に戻すラジカルの働きを阻害するためです。ケース B は、吸着塔の海水を真水で洗浄した状態に相当し、ラジカルによる水素の酸化が起こり、ケース A に比べ水素発生率が大きく低下します。液面で放出されるまでの経路で酸化されるので、液がより深いと水素発生率が低下します(液深効果)。ケース C は、真水を排水する過程(水位 24 cm、底部吸収線量率 755 Gy/h)に相当し、水素発生率は同図の(i)で示すように排水(水位の低下)と共に増加します。水素は、図中(ii)で示す真水浸水部と(iii)で示す非浸水部から発生しますが、非浸水部の発生率が大きいことを示しています。非浸水部のゼオライト粒子には、相対湿度 100 % の水蒸気が飽和吸着しており、吸着水の分解で生じた水素は、液深効果なしに気相に全量放出されます。完全に排水した状態(ケース D)まで水素発生率が増加すると考えられます。

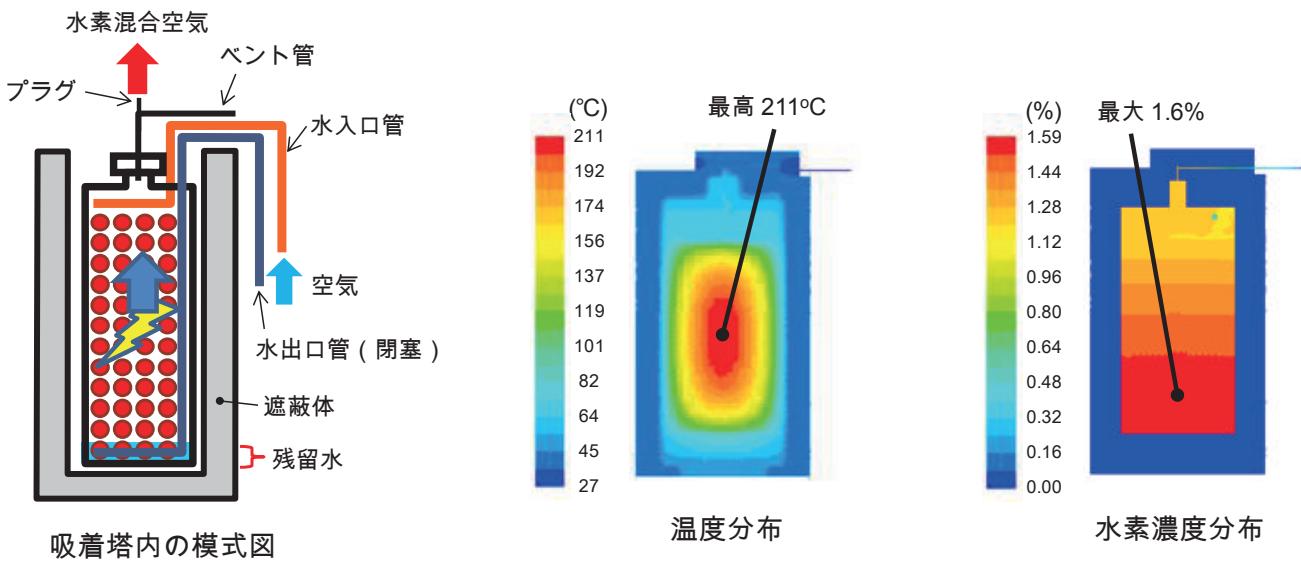
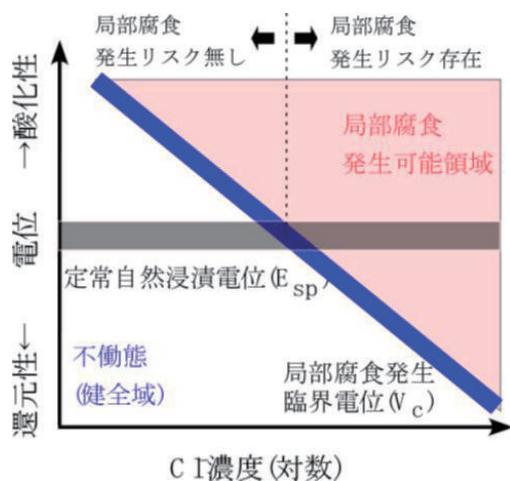
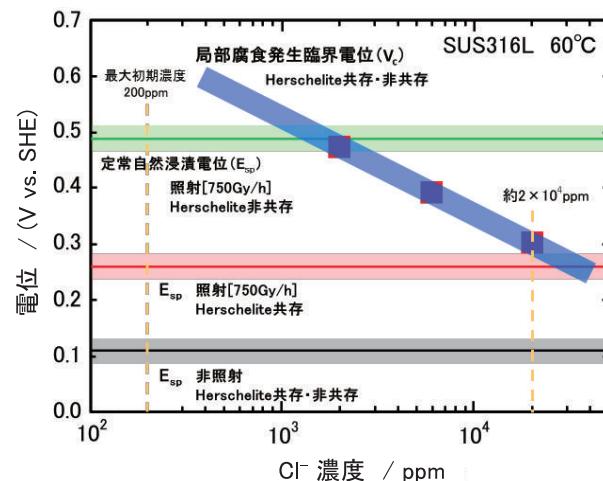


図 2 残留水で水出口管が閉塞した吸着塔内の温度、水素濃度の定常解析例

設定条件(図 1 ケース C)では、残留水で水出口管が閉塞した場合でも、水入口管からの空気流入とプラグ等からの水素／空気混合ガスの流出により、吸着塔内の最高温度は自己着火温度(500 - 571 °C)を十分に下回り、水素濃度も水素の爆発下限界 4 %を下回ることが分かりました。



a) 塩化物イオン濃度、局部腐食発生領域と電位との関係



b) ゼオライト(Herschelite)共存下における V_c と E_{sp} との関係

海水中で吸着材と接触させたステンレス鋼に対する電気化学的試験の結果です。Herscheliteによる局部腐食発生の低減作用について、機構の解明を進めています。

(3) 吸着塔内の温度、水素濃度分布解析

吸着塔底部が 24 cm 水没した状態で、塔内温度と水素濃度を定常解析した結果の例を図 2 に示します。吸着塔内の最高温度は 211°C で、水素の自己着火温度 (500 - 571 °C) を十分下回ること、この温度分布での水素濃度は、1.6 %以下 (燃焼下限界は 4 %) となりました。また、ベント管、プラグ、水入口管を開放した状態であれば、水入口管から空気が流入し、プラグ等から水素と空気の混合ガスが流出するため、塔内水素濃度の上昇が抑えられ、吸着塔容器の底部温度は 60 °C 以下となることが分かりました。

(4) 吸着塔容器材料の健全性評価

吸着塔はステンレス鋼 (SUS316L) 製ですが、塩分の影響による局部腐食 (孔食・すきま腐食) の発生が懸念されます。図 3 a) に模式的に示した電気化学的手法に

より、Cl⁻濃度が増大すると局部腐食発生臨界電位 (V_c) が低下し、定常自然浸漬電位 (E_{sp}) を下回る領域では、局部腐食発生リスクが存在すると評価することができます。海水中で測定した電位と Cl⁻濃度の関係を図 3 b) に示します。 E_{sp} は非照射条件で低い値ですが、γ線照射により上昇しました (図 3 b) 緑線)。 V_c は照射の影響をほとんど受けないため、照射によって腐食発生リスクが存在する領域が広がることになります。しかし、Herschelite と接触させて測定した E_{sp} の上昇は抑制されることが分かりました (図 3 b) 赤線)。吸着塔容器材料の局部腐食発生リスクは存在しますが、Herschelite が存在しない場合に比べて大幅にリスクが低下します。Herscheliteによる局部腐食発生の低減作用について、機構の解明を進めています。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》 · I. Yamagishi, et al., Characterization and storage of radioactive zeolite waste, J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, 1044-1053.

3-5 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)

—廃スラッジの保管対策評価—

福島技術開発試験部 佐野雄一、安倍弘、竹内正行、渡部創、柴田淳広

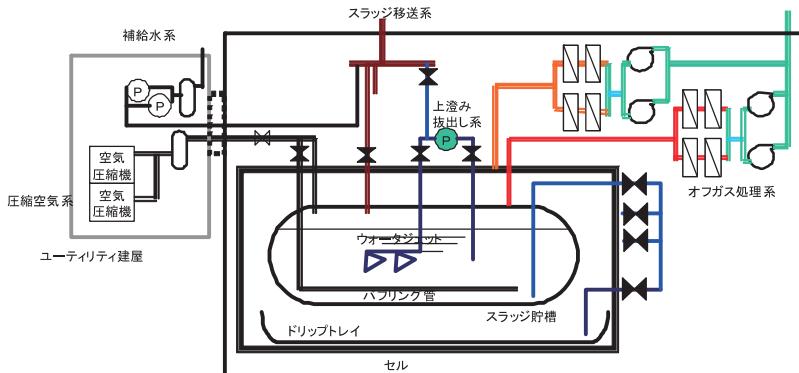


図 1 廃スラッジ一時保管施設の概略 [1]

凝集沈殿工程で発生した放射性物質が吸着したスラッジは、炭素鋼製の貯槽内で保管されます。保管中は定期的に圧縮空気を貯槽内に供給することで廃スラッジを攪拌します。また、放射線分解により発生するガスはオフガス処理系を介して大気に放出されます。

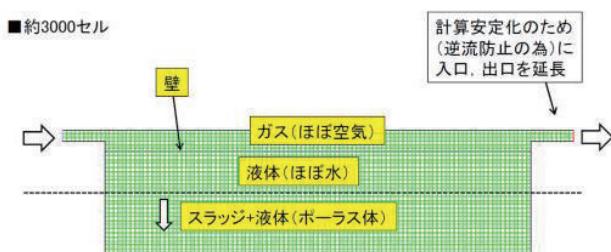


図 2 スラッジ貯槽の2次元計算モデル

貯槽下部に圧密状態のスラッジが、その上部に水、空気が存在するモデルとしました。

原子炉内の冷却に使用されている水は、破損燃料と接触することで、燃料中の放射性物質が溶け込むため、その除去処理が必要になります。この処理には、水中の放射性物質をスラッジとして分離する凝集沈殿の工程があり、処理後には強い放射線を発するスラッジ廃棄物（廃スラッジ）が発生します。廃スラッジは図1に示す炭素鋼製の貯槽内で一定期間保管される計画となっていますが[1]、保管に際しては、廃スラッジに含まれる放射性物質の発熱による過度の温度上昇や、水や廃スラッジの放射線分解により発生する可燃性ガス（水素）の滞留を防止した上で、貯槽内に確実に閉じ込めておくことが重要となります。

(1) 放射性物質の発熱による温度上昇の評価

放射性物質の発熱による温度上昇については、廃スラッジが貯槽中で攪拌された状態に対して、貯槽下部に沈降・堆積した状態では外部への放熱が妨げられるため、より温度の上昇が大きくなるものと予想されます。このような状態における貯槽内の温度変化を予想するため、廃スラッジが沈降・堆積した貯槽内を図2のようにモデル化し、熱流動解析を実施しました。その結果、図3のように廃スラッジの温度は堆積した中心部が最も高くなることが示されました。また、その温度は1時間に0.03°C程度の速度で緩やかに上昇し、沈降・堆積した約50日後に外気温に対して20°C程度高い温度で定常に達すると計

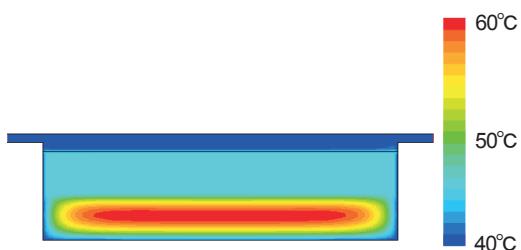


図 3攪拌停止400日後のスラッジ貯槽の温度分布

壁面付近の温度上昇は、中心部に比べて小さく、壁面での熱伝導による自然冷却が機能していることが分かります。

算されました。外気温が40°Cの場合にも廃スラッジの最高温度は60°C程度であり、これは廃スラッジ成分の分解温度と比較して十分に低いため、温度上昇による廃スラッジへの影響はないものと考えられます。

(2) 放射線分解により発生する可燃性ガス等の評価

水や廃スラッジの放射線分解により発生する可燃性ガス等の滞留については、廃スラッジ成分や原子炉の冷却のために初期に加えられた海水が水素ガスの発生に及ぼす影響を評価する必要があります。水素の発生に及ぼすこれらの影響を把握するため、廃スラッジや海水成分が共存する条件において γ 線照射試験を行い、水素の放射線化学收率（G値、吸収エネルギー100 eVあたりに生成される分子数）を取得しました。その結果、図4に示すように廃スラッジ成分の1つであるフェロシアン化物や海水成分の寄与により、純水に対してG値が増加することが明らかとなりました。しかしながら、増加は最大で2倍程度であり、計画されている圧縮空気の供給による槽内ガスの希釈及びオフガス処理系を介しての大気への放出により、槽内での滞留は防止できるものと考えられます。また、廃スラッジを含むいずれの条件からも、毒物であるシアノ化水素ガスの発生は認められず、フェロシアン化物は放射線照射環境においても安定に存在することが分かりました。

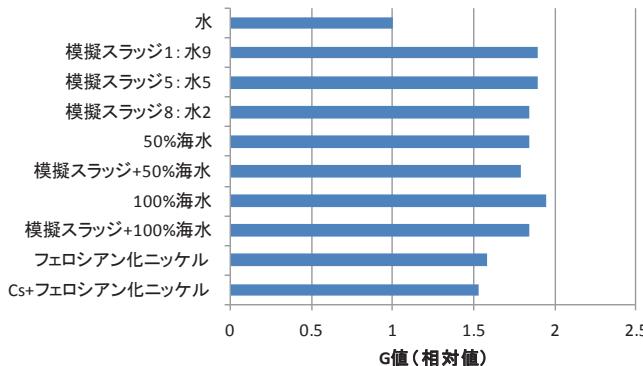


図 4 種々の条件について求めた水素生成の G 値
純水に比べ、廃スラッジ成分や海水を含む条件では放射線分解に伴う水素の発生量が増加しました。

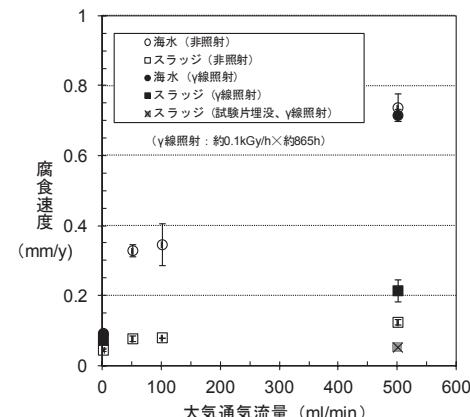


図 5 貯槽材料の腐食速度と攪拌空気流量の関係
空気の供給量の増加に伴い腐食速度は大きくなります。廃スラッジを含む条件では腐食速度の増加が抑制されました。

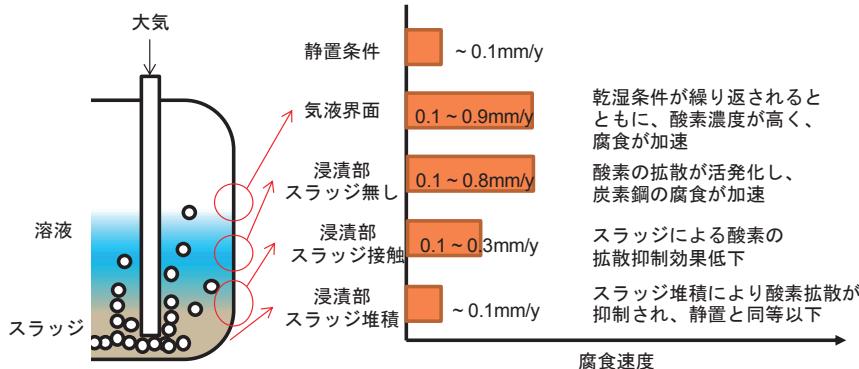


図 6 廃スラッジと材料の接触様態と予想される腐食速度の関係

いずれの様態についても局部腐食の発生ではなく、放射線による顕著な影響は生じないと考えられます。また、廃スラッジが動的に接触する部分では、溶存酸素の材料表面への拡散が抑制されるため、腐食速度が相対的に低下するものと予想されます。

(3) 貯槽材料の健全性評価

廃スラッジを貯槽内に一定期間確実に閉じ込めておく上で、材料の腐食に関する評価が重要となります。貯槽内の保管対象には放射性物質を含む廃スラッジ成分や海水成分が含まれるため、これらの共存状態で形成される環境を考慮した材料腐食の評価が必要になります。

また、海水中の炭素鋼の腐食は、海水に溶け込んでいる酸素（溶存酸素）が持つ金属の酸化作用に強く影響を受けるため、貯槽内に供給される圧縮空気による影響も考慮しなければなりません。このような種々の要因をパラメータとして、基礎試験により炭素鋼の腐食挙動を評価しました。

廃スラッジや海水を含む条件において、攪拌に用いる空気の供給量を変化させた際に得られた炭素鋼の腐食速度を図 5 に示します。図中には γ 線照射環境において得られた結果も併せて示しています。空気の供給がない場合、いずれの条件においても腐食速度は約 0.1 mm/y 程度となりましたが、空気の供給量の増加に伴い、腐食速度が上昇する傾向が認められました。腐食速度の上昇は廃スラッジが共存する条件では抑制され、特に材料が廃スラッジに埋没した条件では空気の供給がない場合と同程度の腐食速度となりました。廃スラッジが共存する条件

においては、廃スラッジが溶液から装置材料を保護する形となり、溶存酸素の材料表面への拡散が抑制されるため、空気の供給に伴う影響が緩和されるものと考えられます。放射線による腐食速度への明確な影響は認められず、いずれの試験においても局部的に腐食が発生・進展する様子は確認されませんでした。これらの試験結果を踏まえて、貯槽内での廃スラッジと材料との接触様態に對して予想される腐食速度を整理したものを図 6 に示します。いずれの様態についても局部的な腐食の発生はなく、放射線による顕著な影響は生じないと考えられます。腐食速度は、廃スラッジと動的な接觸がない部分（溶液成分とのみ接觸する部分や気液界面部）については相対的に速度が大きくなりますが、圧縮空気による攪拌条件等を考慮すると、その値は最大でも設計上考慮されている値 (0.25 mm/y) と同じオーダーであると推定されます。本系における腐食の支配因子は溶存酸素とその拡散であるため、貯槽への空気供給条件の適切な設定（供給量の制限や間欠的な供給など）や不活性ガスの供給による攪拌の採用によって、腐食速度は更に抑制され、より長期にわたって耐食性を確保することができるものと考えられます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

《参考文献》 安倍 弘、佐野雄一ほか、廃スラッジ貯槽材料の耐食性評価—(2)大気送気による攪拌系における腐食挙動、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、H22、2014

《引用文献》 [1] 東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」、平成 25 年 8 月 14 日認可、平成 25 年 10 月 23 日変更認可、http://www.nsr.go.jp/activity/earthquake/data/25/10/1021_01_02.pdf

3-6 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(3)

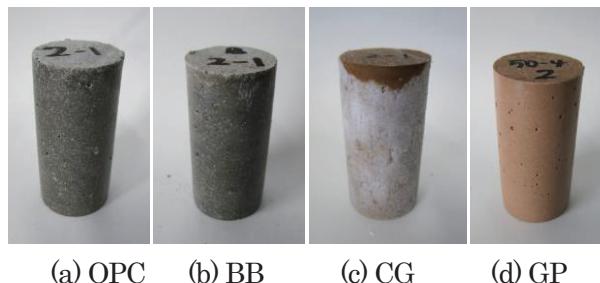
—無機固型化材による除染装置スラッジの固化基礎試験—

基盤技術研究開発部 廃棄物処理技術グループ 佐藤淳也、中山卓也、中川明憲、富岡修、鈴木眞司、川戸喜実、中澤修

基盤技術研究開発部 目黒義弘

再処理技術開発センター 環境保全部 環境管理課 菅谷篤志、坪茂

再処理技術開発センター 環境保全部 処理第2課 堀口賢一、山下昌昭



(a) OPC (b) BB (c) CG (d) GP

図1 模擬スラッジ固化体の外観

乾燥スラッジⅡを40wt%充填して作製した固化体です。OPC、BB及びGPは1日で硬化し、CGは硬化まで3日を要しました。

固型化材：(a) 普通ポルトランドセメント、(b) 高炉スラグセメントB種、(c) 水ガラス系固型化材、(d) ジオポリマー

1F原子炉施設内に滞留している水は、 ^{137}Cs 等の放射性核種を大量に含んでいる、すなわち汚染されています。このような水（汚染水）は、事故初期に炉心の冷却のために投入した海水中の成分も含んでいます。1Fでは、この汚染水から放射性核種や海水成分を取り除いて、原子炉の冷却に再利用しています。放射性核種を取り除くために実施しているいくつかの汚染水処理工程からは、放射性核種を含んだ様々な廃棄物（水処理二次廃棄物）が発生しています。汚染水処理の一つの手法として、いくつかの試薬を用いて、汚染水から放射性核種を沈殿物として取り除く方法が採用されました。この沈殿物は汚染水と混ざり合った状態（スラッジ）で安全に保管されています。将来的には、スラッジを処分するために固型化等の処理を行う必要がありますので、スラッジを固型化する技術を選定するための基礎データの取得を開始しました。本報告では、前年度の成果から1Fにおいて発生しているスラッジの化学的組成を模擬したもの（模擬スラッジ）の乾燥物を作製し、いくつかの無機固型化材を用いてこれを固型化する技術を検討すると共に、得られた固化体の硬さや浸出特性、耐放射線性等について調べました。更に、スラッジにはシアン成分が含まれており、セメント等のアルカリ系固型化材で固化した場合、固化体からシアン成分が溶出してくる可能性があります。このため、シアン成分を前処理により分解し、安全な固化体を作製する方法も検討しました。

(1) 固型化材を変えた模擬スラッジの固化基礎試験

模擬スラッジは、1Fの汚染水処理装置と同様のアレバ社製の装置で作製したものを使用しました。主成分は、硫酸バリウム (BaSO_4)、フェロシアン化ニッケル ($\text{Ni}_2[\text{Fe}(\text{CN})_6]$)、水酸化鉄 (Fe(OH)_2)と海水に含まれている塩であり、そこに微量のCsを加えました。無機固

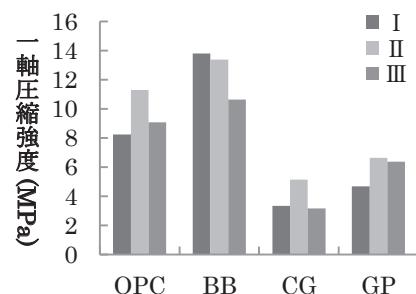


図2 海水塩量による固化体強度の変化

乾燥スラッジを充填率40wt%で作製した固化体の一軸圧縮強度の測定結果です。固型化材によって強度に差がありました。いずれの固化体も廃棄体化基準を満たしました。

型化材としては普通ポルトランドセメント（OPC）と高炉スラグセメントB種（BB）に加えジオポリマー（GP）と水ガラス系固型化材（CG）を使用しました。濃縮スラッジと乾燥スラッジを比較すると、乾燥スラッジの方が高充填率を見込めるという昨年度の結果を踏まえ、スラッジ中の沈殿物と上澄みのろ別及び加熱操作を組合せ、上澄み液中の海水塩成分をほとんど含まない乾燥スラッジI、約20%含む乾燥スラッジII、すべて含む乾燥スラッジIIIを調製し、固化試験を行いました。

スラッジと固型化材と水を混練し、直径25mm、高さ50mmの円柱状の固化体を作製しました。水と固型化材の割合を変えたものを作製し、セメントの場合には減水剤をセメント量に対し2wt%になるように加えました。硬化に要する日数や膨張などの固化体の変形を観察すると共に、28日間養生した後の固化体の一軸圧縮強度を測定しました。

OPC、BB及びGPを材料とする混練物は、1日で硬化しました。代表的な固化体の外観を図1に示します。一方、CGは硬化に3日程度を要しました。GPでは若干の膨張が見られましたが、それ以外のすべての固化体で膨張や収縮は観察されませんでした。このことから、固型化材とスラッジとの間には、硬化に大きな影響を与えるような反応はないと考えられます。図2に養生28日後の固化体の一軸圧縮強度の測定結果を示しています。いずれの試料も廃棄体基準の1.47 MPaを上回り、十分な強度を有する固化体を作製できることができました。

次に固化体の特性評価として、水浸漬時の固化体からのシアン化物イオン (CN^-) の溶出量（濃度）及びγ線照射時の水素発生量に対する固型化材の影響を調査しました。水浸漬試験の結果、すべての固化体から CN^- の溶出が見られました。いずれの溶出液のpHも10以上であったことから、難溶性フェロシアン化合物中のNi及びFeが加水分解によって解離し、 CN^- が溶離してきたと考え

表 1 水素発生の G 値と自由水量

作製した固化体を γ 線照射した際の水素発生の G 値と固化体の含水率。セメント系試料(OPC, BB)では含水率の増加と共に G 値の増加が見られました。

固化体組成		G値(H ₂)	含水率	
材料	充填率(wt%)	水固型化材比	(/100 eV)	(g/g sample)
OPC	50	0.8	0.16 ± 0.034	0.17 ± 0.003
OPC	50	1.0	0.21 ± 0.022	0.20 ± 0.003
OPC	50	1.2	0.24 ± 0.002	0.22 ± 0.001
BB	50	0.8	0.20 ± 0.026	0.18 ± 0.002
BB	50	1.0	0.21 ± 0.011	0.21 ± 0.002
BB	50	1.2	0.23 ± 0.005	0.23 ± 0.001
CG	50	0.4	0.32 ± 0.027	0.17 ± 0.001
CG	50	0.6	0.28 ± 0.003	0.21 ± 0.006
CG	50	0.8	0.28 ± 0.009	0.23 ± 0.004
GP	40	1.4	0.26 ± 0.029	0.24 ± 0.024

られます。また、Cs の溶出はいずれの固化体も検出下限値を下回りました。表 1 に固化体に放射線を照射した時の単位エネルギー当たりの水素発生量 (G 値) と固化体の含水率を示しました。OPC 及び BB については含水率が多くなるにつれて、G 値が高くなる、つまり水素発生量が増加する傾向が見られました。これは、固化体中の水分が水素の主な発生源であると考えられます。また、試験結果は文献 [1] とも良く一致しました。CG では他固型化材と比較して高い傾向が見られ、GP では OPC や BB と同程度の G 値が得られました。

以上の結果から、スラッジを固化した場合、固化体から CN⁻ が溶出してくることが懸念されます。また、スラッジによる水素発生の G 値への影響はほとんどないことが分かりました。

(2) 加熱処理した模擬スラッジのセメント固化

前項で課題として挙がった固化体からのシアン成分の溶出を解決するため、加熱処理によりシアン成分を無害化した模擬スラッジの処理残渣を OPC によりセメント固化する試験を行いました。加熱処理は、空気雰囲気で 600°C、1 時間実施しました。試験結果を表 2 に示しました。いずれの試料においても翌日には硬化し、ブリーディング水の発生及び固化体の膨張は観察されず、問題なく固化体を作製することができました。一軸圧縮強度の平均値は、充填率 40% で 23.5 MPa、充填率 50% で 14.4 MPa となり、廃棄物基準 (1.47 MPa) を満たしました。

作製した固化体について水浸漬試験を実施し、固化体に含まれる元素及びイオンの浸出特性を評価しました。試験の結果、スラッジの充填率に依らず、Na 及び Cl 等

表 2 スラッジ加熱残渣を対象としたセメント固化体の性状調査

模擬スラッジを空気雰囲気で 600°C、1 時間加熱処理した残渣を充填したセメント固化体の性状調査結果。充填率 40wt%、50wt% のいずれも 1 日で硬化し、十分な強度を持つ固化体が作製できました。

充填率(wt%)	水固型化材比	硬化日数(日)	圧縮強度(MPa)
40	0.6	1	23.5
50	1	1	14.4

の海水成分の溶出量が多く、B や Ba はほとんど溶出しない傾向が見られました。また、いずれの試料も CN⁻ の溶出は検出されず (検出下限値 0.1 mg/L 未満)、加熱処理によるシアン成分の分解の効果を確認することができました。

以上の結果から、模擬スラッジを加熱処理した残渣をセメント固化することで、十分な強度を持ち、シアン成分が溶出しない固化体が作製できることが分かりました。

(3) まとめ

模擬スラッジを用いて、無機固型化材による固化基礎試験を実施しました。いずれの固型化材を使用しても十分な強度を持つ固化体が作製できることや水素発生の G 値はスラッジによる影響はほとんどないことが分かりました。固化基礎試験の課題として固化体からのスラッジに含まれるシアン成分の溶出が挙がりましたが、スラッジを加熱処理してシアン成分を分解した残渣を固化することで、シアン成分が溶出しない十分な強度を持ったセメント固化体を作製することができることが分かりました。今後は、加熱処理した際に脱離した Cs が固化体からどのように溶出するかを調査すると共に、多核種除去設備 (ALPS) から発生する廃棄物を対象とした固化基礎試験等を実施していきます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・菅谷篤志ほか、汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術検討（1）除染装置スラッジのセメント固化の検討、日本原子力学会 2013 年秋の大会予稿集、N12、2013.
 - ・中山卓也ほか、汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術検討（2）無機固型化材による模擬スラッジの固化試験、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、H28、2014.
 - ・佐藤淳也ほか、汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術検討（3）模擬スラッジ固化体の性能評価、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、H29、2014.

《引用文献》 [1] R. E. Barletta et al., NUREG CR 2969, 1982.

3-7 事故廃棄物の処分に向けて

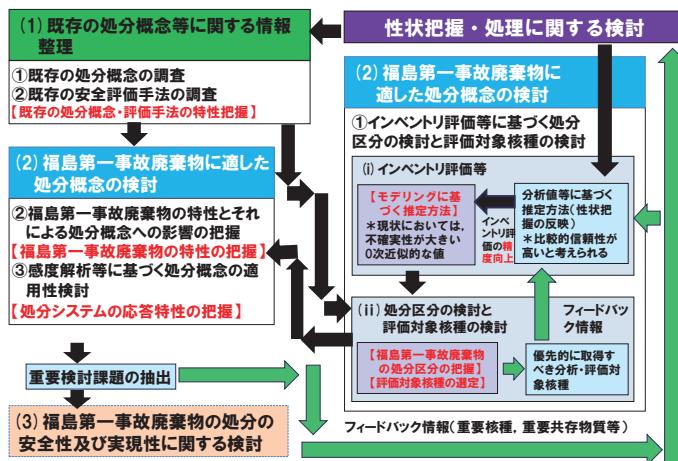
—処分の安全性に係る基礎的な検討—

環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究計画課 牧野仁史、大井貴夫

事項/年度	第1期			第2期								第3期		
	2011	2012	2013	2014 (前)	2015	2016	2017 (中)	2018	2019	2020	2021 (後)10年後以内	20~25年後	30~40年後	
HP							△ HPSW-1					△ HPSW-2	△ HPSW-3	△ HPSW-4
4.廃棄物の処分に関する検討				既存の処分概念の調査 既存安全評価手法の調査	適用性検討	候補概念の絞り込み、有望候補の処分概念検討								
								候補概念の安全性評価						
									処分概念、安全性評価手法の合理化・高度化					

- ・ HP SW-1： 固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ（2017 年度）
- ・ HP SW-2： 固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通し確認（2021 年度）

a) 処分に関する検討の工程表 [1]



b) HP SW-1(2017 年度)に向けての処分に関する研究開発の進め方のフロー

図 1 事故廃棄物の処分に関する研究開発の進め方

a)の工程に示された判断ポイント(HP SW-1)までの目標と課題及びその進め方を b)のようにまとめました。

1F から発生する事故廃棄物は、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは異なる特徴を持っています。このため、安全に事故廃棄物の処分を行うための見通しを得るために研究開発を、廃棄物の性状の把握及び事故廃棄物の処理に関する研究と連携しながら進めていく必要があります。2013 年度には、HP SW-1 (2017 年度)までの目標である「固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ」に向けての処分に関する研究開発の進め方を具体化しました。また、処分の安全性に係る基礎的な検討として、既存の処分概念等に関する情報整理、事故廃棄物に適した処分概念の検討を進めました。

(1) 処分に関する研究開発の進め方の具体化

事故廃棄物の処分に関する検討を効果的に進めるためには、判断ポイント HP SW-1 (2017 年度) と HP SW-2 (2021 年度) (図 1 a)) の考え方や検討課題を考慮し [1]、それぞれの判断ポイントまでの処分に関する検討の目標を具体的に設定する必要があります。そこで、それぞれの判断ポイントまでの具体的目標を以下のように定めて処分に関する検討を行うこととしました。

- ・ HP SW-1：事故廃棄物のそれぞれの種類の廃棄物に適用可能と考えられる処分概念の候補とその評価

手法の提示

- ・ HP SW-2：不確実性を考慮した処分場設計、安全評価を通じた処分概念候補やその評価手法の絞り込み、処分概念の合理化・高度化及びそれらに基づく処分の安全性と実現性の見通しとその論拠の提示

上記の目標を達成するための主要な研究開発項目として以下の三つを設定し、それら研究開発項目の関係と進め方を図 1 b) に示すフローとして整理しました。

- ・ 既存の処分概念等に関する情報整理 (HP SW-1)
- ・ 事故廃棄物に適した処分概念の検討 (HP SW-1&2)
- ・ 事故廃棄物の処分の安全性及び実現性に関する検討 (HP SW-1&2)

(2) 既存の処分概念等に関する情報整理

事故廃棄物に適用可能な処分概念や安全評価手法を検討する際の基盤情報となる既存の処分概念と安全評価手法の情報の整理を行いました。

既存の処分概念に関する情報整理として、低レベル放射性廃棄物を中心に既存の我が国の処分概念（余裕深度処分、浅地中ピット処分、トレンチ処分）及び海外の特徴的な処分概念の調査を行いました。この調査においては、それぞれの処分概念での安全確保の考え方、規制の考え方、処分場の特徴、対象とする廃棄物の特徴や要件等の整

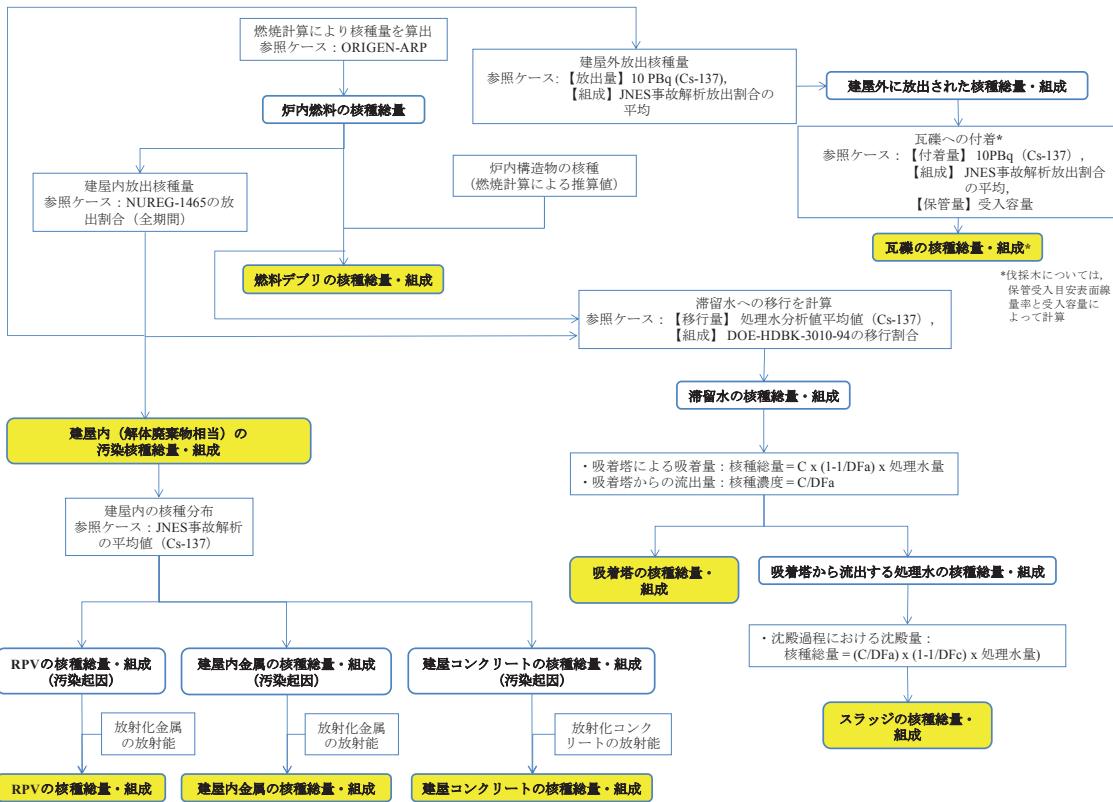


図 2 事故廃棄物のインベントリ推定モデル

事故時における炉内燃料の挙動と事故後の放射性元素の移行挙動を想定し、インベントリ推定のためのモデルを整備しました。

理と、それらの共通点・相違点の把握に着目しました。

また、低レベル放射性廃棄物を中心に既存の我が国の処分概念に対応した既存の安全評価手法の調査を行いました。この調査では、それぞれの安全評価手法が、特定の処分区分・処分概念の評価のために整備されたものであることを踏まえ、安全評価の考え方（含む、前提条件、制約条件等）、シナリオ、モデル、パラメータの整理と、それらの共通点・相違点等の把握に着目しました。

既存の処分概念と安全評価手法の情報においては、事故廃棄物への適用性の検討に資するように、以下の点に留意して調査結果を整理しました。

- ・既存の処分概念や安全評価手法のそれぞれの特徴や共通点・相違点の比較の容易さ
- ・事故廃棄物の特徴（核種組成、物量、共存物質等）との対応付けの容易さ

（3）事故廃棄物に適した処分概念の検討

事故廃棄物に適した処分概念の検討を進めるために、以下の三つの項目についての検討を段階的に進めることとし、2013年度は基礎的な検討を開始しました。

- ① インベントリ評価等に基づく処分区分の検討と評価対象核種の検討
- ② 事故廃棄物の特徴とそれによる処分概念への影響の把握
- ③ 感度解析等に基づく処分概念の適用性の検討

①については、まず、インベントリ評価として、主要な廃棄物である燃料デブリ、汚染水処理二次廃棄物、瓦礫・伐採木、解体廃棄物を評価対象とし、事故時における炉内燃料の挙動と事故後の放射性元素の移行挙動を想定して、種々の事故廃棄物のインベントリを推定するためのモデルを整備しました（図2）。このモデルの整備においては、放射性元素の移行に関するモデルパラメータを、既存文献の情報及び実測値に基づいて推定される移行の特性の情報等を活用しながら設定しました。また、事故廃棄物が既存廃棄物のどの処分区分に相当するか等を概略的に把握することを目的に、前述のモデルに基づくインベントリの推定結果等を用いて事故廃棄物の濃度（C）を概算し、既存の低レベル廃棄物についての $10 \mu \text{Sv/y}$ 濃度（D）との比較（D/Cの算出）を行いました。

②については、燃料デブリや汚染水処理二次廃棄物に含まれる可能性のある共存物質についての調査を継続し、それらのバリア材料や核種移行への影響の可能性についてまとめました。

③については、地層処分システムの安全評価において用いるパラメータがどのような仕組みで安全性に影響を与えるかの把握・理解を、解析解を用いて行いました。また、主要なパラメータの変動が安全性に与える影響のより詳細な確認やパラメータの変動に伴う支配核種の変化に関する検討を、数値解析コードを用いた感度解析的手法により行いました。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業としてIRIDが受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

- 《参考文献》 ・日本原子力研究開発機構、「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（事故廃棄物処理・処分概念構築に係る技術検討調査）報告書」、2014
- 《引用文献》 [1] 廃炉対策推進会議（2013）：“東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ”、平成25年6月27日

4 海水注入の影響把握とその対策に向けて

—燃料集合体等の健全性及びその保管処理への影響把握—

原子力基礎工学研究センター 機器健全性評価研究グループ 上野文義
福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 田口克也

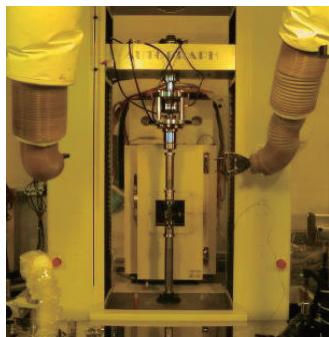


図1 ホットセル内の引張試験装置

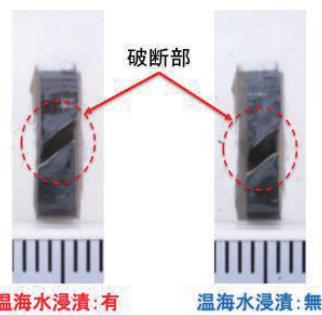


図2 引張試験後の試験片の様子

海水浸漬が材料へ与える影響を引張試験の結果から評価します(図1)。海水に浸漬したものとしないものの破断の様子は同じでした(図2)。

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の事故では、地震後の津波の影響により原子炉建屋の格納容器上部にある使用済燃料プール(SFP)の冷却機能が失われ、更に水素爆発により建屋が大きく損傷し、SFP内の燃料集合体が水中から露出する危惧がありました。このため、1F2~4ではSFP内の水位を維持するために建屋の外部から注水が行われ、その際一時的に海水が使われました。その後、SFPの注水冷却系が作動し冷却水中の海水由來の塩化物イオン濃度は大幅に低下しましたが、一旦海水が注入されたSFP内では、燃料集合体の表面やすき間部に海水成分が付着、残留して、燃料材料の腐食の進行に影響を与える可能性も考えられます。

現在実施中のSFPからの燃料集合体の取出し作業とその後の共用プールにおける長期的な保管に係る多くの作業を安全かつ確実に実施するため、これまで経験のない海水由來の成分を含む水環境と放射線に同時に晒された燃料部材の劣化損傷の有無を調べる必要があります。また、SFP内の燃料集合体は、当面は共用プールに移送・保管されますが、その後の処理方策を検討しておく必要があります。処理方策の一つとして再処理がありますが、海水成分の付着、ガレキの同伴、損傷、構造強度の低下等の可能性がある使用済燃料集合体を再処理する場合の再処理工程に与える影響の検討も必要です。これらの検討を行う上で、1FのSFP内から取出された燃料集合体の検査結果は重要な情報となります。東京電力では1F4のSFPから未使用燃料集合体を取り出し共用プールで外観検査を行いましたが、更に詳細な検査を一部の燃料部材について原子力機構で行いました。一方、放射線(γ 線)の影響に関する基礎的な研究を実施することが、各種検査や試験の結果を理解すると共に将来の材料劣化損傷や再処理工程で起こり得る課題を予測し対策を講じるために重要です。

以下では、1F燃料集合体等の健全性、保管及び処理への海水注入の影響に係る研究の概要を紹介します。

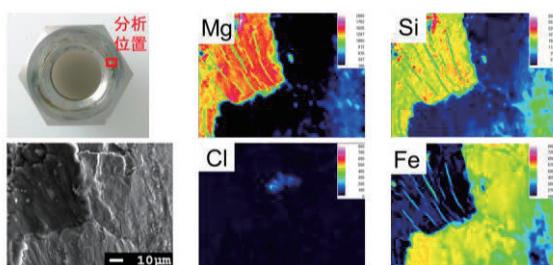


図3 1F4未使用燃料から採取された部材の検査結果

事故時にSFP内に保管されていた燃料集合体から採取された各種部材の表面付着物を詳細に分析しました。

(1) 使用済燃料を用いる材料健全性の評価

事故時に1F1~4のSFPには合計約2700体の使用済燃料集合体が保管されていました。それらの燃料の被覆管は、原子炉運転中に300°C近い高温水に晒されているので、被覆管表面に酸化皮膜、内部には水素化物が形成されており、未使用の被覆管とは異なる材料状態となっています。そのため、実際に使用した燃料から採取した使用済被覆管を用いて、電気化学試験・腐食試験・強度試験(図1)等を行い、運転中に受けた照射の影響について調べています。特に、1F事故では、使用済燃料が海水に晒されたことと燃料からの放射線を受けていることを考慮して、燃料被覆管であるジルカロイ及び集合体部材のステンレス鋼等について、原子力機構の実用燃料試験施設(ホットラボ)、コバルト60ガンマ線照射施設等を利用して、試験を実施しています。図2は、腐食試験により海水中での良好な耐食性を確認したジルカロイの引張試験後の外観写真です。海水に浸漬しなかったものと同じ様子で破断しており、海水浸漬の機械的特性への影響は伺えませんでした。

(2) 燃料集合体部材の健全性評価

1F4のSFPには未使用の燃料集合体も約200体保管されていました。このうちの2体が2012年夏に取出され共用プールで目視検査が行われました。その結果腐食等による損傷は見つかりませんでした。原子力機構では東京電力の依頼を受け、これらの未使用燃料集合体から採取された部材を実用燃料試験施設においてより詳細に検査しました。この検査の目的は、事故時の海水成分の注入及びSFP内での一時的な高温状態が燃料集合体へ与えた影響を調査することです。特に、現地では観察できなかったすき間部や部材内面の詳細観察、表面付着物の分析と除染可能性の検討を行いました。調査の結果は、SFPからの使用済燃料の取出し作業、共用プールでの長期保管中の健全性確保及び処理・処分法の検討等に役立てられます。検査の結果、燃料の健全性及び取扱いに影響を



図4 東海再処理施設における燃料缶の取扱い(集合体取出し後)

東海再処理施設では燃料缶に収納された被覆管にピンホールのある使用済燃料集合体を受け入れ、再処理を行った事例があります。

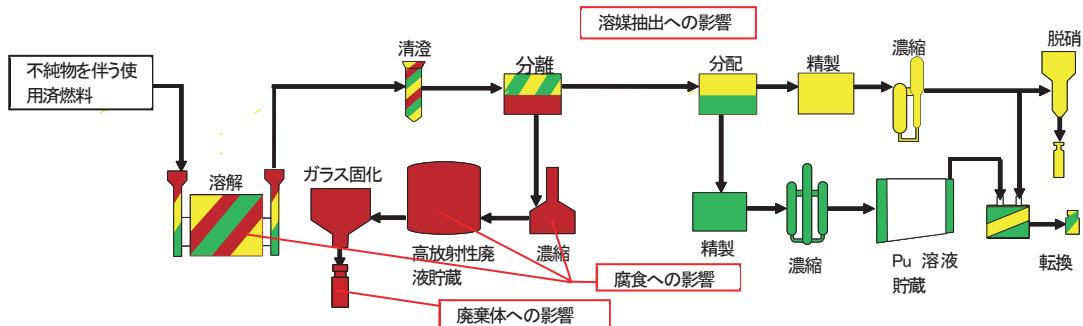


図5 再処理工程で懸念される不純物の影響

再処理工程では使用済燃料を硝酸で溶解し、溶媒抽出により有用なウランとプルトニウムを回収します。海水やガレキ等の不純物を伴う使用済燃料を再処理する場合、不純物成分がウラン・プルトニウムと共に溶媒に抽出されないか、不純物により機器の腐食速度が増加しないか、不純物がガラス固化体の健全性に影響しないかなどを確認しておく必要があります。

及ぼすと考えられるような腐食痕やき裂等は確認されませんでしたが、海水成分に由来するMg及びSiを含む固着物が表面に検出されると共に、すき間部の付着物に微量な塩化物イオンが検出されました（図3）。今後これらが材料に与える影響の検討を行います。

(3) 海水を含む水の放射線分解現象の把握

水に γ 線等の放射線が照射されると分解反応（放射線分解、ラジオリシス）が起り、酸素、水素等と共に、材料の腐食に影響するラジカル種、過酸化水素が生成します。しかし、海水成分を含む水の放射線分解はよく分かっていませんでした。そのため、海水成分と放射線分解で生成する物質が材料に与える影響を調査するために、海水成分を含む水の放射線分解に関する計算解析とその結果を検証する放射線照射試験を実施しています。これまでに主要な海水成分の影響を取り入れた計算解析コードを開発し、その検証試験をガンマ線照射施設で行い、開発した解析コードが実験結果を精度良く再現できることを確認しています。

(4) ポール内損傷燃料等の処理検討

1F各号機のSFPに貯蔵されている燃料集合体のうち、1F2~4のものについては海水に晒されており、1F1、3、4のものについては落下したガレキによる変形・損傷や燃料集合体へのガレキの同伴の可能性があります。このため、これらの変形・損傷等の可能性のある使用済燃料集合体（損傷燃料等）が通常の集合体と同様に再処理することが可能かの検討を以下のように実施しています。

① 国内外における損傷燃料等の情報の収集

再処理施設のSFPでの損傷燃料等の取扱いを検討する上で、共通する事項が多い原子力発電所のSFPでの取扱いが参考となります。このため、国内外における損傷燃料等の取扱い実績、損傷状態の確認方法、取扱い方法等の調査を実施しました。また、国内では東海再処理施設で燃料缶と呼ばれる容器（図4）を用い、被覆管にピンホールのある燃料や燃料片等を再組立した燃料を再処理した事例、また、国外の再処理施設では損傷燃料を補修、容器への収納、カプセル化等の処置を行い再処理した事例があり、その取扱い方法等の調査を実施しました。これらの調査結果を基に損傷燃料等の取扱いに係る技術的課題や対応策等について整理しました。

② 再処理工程における影響評価

再処理施設には海水やガレキ等の不純物は通常持ち込まれず、これらの不純物を伴う燃料集合体を再処理する場合には、溶媒抽出への影響、機器の腐食への影響、ガラス固化への影響等が懸念されます（図5）。

このため、海水やガレキの模擬物質を用いた硝酸溶解試験、溶媒抽出試験、腐食試験等を行い、再処理工程の影響評価を行っています。これまでの試験の結果及び推定される不純物の量から、不純物による再処理工程への大きな影響はないと考えられますが、今後、より現実に近い溶液を用いた試験やガラス固化への影響を把握する試験を行っていきます。

4-1 海水と放射線が材料に与える影響を評価する

—燃料集合体材料の健全性評価—

原子力基礎工学研究センター 機器健全性評価研究グループ 本岡隆文
安全研究センター 材料・水化学研究グループ 端邦樹

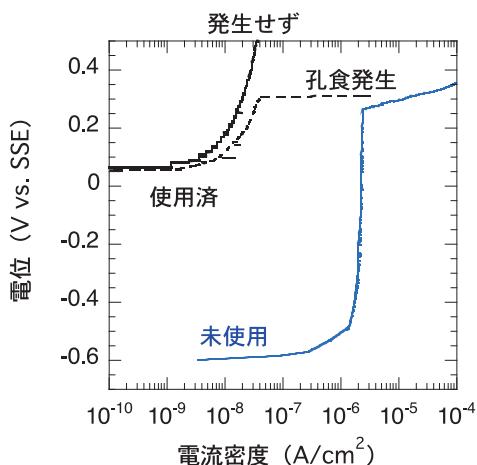


図1 8倍希釈人工海水で使用済燃料被覆管と未使用被覆管の孔食発生の難易の比較

酸化膜がある使用済燃料被覆管は酸化膜のない未使用燃料被覆管より孔食電位は高く孔食が発生しにくいことが分かりました。

SFPに保管されていた使用済を含む燃料集合体は、その最終処分までの長期保管中における健全性維持が重要となります。使用済燃料集合体の健全性維持で懸念される事象としては、燃料を密閉する燃料被覆管や集合体の構造を保持する部材の腐食による損傷が考えられます。以下に、燃料集合体材料の長期健全性評価に係る取組を紹介します。

(1) 燃料被覆管の電気化学的手法による健全性評価

1F事故では、電源喪失により緊急措置として1F2~4のSFPに海水注入されました。このことにより、通常運転時の高純度水と異なる海水混入水が原因の腐食が懸念されます。その一つは孔食です。燃料被覆管に孔食が起こり貫通孔ができた場合、放射性物質が被覆管外部に漏出し環境汚染の恐れがあります。

そこで、海水混入水で燃料被覆管に孔食が起こる可能性を調査しました。SFPには使用済と未使用の燃料が保管されていますので、使用済と未使用被覆管について、電気化学的手法から得た孔食電位を指標にして孔食発生の可能性を評価しました。

室温で希釈した人工海水中に、使用済及び未使用の燃料被覆管からそれぞれ作成した試料を浸して、孔食電位の測定を実施しました。その結果、数10μmの酸化皮膜を有する使用済燃料被覆管の孔食電位は、酸化皮膜のない未使用燃料被覆管よりも高く、孔食が発生しにくいことが分かりました。(図1)。また、海水希釈率が高い(海水成分の塩化物イオン濃度が低くなると)と孔食電位は高くなりました。このことは、塩化物イオン濃度が低くなると孔食発生が困難になることを意味しています。現在のSFP及び共用プールの塩化物イオン濃度は100ppm以下に管理されており、燃料被覆管に孔食発生する可能

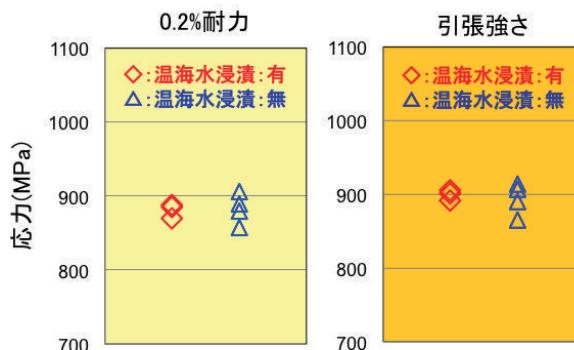


図2 80°C人工海水に300時間浸漬した使用済被覆管の強度特性
強度特性に海水浸漬の影響は認められませんでした。

性の低い環境となっています。

(2) 燃料被覆管の引張試験による健全性評価

海水を注入したSFPに保管されている燃料集合体の健全性評価の一環として、使用済燃料被覆管と人工海水を用いた浸漬腐食試験と室温でのリング引張試験を実施しました。試験材は、1Fと同じ原子炉型である沸騰水型原子炉(BWR)で使用された被覆管で、燃焼度は約50GWd/tです。

海水が注入された事故初期のSFPの状況を想定して、腐食試験では、長さ15mmに切断した被覆管を80°Cの人工海水に300時間浸漬し、その後、取出して腐食状況を調査しました。また、温海水に浸漬されたことにより被覆管の機械的特性に変化が見られるか、浸漬腐食試験を終えた被覆管を用いたリング引張試験で調査しました。機械特性データとして、0.2%耐力、引張強度、伸びを得ました。

腐食試験では、被覆管に試験前後で重量の増減は認められず、外観及び断面観察では浸漬時に生じたと考えられる腐食痕跡は認められませんでした。また、リング引張試験では、温海水浸漬した試料と未浸漬の試料とで機械特性は同じであり変化は認められませんでした(図2)。これらの結果から、海水注入されたSFPに保管されている使用済燃料被覆管の健全性が損なわれている可能性は低いことが分かりました。

(3) 燃料集合体部材の健全性評価

2012年8月に1F4のSFPから取出された未使用燃料集合体は、共用プールでの目視調査の結果、目視できた範囲では燃料部材には腐食等は認められませんでした。目視観察できなかった範囲を含めて、燃料部材の詳細な

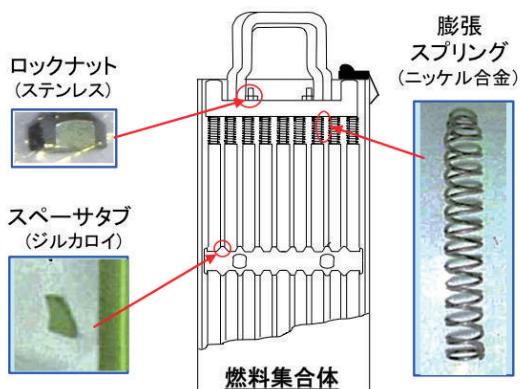


図3 詳細検査した燃料集合体部材の外観写真

材料の異なるロックナット、スペーサタブ、膨張スプリングを検査しました。

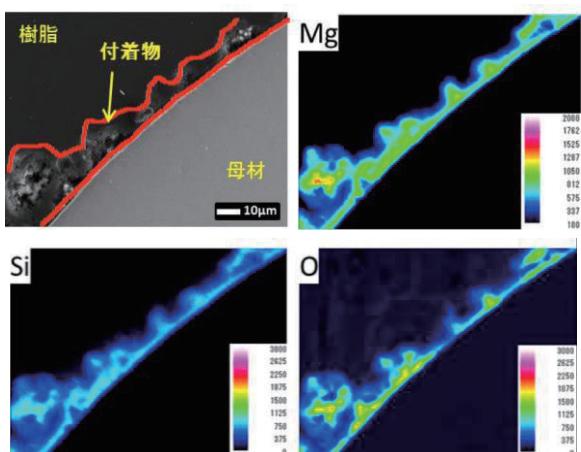


図4 1F4 燃料プールから取出した未使用燃料部材(膨張スプリング)断面の元素分布の様子

腐食の痕跡はなく、海水成分(Mg, Si)が表面に付着していました。

検査を実施するため、2013年7月に、燃料部材（ロックナット、スペーサタブ、膨張スプリング：図3）を、1Fから原子力科学研究所に移送し電子顕微鏡等を用いて詳細検査を実施しました。

デジタルマイクロスコープによる低倍率での観察及び電子顕微鏡を用いた高倍率での観察で、燃料部材の外表面・内表面及び断面に腐食損傷部分は観察されませんでしたが、部材の内外表面に数 $10\mu\text{m}$ の厚さの付着物があることを確認しました。膨張スプリングの付着物について、その構成元素を電子線マイクロアナライザにより分析したところ、付着物は海水の成分であるMg, Siを含む酸化物であることが分かりました（図4）。また、金属材料の腐食に影響を及ぼす塩化物イオンは付着物中にはほとんど存在していませんでした。

(4) 海水を含む水の放射線分解現象の把握

炉心、SFP等の構造物が海水成分を含む水に晒されること、原子炉設計時の想定はない事象です。放射線場においては水分子の放射線分解（ラジオリシス）が起こって過酸化水素などの腐食性の生成物が発生します。

《参考文献》

- T. Motooka et al., "Effect of gamma radiolysis on pit initiation of zircaloy-2 in water containing sea salt", J. Nucl. Sci. Eng., 51 (2014) 987-995.
- 本岡、上原ほか、1F4未照射燃料から採取した燃料部材の詳細検査、日本原子力学会2014年春の年会、予稿集、G06、G07、2014

《引用文献》 [1] 井上ほか、海水を起源とする水溶液中での鋼の放射線腐食における臭化物イオンの重要性、材料と環境2014, D-311.

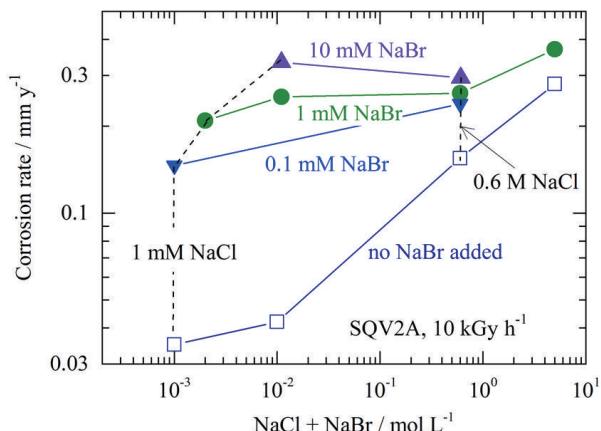


図5 塩化物イオン・臭化物イオンを含む水溶液中における低合金鋼(SQV2A)のガンマ線照射下での腐食速度^[1]

希薄NaCl溶液にNaBrを添加すると腐食速度は増加しました。

ここに海水成分が存在した場合、水の放射線分解挙動が影響を受けたそれらの生成物の量変化や、海水成分に由来する新たな腐食性の生成物の発生等の可能性があります。

そこで、海水成分を含む水が放射線分解することにより、どのような水質環境になり得るのかを把握するために、海水を含む水の放射線分解挙動を予測するための計算コードの整備を進めています。

これまでの研究から、海水成分のうち塩化物イオン(Cl⁻)、臭化物イオン(Br⁻)が、海水成分を含む水の放射線分解挙動に影響を与えていたということが分かってきました。特に臭化物イオンは、海水中の濃度が塩化物イオンの数百分の一であるにもかかわらず、水の放射線分解によって生成する水素や過酸化水素の生成量を塩化物イオンよりも増大させる効果がありました。

このような現象の数値解析結果を受けて、現在は海水成分を含む水の放射線分解挙動と材料の腐食との関係について、数値解析と腐食試験の比較検討を行なながら、前述した計算コードの高度化を図っています。

図5は、Arガスで脱気した1mM NaClの希薄な濃度から海水相当の0.6M NaClまでの塩化物イオンを含む水にNaBrを添加した溶液に低合金鋼(SQV2A)を浸漬しγ線を約10kGy/hで約3日間浸漬した際の腐食速度を示したものです[1]。比較的希薄なNaCl水溶液では、微量のBr⁻を添加することで照射下の腐食速度が顕著に増加するという結果が得られています。

4-2 海水等の影響を受けた燃料集合体の保管・処理に向けて

—プール内損傷燃料等の処理検討—

福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ 田口克也



図 1 損傷燃料用容器の例 [1]

イギリスではマルチエレメントボトルと呼ばれる容器を用いて、損傷燃料を輸送し、再処理を行った事例があります。

1F1～4 の SFP に貯蔵されている燃料集合体のうち、1F2～4 のものについては海水に曝されており、1F1、3、4 のものについては落下したガレキによる変形・損傷や燃料集合体へのガレキの同伴の可能性があります。これらの燃料集合体は、より安定的な貯蔵のため、使用済燃料プールから取出し、発電所内にある共用プールに移送を行っています。これらの燃料集合体は、当面の間、共用プールで保管しますが、今後の廃止措置に向け、それ以降の取扱いを決める必要があります。

本件は、これらの損傷等の可能性のある損傷燃料等の処理方策の 1 つである再処理を行った場合の再処理工程における影響の有無を把握し、最終的には損傷燃料等の再処理が可能かを判断するための指標を整備することを目的としています。これに資するため、国内外における損傷燃料等の情報の収集や再処理工程における影響を把握するための試験等を実施しています。

(1) 国内外における損傷燃料等の情報の収集

1F の SFP に貯蔵されている燃料集合体の取扱いに係る技術的課題の抽出、対応策の検討に資するため、国内外の原子力施設における損傷燃料等の取扱いに係る事例、取扱い要件、判断基準等の文献調査を実施しました。損傷燃料等の取扱い方法は各国の規制要件等の違いにより異なりますが、軽度の損傷であれば通常の燃料と同様に取扱い、そうでない場合には燃料集合体の容器への収納、燃料棒の取換え・補修等の措置を行っています。

また、国内外の再処理施設における損傷燃料等の再処理事例についても調査を実施しました。国外再処理施設における主要な損傷燃料の再処理事例として、イギリスとフランスの事例があります。イギリスの THORP 再処理施設では、マルチエレメントボトルと呼ばれる容器を用いて損傷燃料を輸送し、再処理を行った例やワイヤー等で補強した損傷燃料の再処理を行った例があります（図 1）。フランスでは、損傷燃料を補修、容器への収納、カプセル化等の処置を施した上で、La Hague 再処理施設に輸送し、再処理を行った例があります（図 2）。

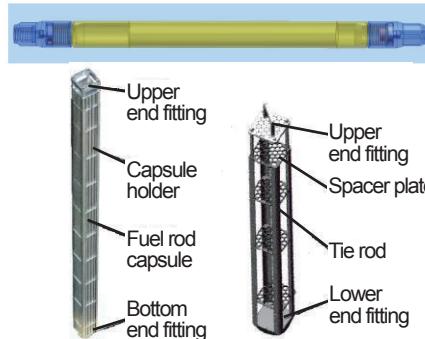


図 2 損傷燃料用カプセル・キャニスターの例 [2]

フランスでは損傷した燃料棒をカプセル化し（上図）、集合体形状にするキャニスターに入れ（下図）、再処理を行った事例があります。

国内再処理施設においては、著しく損傷した燃料の再処理事例はありませんが、参考になる事例として、東海再処理施設において、密封性を有する燃料缶に収納された被覆管にピンホールのある燃料の再処理を行った例や照射後試験に使用した燃料片等を燃料集合体形状に再組立てた燃料の再処理を行った例があります。

これらの調査結果は、1F の SFP に貯蔵されている燃料集合体に損傷があった場合の取扱いの参考となります。また、1F 特有の海水成分の付着やガレキの同伴に関する再処理工程への影響は別途評価する必要があります。

(2) 再処理工程における影響評価

海水成分やガレキの除去が困難な燃料集合体を再処理する場合、再処理施設における使用済燃料のせん断、硝酸での溶解の過程でこれらの不純物は再処理工程内に移行することになります。このため、移行した不純物の工程内挙動や工程への影響を把握する必要があります。

①不純物の工程内挙動評価

ガレキとしてコンクリート片が使用済燃料溶解槽に移行することを想定した、モルタルの硝酸への溶解試験を実施し、溶解率の低い Si を除き、主成分の殆どが硝酸溶液に移行することを確認しています

（図 3）。このため、抽出工程における不純物の影響を把握するため、モルタル成分及び海水成分を含む硝酸溶液の溶媒抽出試験を実施し、不純物成分の分配比（有機相/水相）は文献値同様に低いことを確認しており、不純物成分がウラン・プルトニウム製品に移行する可能性は低いと考えられます（図 4）。

今後、模擬核分裂生成物やウラン・プルトニウムを用いた、より実際の溶液に近い条件での溶媒抽出試験を実施し、不純物によるウラン・プルトニウム抽出への影響等を評価していきます。

②不純物による腐食影響評価

再処理施設の機器は、腐食環境に応じ、ジルコニアやステンレス鋼等の耐食性の高い材料を使用していますが、海水成分には腐食の考慮が必要な塩化

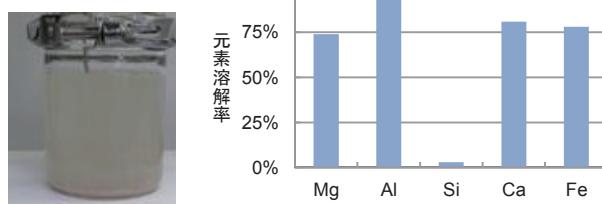


図 3 模擬ガレキの硝酸溶解試験

模擬ガレキ(モルタル)の硝酸溶解試験では、ケイ素以外の成分の溶解率は高いことを確認したことから、不純物は使用済燃料の溶解液に移行すると考えられます。

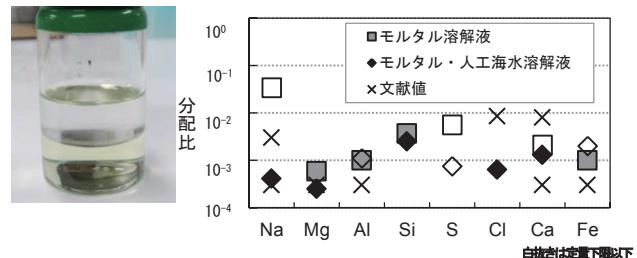


図 4 不純物成分の溶媒抽出試験

溶媒抽出試験では、不純物成分の分配比(有機相/水相)は非常に低く、ウラン・プルトニウムと共に有機溶媒に抽出される可能性が低いことを確認しました。

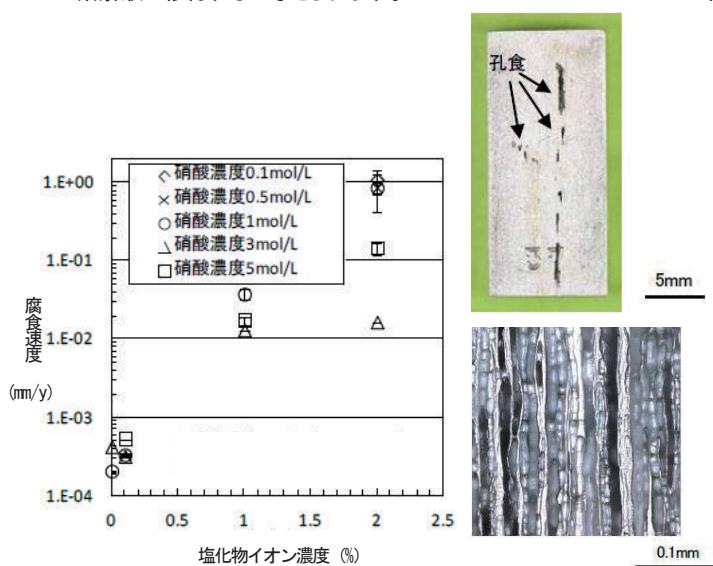


図 5 再処理機器材料の腐食試験(SUS316L の例)

塩化物イオン等の腐食影響を把握するため、主要な機器材料の浸漬試験を行い、一部の条件で、孔食の発生や腐食速度の増加が認められています。

物が含まれていることから、不純物を含む溶液を取扱う機器について腐食影響を把握する必要があります。このため、不純物が移行する可能性の高い代表的な機器の材料について、硝酸に不純物成分を添加した模擬液を用いた浸漬試験及び電気化学試験を実施し、一部の条件において、孔食の発生や腐食速度の増加の可能性が認められました(図 5)。

推定される不純物の量から、その影響は低いと考えられますが、今後、核分裂生成物が共存する条件や放射線を照射した条件での腐食試験を実施し、不純物による腐食影響を評価していきます。

③不純物の廃棄体への影響評価

これまでの評価から燃料集合体に同伴する不純物は、使用済燃料中に含まれる核分裂生成物と共に高放射性廃液に移行すると考えられます。高放射性廃液はガラス原料と混ぜ、ガラス固化体にするため、

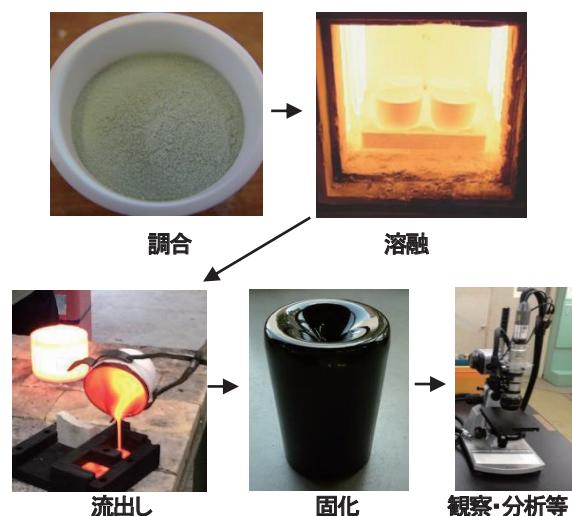


図 6 不純物のガラス固化への影響評価(イメージ)

不純物が高放射性廃液に移行することを想定し、不純物成分を添加した条件でガラス試験片を作製し、均質性の評価や物性値の取得を行います。

不純物成分がガラス固化体の健全性等に与える影響を評価する必要があります。今後、不純物成分を含む条件でのガラス試験片を作製し、各種の分析、析出物の観察等により、ガラス固化体への影響を評価していきます(図 6)。

1F4 の SFP に貯蔵されていた使用済燃料集合体 1331 体は共用プールへの移送を終了しており、そのうち 4 体については外観点検を実施し、燃料棒の変形や被覆管の損傷がないこと及び集合体内にガレキが混入していることが確認されています。また、1F1~3 の SFP に貯蔵されている使用済燃料の状態は明らかになっていません。本件では今後も現地の調査結果等を反映しつつ、将来の処理・保管方法の決定に向け、損傷燃料等の再処理時の影響の検討を実施していきます。

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業として IRID が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

- 《参考文献》
- 栗飯原はるか ほか、使用済燃料に同伴する燃料プール内不純物の抽出工程影響評価；(1) 不純物の抽出挙動、日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集、D30、2014
 - 佐野雄一 ほか、再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価；(1) 高放射性廃液貯槽材料の腐食評価、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、G11、2014
 - 入澤恵理子 ほか、再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価；(2)沸騰機器の腐食評価、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、G12、2014

- 《引用文献》
- [1] A.H.C.Callaghan,*et al.*, The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield, 2005.
 - [2] Nathalie Allimann, AREVA Solutions for Transport and Dry Interim Storage of Damaged Fuel, PATRAM 2013, 2013.

5-1 研究開発拠点施設の整備

—遠隔操作機器・装置の開発・実証試験施設と放射性物質の分析・研究施設—

福島廃炉技術安全研究所 河村弘

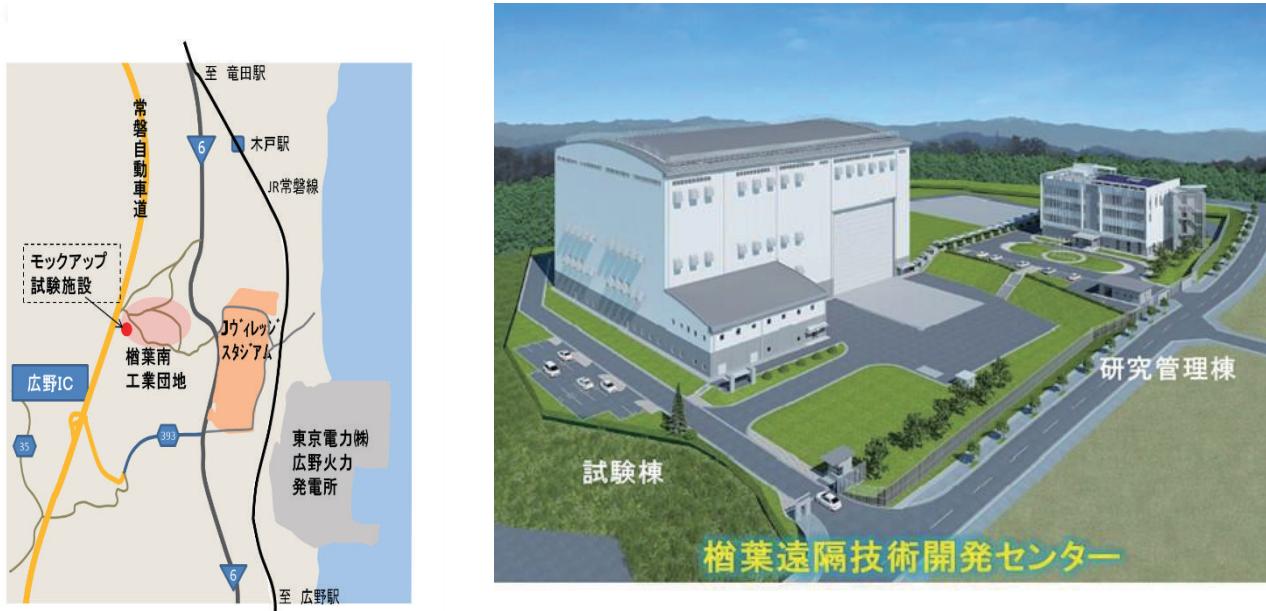


図 1 モックアップ試験施設(イメージ図)

遠隔操作機器・装置実証試験施設(モックアップ試験施設)は、福島県楢葉町に整備し、2015年度末までに竣工を予定します。また、本施設を有する研究拠点の名称を「楢葉遠隔技術開発センター」としました。

福島廃炉技術安全研究所（2013年4月発足）が、1Fの廃止措置の加速のために取組む課題は、二つに大別されます。

一つは、原子炉からの燃料デブリ（原子炉格納容器（以下、PCV）内の燃料集合体が溶けて、他の炉材と共に固まつたもの）の取出しに係る技術開発です。もう一つは、1Fの廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発です。

そのため、これら技術開発を行う遠隔操作機器・装置の開発・実証試験施設（以下：モックアップ試験施設）と放射性物質の分析・研究施設（以下：分析・研究施設）の2施設の整備を現在進めています。両施設の整備は、東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（中長期ロードマップ）を基本としています。

また、両施設では、関連する研究者のみならず幅広い専門分野の研究者が知見を持ち寄り、研究・技術開発が実施できる体制の構築や、科学技術の向上、安全基盤の強化、並びに地域との共生にもつながる形を目指しています。ここでは、各施設の現在の整備状況等を、以下に示します。

(1) モックアップ試験施設の整備

燃料デブリの取出しに関しては、1) 現場状況の調査、2) 除染及び3) PCV下部の漏洩箇所の止水のために、遠隔操作機器（ロボット）の開発が当面の課題となります。また、実際の燃料デブリの取出し作業に際しては、作業者が立ち入れない場所もあることから、上記の他にも遠隔操作機器の開発が必要となります。これらの技術を開発

するため、モックアップ試験施設は、福島県楢葉町に整備します（2014年8月工事契約締結、2015年度末までに竣工予定）（図1）。

モックアップ試験施設は、試験棟（1階建てで60m×80m×40m）と研究管理棟（4階建てで35m×25m×20m）から構成されます。試験棟には、PCV下部の漏洩箇所の補修・止水技術の実証試験、1F建屋での調査、除染等のために必要な遠隔操作機器の開発実証試験を実施するための各種試験設備が設置されます。加えて、遠隔操作機器の開発にあたり、機器を製作する前に機能を確認し、開発を効率化するロボットシミュレータについても、他の研究機関と協力しながら開発・導入する予定です（図2）。研究管理棟には、遠隔操作機器による作業手順の検討や作業者の訓練を行うための最新のバーチャルリアリティシステムの開発・導入を計画しています（図3）。

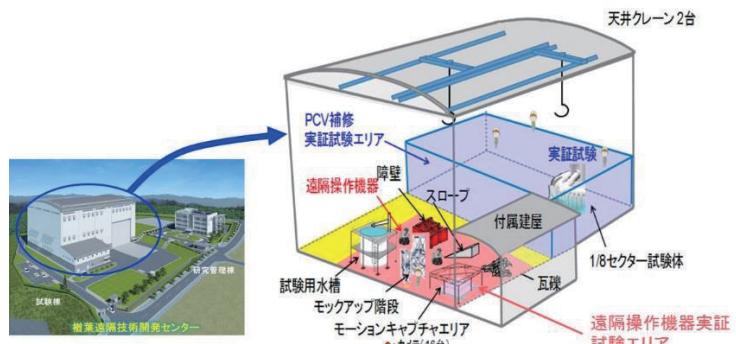


図 2 モックアップ試験施設の試験棟内の設備配置例

試験棟では、PCV修復実証試験エリア（1/8PCV下部模擬試験体を設置）、遠隔操作機器実証試験エリア（水槽、障壁、スロープ、階段、モーションキャプチャ等ロボットの性能確認を行う装備を設置）に分かれています。

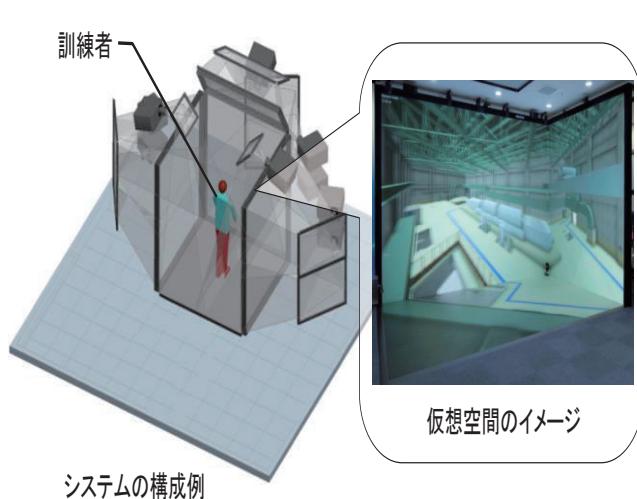


図 3 浸入型バーチャルリアリティシステムの構成例

本システムは、効率的な作業訓練等に資することを目的に、例えば、仮想現実空間の中で、計画した作業を実施することにより、作業方法・手順等が適切かの確認、人が立ち入れない現場の体験、作業環境、作業方法・手順の理解促進を図る等作業員の教育及び遠隔操作装置の操作訓練を行う予定です。

(2) 放射性物質の分析・研究施設の整備

1F 内の放射性廃棄物の処理・処分に関しては、放射性廃棄物の性状（放射性核種の種類や物理特性の評価等）の分析・評価や放射性廃棄物保管中の安全性の評価、放射性廃棄物を廃棄体化するための開発・実証試験、処分の安全性を評価する技術等が必要となります。これらの技術開発を行うための施設として、大熊町の 1F 隣接地に「分析・研究施設」の整備を進めています。同施設は、低放射線量のガレキ類、汚染水二次廃棄物等を扱う「第 1 期整備施設」、高放射線量の汚染水二次廃棄物及び燃料デブリ等を扱う「第 2 期整備施設」から構成され、各々 2018 年度及び 2020 年度からの運用開始を目指しています（図 4）。

分析設備例

分析・研究施設で取り扱う分析対象物		
ガレキ類	ガレキ、伐採木、土壤 等	
汚染水二次廃棄物	スラッジ(除染装置内の沈殿物等)、吸着材(吸着塔内のゼオライト等)、淡水化処理材 等	
燃料デブリ等	燃料デブリ、炉構造材、解体廃棄物 等	

図 4 分析・研究施設の分析設備例と分析対象物

分析・研究施設では、低線量から高線量までの放射性物質を扱うため、フード、グローブボックス及びセルを装備し、ガレキ類、汚染水二次廃棄物及び燃料デブリ等の幅広い分析対象物に対応する予定です。

(3) 魅力ある研究開発拠点を目指して

研究開発拠点の整備にあたっては、中長期ロードマップを念頭に置いた整備を基本に、2014 年度は、次の内容を実施しています。

- ① モックアップ試験施設は、建設を開始し、2016 年度からの本格運用に向けて準備を進めます。なお、本施設を有する研究拠点の名称を「楢葉遠隔技術開発センター」としています。
- ② 分析・研究施設は、詳細設計を開始すると共に、特定原子力施設の附属施設としての認可申請、保安管理や運営体制の構築等を関係機関と協力し準備を進めます。

国内外の英知が結集し、廃止措置に係る研究開発を進めると共に、原子力施設の廃止措置等に関する研究開発成果の発信基地として、新たな研究課題への挑戦、若手研究者・技術者の育成等も行うことで、魅力的な研究開発拠点の実現を目指していきます（図 5）。

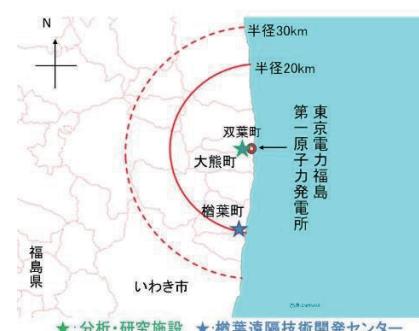


図 5 整備する研究開発施設と立地場所

《参考文献》

- H. Kawamura, et. al. "JAEA ACTIVITIES TOWARD CONSTRUCTION OF ADVANCED RESEARCH FACILITIES TO ACCELERATE DECOMMISSIONING OF TEPCO'S FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR POWER STATION", 6th ISMTR, Oct. 28-31, 2013.
- 有井 祥夫、「東電福島第一原子力発電所の廃炉技術開発に係る試験施設の整備状況」、第 26 回原子力施設デコミッショニング技術講座、Oct. 28, 2013.
- 河村 弘、「福島県楢葉町における遠隔操作機器等の開発・実証施設整備構想」、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発と基盤研究に関するワークショップ第 2 回、第 5 回、Oct. 8, Nov. 26, 2013
- 河村 弘、「浜通りから切り拓く原子力災害対応ロボットの開発拠点構築」第 30 回産学官交流のつどい、July.7, 2014

5-2 1F 汚染水対策タスクフォースの活動

—これまでの活動実績—

福島研究開発部門 企画調整室 渡辺将久

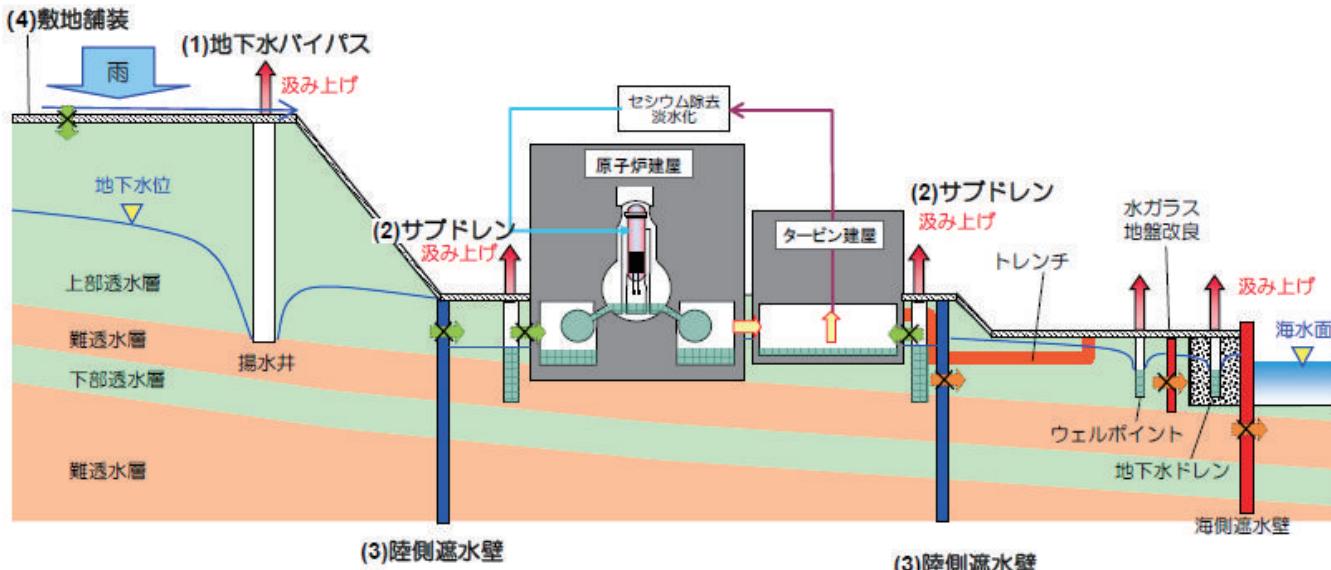


図 1 地下水流入抑制対策

地下水流入量を低減するために、(1)地下水バイパスによる地下水汲み上げ、(2)建屋近傍の井戸(サブドレン)での地下水汲み上げ、(3)凍土方式陸側遮水壁の造成、(4)雨水の土壤浸透を抑える敷地舗装など重層的対策を講じています(経済産業省廃炉・汚染水対策福島評議会第4回資料4-2より引用)。

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の現場においては、貯槽タンクからの高濃度汚染水の漏えい、多くの地下水の原子炉冷却水への浸入、湾岸付近の地下水の汚染や海への流出等緊急に解決しなければならない幾つもの大きな問題を抱えており、多くの支援を必要としている状況にあります。

本状況に対して、平成25年9月3日の原子力災害対策本部より、国が前面に出て、必要な対策を実行していく基本方針が出されました(図1)。また、廃炉対策推進会議事務局会合においても、資源エネルギー庁、有識者から日本原子力研究開発機構(以下、機構)へ支援要請が出されています。機構としては、これまで19の個別プロジェクトに関するテーマについて、それぞれの研究開発計画に基づいて実施してきましたが、1Fの現場における課題については、福島県いわき市にある現地事務所を中心に東京電力からの依頼を受けて、汚染状況測定、水の分析等を行ってきました。

しかし、今後は、機構内の関係する各部門、センターからなるタスクフォースを設置し、現在の1Fにおける喫緊の課題に対する東京電力(株)の要請に速やかに対応するとともに、機構自らが積極的に1F全体の状況を俯瞰し、戦略的に取り組んでいくこととし、平成25年10月1日付(理事長達)で、1F汚染水対策タスクフォースを設置しました。本タスクフォースのメンバーについては、機構内専門家の中から幅広く選出し、テーマの変遷に応じて、柔軟にメンバーを増減させてすすめています。

(1) 1Fの現況とタスクフォースとしての検討テーマ

1Fの「汚染水」は、燃料のある建物(原子炉建屋)等

に溜まつたものと、それを汲み出してタンクに溜めたものがあります。降った雨が地下水となって壊れた建物に入り込み、溜まっている汚染水と混じることで毎日400tの汚染水が増え続けています。1日720tの移送した汚染水のうち、原子炉を冷やす水として320tを再利用し、残りの400tを貯水タンクへ貯蔵しています^[1]。海側における汚染状況は、東波除堤とシルトフェンスに囲まれた内側となっています。またトレーンチ内には高濃度の汚染水が滞留しています。

本タスクフォースでは、以下に示す3点を重要ミッションとしています。

- ①地下水流動、核種移行挙動について、発電所敷地地下から港湾内、港湾外への挙動をトータルに評価、解析する手法の確立。
- ②1Fにおける大量の汚染水の多核種除去設備による処理、フランジ型・溶接型タンクでの貯蔵、大循環ループによる冷却等に伴う潜在的なリスクを抽出、評価し、その低減対策の提案。
- ③トリチウム水の海洋への希釈放出に向け、トリチウムとその取り扱いの事実等を広く知ってもらう場の提供。以下にいくつかの成果を記載します。

(2) 1Fを対象とした地下水流動解析

国の東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議における議長(経済産業大臣)指示により設置された汚染水処理対策委員会の第11回(平成25年12月10日開催)会合において、汚染水処理対策委員会の「サブグループ①地下水・雨水等の挙動等の把握・可視化」が実施している地下水流動解析モデルの妥当性の確認結果を報

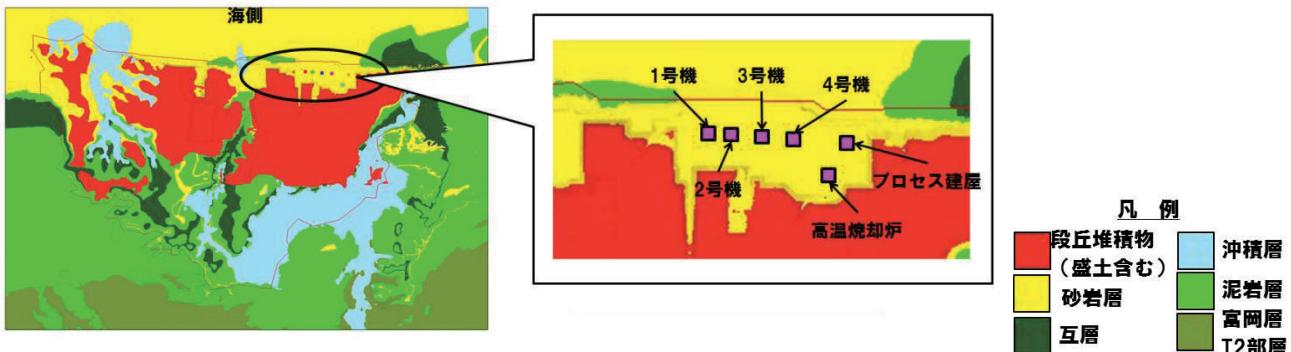


図 2 水理地質構造モデルの構築

1Fに係る東京電力株提供データに基づいて、地質構造モデル作成ツールを用いて構築した三次元地質構造モデルを示したものです。またこの水理地質構造モデルに、建屋への地下水の流入量が確認されている1~4号機建屋、プロセス建屋、高温焼却炉を考慮しました。

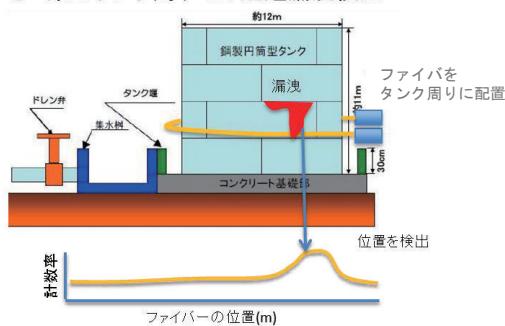
告しました。実施した妥当性確認の解析においては、解析領域や境界条件及び建屋のモデル化方法が異なる解析条件で、機構の解析値とサブグループの解析値を比較し、「対策工実施前の解析結果：地下水位分布」と「対策工を考慮した解析結果：建屋への地下水流入量の低減率」において、整合的であることを確認しました。また汚染水処理対策委員会では、「機構の地下水モデル結果は、これまで検討してきたモデルの妥当性を評価する上で、重要。ゆくゆくは2つのモデルでそれぞれ分析していくということをやっていくべき。」との評価を得ました^[2]。

(3) PSFでの汚染水漏洩監視に係る測定試験

機構ではPSF(Plastic Scintillation Fiber)を用いた放射線分布の計測手法を開発し、様々なフィールドで測定してきました。検出器は中芯部に放射線を感じて発光

【活用案】

○ 案1:タンク周りでの迅速漏洩検知



○ 案2: 堰内雨水中の漏洩検知

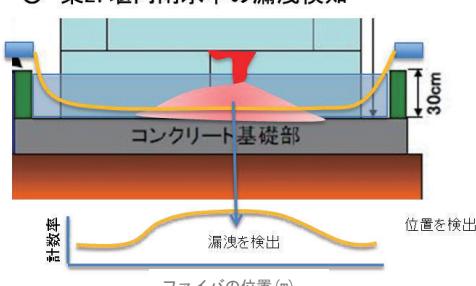


図 3 提案したPSFの活用案

提案したPSFの汚染水貯蔵タンクの漏洩検知への活用案を示す。

するプラスチックシンチレータを使用した光ファイバを採用しています。光ファイバの両端には光電子増倍管を配置し、入射された放射線の数を数えます。また、両端の光センサーが検知した光の到達時間差から検出部の発光位置を特定することができます。汚染水貯蔵タンクからの汚染水漏洩を検知するために、1Fではパトロールによる監視体制を強化して漏洩の有無を監視しています。しかし、常時監視ができないこと等、漏洩検知が困難であることから、機構が開発した50mのファイバを有するPSF検出器を提案し、1Fにて試験を行っています。これまでに機器の感度評価や1Fのバックグラウンド下での汚染水検知が可能であることを確認しています。汚染水問題に関する政府の対応として、現地における政府、東京電力㈱等の関係者の連携と調整を強化するために設置した、汚染水対策現地調整会議第4回（平成25年12月12日開催）で途中結果を報告しました^[3]。

(4) トリチウム研究会の開催

トリチウムの科学とその取り扱いに関する広範な知識と経験を専門家間で共有し、これらの体系的な情報を社会に発信するマスコミ関係者やオピニオンリーダーに伝える機会を提供することを目的に、トリチウム研究会を主催日本原子力学会、後援機構で平成26年3月4日にイイノホール&イイノカンファレンスセンターにて開催しました^[4]。プログラムは、「環境中のトリチウム」、「環境生態系のトリチウム影響」、「トリチウムの分離」等の講演と「総合討論」からの構成でした。トリチウム研究者からの質問が相次いであり、細分化しているトリチウム研究者に対し、トリチウム問題に関する現況の課題を共有でき、この点で開催の趣旨は伝わったと考えています。またトリチウム関係者が自分の専門性をもって現状の課題に関わるべきという意識を持つような雰囲気を醸成するきっかけとなつたと期待しています。

1F汚染水対策タスクフォースでは、引き続き、1Fの廃止措置や汚染水対策の課題に対応していきます。

- 《引用文献》 [1] 廃炉・汚染水対策福島評議会第4回資料、http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140825/140825_01k.pdf
[2] 汚染水処理対策委員会第11回資料、http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131210/131210_01e.pdf
[3] 廃炉・汚染水対策現地調整会議資料、http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131212/131212_01f.pdf
[4] 機構公開ホームページ、<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/index.html>

6 環境動態研究の全体概要

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 飯島和毅

モデルでの予測を目指す放射性物質の移動挙動

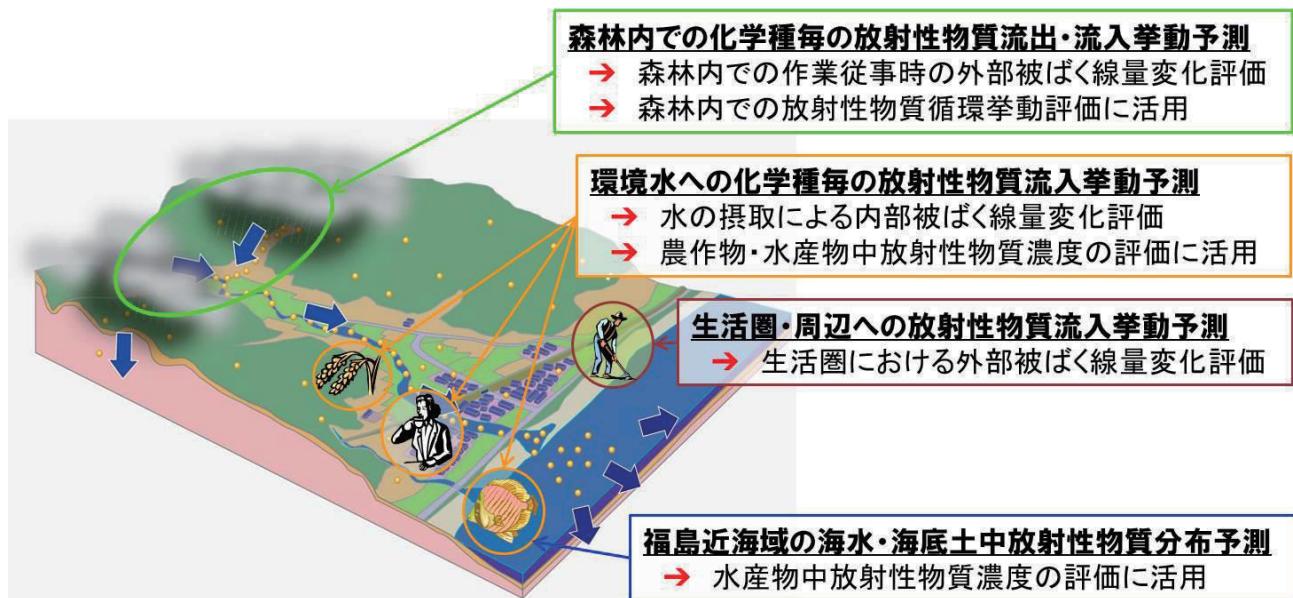


図1 環境動態研究においてモデル予測を目指す放射性物質の移動挙動と予測結果の主な反映先

山地森林に残存する放射性物質が、水流等の自然の駆動力によって我々の生活圏や海に向かって移動する挙動を予測することにより、住民の方々の帰還後の生活や産業復興に役立てることを目指しています。

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。福島県では、東京電力㈱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、生活圏及び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、これらの放射性物質は、水流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することが懸念されています。環境動態研究は、この懸念を払拭することにより、住民の方々の早期帰還や帰還後の産業復興に役立てるこことを目指しています。

(1) 環境動態研究で目指す成果と反映先

環境動態研究において予測モデルの確立を目指している放射性物質の移動挙動とその反映先は、以下の通りです（図1）。

① 森林内での流出・流入挙動

森林内において放射性物質は、樹木や地表面に存在します。樹木に存在する放射性物質は林内雨、樹幹流、落葉・落枝により地表面に向かって、地表面の放射性物質は表層流等により標高の低い方に向かって移動しますが、その際、一部のものは移流・分散により深さ方向にも移動すると考えられます。地表面の放射性物質の多くは土壤粒子等に強く吸着されていますが、水に溶けやすい状態のものもわずかに存在します。このような放射性物質の存在状態（化学種）ごとに、放射性物質の森林内における挙動を明らかにすることにより、林業等森林内での作業時の被ばく線量予測が可能になるとともに、樹木内も含めた森林内での放射性物質の循環挙動予測に役立て

ることができます。

② 環境水への流入挙動

表層流により山地森林から流出した放射性物質を含む土壤粒子は、やがて河川水系に流入します。その量は、降雨時等、表層水が顕著に流れるような条件では増加します。上流から下流に流れる過程で、ダムや堰など流速が遅くなるような場所では、土壤粒子は湖底や河底に堆積します。一方、河川水中の放射性物質は、土壤粒子等に強く吸着された状態（懸濁態）のものがほとんどを占め、水に溶けた状態（溶存態）のものは極めて少ないと分っています。このような化学種ごとの放射性物質の挙動を予測することにより、河川水を処理して飲料水として摂取する場合の被ばく線量予測が可能になるとともに、ダム湖水や河川水を農業用水として利用した場合の農作物への移行量予測に役立てる考えています。

③ 生活圏・周辺への流入挙動

河川水系において、大雨の時のように河川敷まで水に浸かるような高水時には、より多くの土壤粒子が河川に流入するとともに、一部のものは河川敷に繁茂する植生に捕捉され、局所的に線量率の高い場所が生成することができます。このような放射性物質の挙動を明らかにすることにより、これらの場所が生活圏に隣接する場合、あるいは、河川敷の一部が生活圏となっている場合に、利用する方々の被ばく線量予測が可能になると考えています。

④ 海水・海底土中の分布

河川水系を流れる放射性物質を含む土壤粒子は、流速の遅い場所での堆積や河川敷における捕捉等により水系内

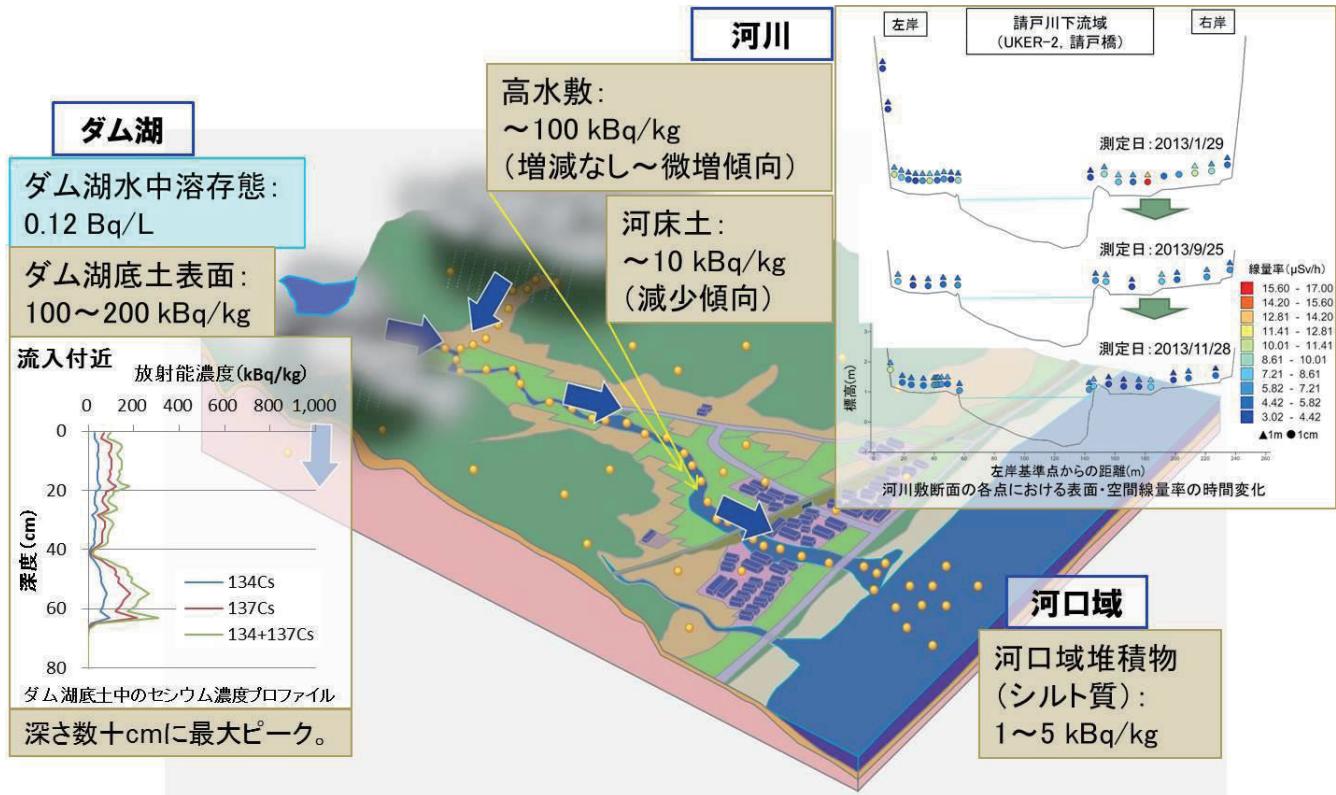


図2 請戸川水系における堆積物及び水中の放射性セシウム濃度の比較

ダム湖底堆積物表面の高い放射性セシウム濃度に比べ、湖水中の溶存態セシウム濃度は極めて低くなっています。下流の河川敷では、高水敷の線量率が高い点で濃度が高い堆積物も認められますが、河床土、河口域での濃度は低くなっています。

に止まるもののは、最終的に海に到達します。河川水と海水が混合する領域では、部分的に土壤粒子からの放射性物質の脱離による溶存態の增加や土壤粒子の凝集による团粒化等が起こり、放射性物質の化学種や土壤粒子の形態が河川水領域と異なるものに変化すると考えられます。その後、溶存態と懸濁態として安定になった放射性物質は、海流等の駆動力により、海洋中を拡散していきます。このような放射性物質の挙動を明らかにすることにより、海水及び海底土中の放射性物質の分布予測が可能になり、水産物の移行量予測に役立てることができると考えています。

(2) 研究プロジェクト

(1)の目標を達成するために、原子力機構では以下の調査研究を進めています。

① 海洋における物質動態のモデル開発 (6-1 参照)

原子力科学部門原子力基礎工学研究センターでは、福島近海域の海水中及び海底土の放射性核種濃度を正確に評価可能な予測システムを開発し、海洋調査データに基づく実態に近い汚染状況と将来予測の評価を実施することを目指しています。これまでに、物質移行予測モデルに河川流出過程を考慮するための改良を行い、海洋調査による海底土中の核種移行過程に関するデータ (7-3 参照) に基づき、海底土の汚染状況の変化を再現しています。

② 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (6-2 参照)

福島研究開発部門福島環境安全センターでは、浜通り側の 7 河川水系 (太田川～木戸川) を中心に、未除染の

山地森林から水流や風等により移動する放射性セシウムの挙動を長期にわたり観測し、移行挙動を解析・予測するためのモデルを開発するとともに、予測結果に基づき生活圏における被ばく線量の変化を評価し、被ばく線量への寄与が大きい経路の放射性セシウムの移動抑制等の対策を提案することを目的とした福島長期環境動態研究

(F-TRACE) プロジェクトを進めています [1, 2]。これまでに、森林 (6-2(1) 参照)、ダム・溜め池 (6-2(2) 参照)、河川 (6-2(3) 参照)、河口域における放射性セシウムの移動挙動を観測し、放射性セシウムの移動量の定量的な把握のためのデータを蓄積するとともに、土砂・セシウム移動解析モデル、1・2・3 次元河川・河口域解析モデル等を整備 (6-2(4) 参照) し、放射性セシウムの移動挙動を解析、計算結果と実測値との比較によるモデル検証を行ってきています。

結果の一例を図 2 に示します。ダム湖から河川を経て河口域に流出していると考えられる放射性セシウムの濃度をそれぞれの場所で評価し、ダム湖底や河川敷の一部 (高水敷) に堆積していることを明らかにするとともに、これらの堆積挙動が解析結果からも説明可能であることが分かっています。

今後は、大学や関係研究機関との連携を強化し、さらに効率的に、かつ、国際的に受容されうるよう調査研究を進めるとともに、関係自治体や関係機関のニーズを的確に把握し、より効果的に福島の復興に役立つ成果の発信を目指してまいります。

『引用文献』 [1] 新里忠史、北村哲浩、福島県の環境における放射性セシウムの環境動態調査、保全学、vol.12, no.3, 2013, p.9-14.
[2] 飯島和毅ほか、福島長期環境動態研究 (F-TRACE) における現地調査の現状、原子力バックエンド研究、Vol.20, no.2, 2013, p.83-86.

6-1 海洋における物質動態のモデル開発

—太平洋沿岸域における拡散シミュレーション—

原子力基礎工学研究センター 環境動態研究グループ 小林卓也

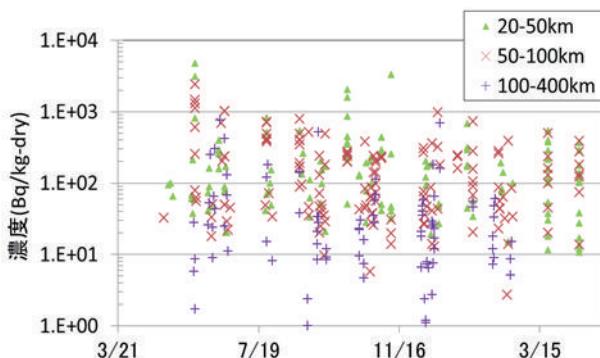
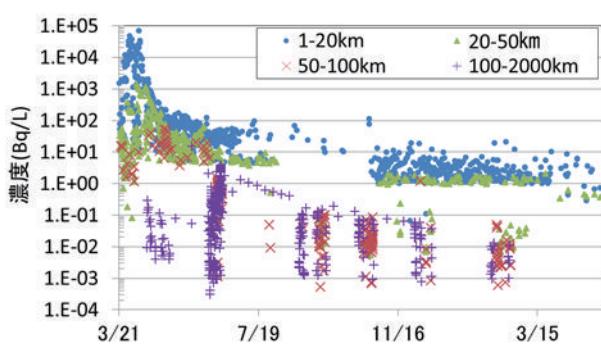


図 1 1F 事故発生から約 1 年間の海水(左図)・堆積物(右図)中 ^{137}Cs 濃度

凡例は 1F からの距離を示したもので。

事故により海洋へ放出された放射性セシウム (^{137}Cs) の多くは海水中を移流・拡散し濃度は希釈されましたが、一部は太平洋の沿岸域に沿って海底に堆積しました。堆積物中 ^{137}Cs 濃度は事故発生から 1 年以上経過しても海水中 ^{137}Cs 濃度のような減少は確認されていません(図 1)。そこで、海水及び海底堆積物中の放射性核種濃度を詳細に予測することを目的に、海水中に存在する粒子状物質への吸脱着、海底への堆積及び海底からの再浮遊を考慮した拡散シミュレーションを実施しました。京都大学が開発した海洋大循環モデルで計算された 3 次元海流場に基づき、原子力機構が開発した海洋中放射性核種移行モデル (SEA-GEARN、シーゲルン) で海洋中及び堆積物の ^{137}Cs 濃度を計算しました(図 2)。計算期間は事故発生から 1 年間です。

海流場は、京都大学が海洋大循環モデルを用いて実施した観測データの同化計算による再解析値を用いました。この計算において、河川經由の淡水供給として、一級河川(北上川、旧北上川、鳴瀬川、名取川、阿武隈川、久慈川、那珂川、利根川)の 2011 年 3 月から 1 年間の河川流量を推定し、モデルの入力データセットとしました。国内における河川の水位及び流量データは、国土交通省の「水文水質データベース」で公開されています。しかしながら、2011 年については、水位データのみの公開で、流量データが公開されていませんでした。「水文水質データベース」では、「流量は、水位観測データから水位流量曲線式を用いて求める」としているため、各河川について、2011 年より前に公開されている水位及び流量データを用いて水位流量曲線式の係数を求め、求めた係数と 2011 年の水位データを用いて 2011 年の流量データを推定しました。

SEA-GEARN の計算では、海水中における溶存相・大粒子相・海底堆積物相の 3 相間を、吸着・脱着・沈降・再浮遊によって放射性核種が交換する移流・拡散を考慮しています。3 相間交換過程で必要となる主要なパラメータは事故後に実施した茨城北部沿岸での調査結果及び

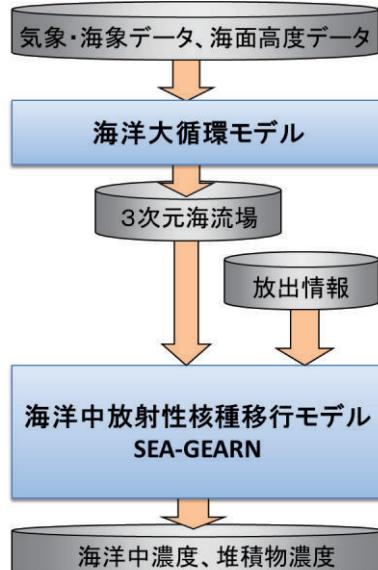


図 2 計算のフロー

海洋大循環モデルが計算する 3 次元海流場を SEA-GEARN の入力としました。

2007 年に青森県六ヶ所村沖で実施した調査結果を用いました。放出情報に関しては、今までに推定した海洋への直接放出量に加え、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 (WSPEEDI) による大気拡散シミュレーションによる海面沈着量も入力しました。

堆積物の ^{137}Cs 濃度は、大気沈着によって 3 月 16 日までに福島第一原発周辺海域で高濃度域が出現し、宮城・福島・茨城の沿岸に沿って低い濃度が広く分布しました。その後海洋への直接漏洩に伴い沿岸域を中心に高い濃度の分布域が出現しました。シミュレーション結果と観測結果を比較したところ、堆積物が岸沿いに南北に分布し、岸から沖方向へ濃度が低下する、という相対的な傾向の再現に成功しました(図 3)。今後、広範囲にわたる計算対象海域におけるパラメータの取得及びパラメータのチューニングにより、再現性の高い結果が得られることが

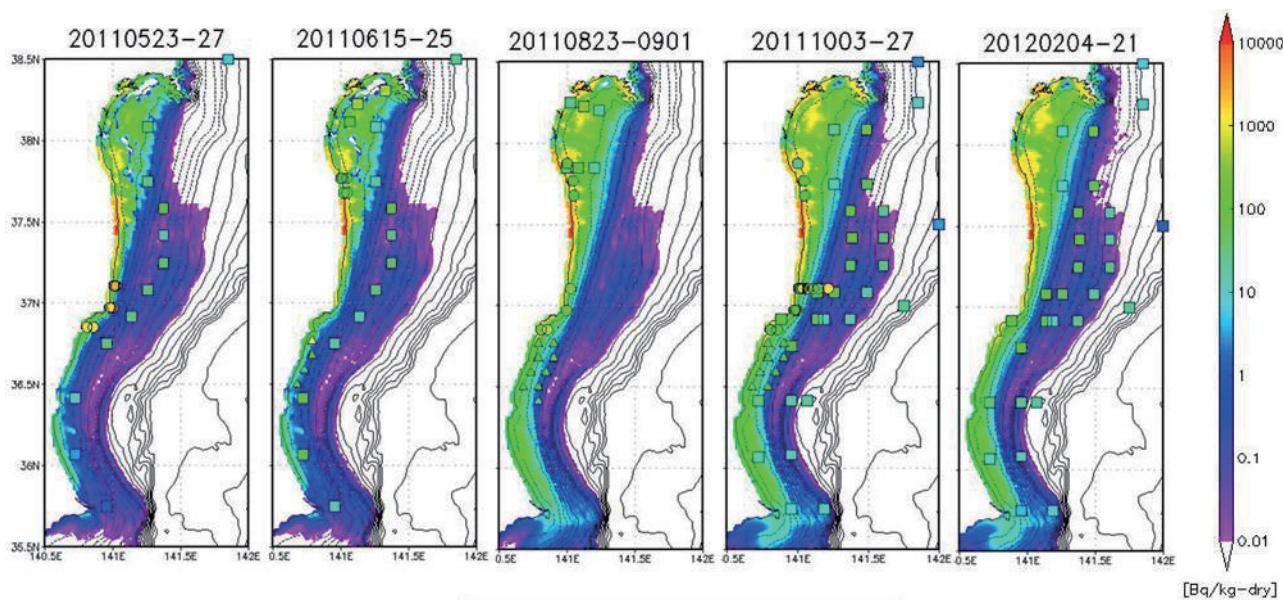


図3 堆積物中¹³⁷Cs濃度の水平分布(シミュレーション)と観測値との比較
□:文科省、環境省、○:福島県、△:JAEAの観測値、計算値は観測期間の平均

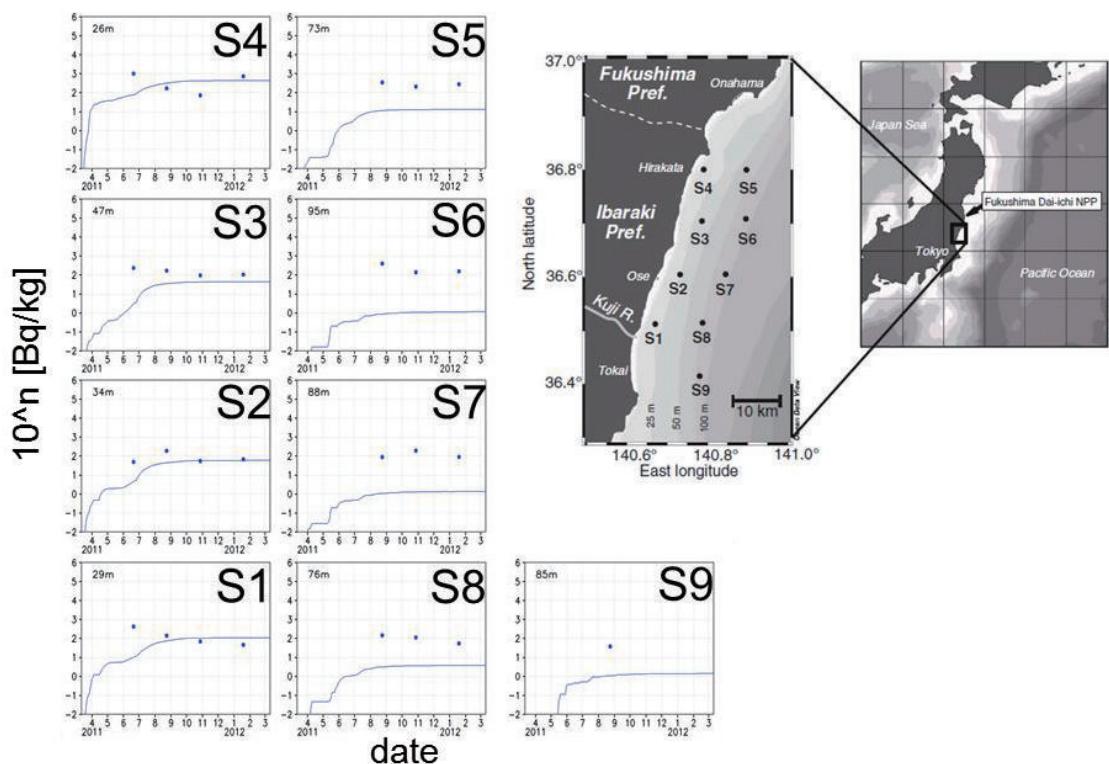


図4 堆積物中¹³⁷Cs濃度の時系列(シミュレーション)と観測値(Otosaka and Kobayashi, 2013)との比較

期待されます。

計算領域における堆積物中¹³⁷Cs濃度の積算値の時系列によると、濃度は3月27日から急激に増加し、4月21日にピークとなり、4月26日から減少する傾向を示しました(図4)。即ち、堆積物中の¹³⁷Csの初期分布は事故発生から約40日で形成されたことが示唆されました。

1Fから海洋へ放出された海水中¹³⁷Csは希釈されながら北太平洋域を拡散すると考えられるため、今後は北太

平洋全域を含む長期間のシミュレーションを実施し、海洋環境への影響評価を行う予定です。

参考文献

- S. Otosaka, T. Kobayashi, Sedimentation and remobilization of radio cesium in the coastal area of Ibaraki, 70 km south of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant, Environ. Monit. Assess., 185, 2014, 5419-5433, <http://link.springer.com/article/10.1007%2Fs10661-012-2956-7>

6-2 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (1)

—森林調査—

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 新里忠史

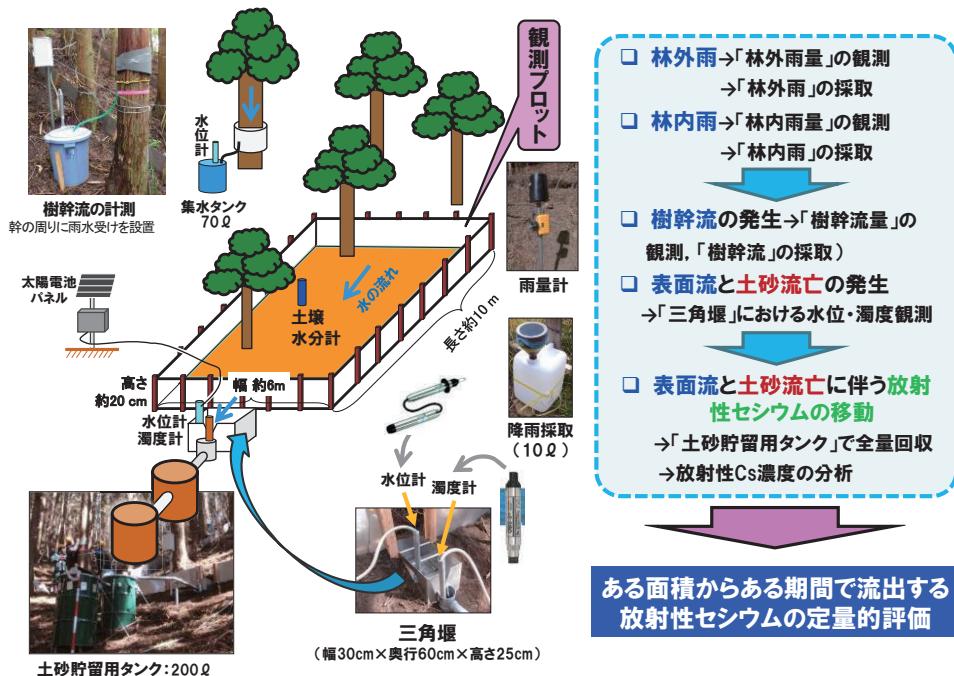


図 1 山地の森林内に設置した観測プロットの概念図と設置状況

観測プロットの下端には、観測プロットから流出する表面流と移動土砂をすべて捕捉するための機器(三角堰及び土砂貯留用タンク)が備わっています。表面流と移動土砂の量及びそれらに含まれる放射性セシウム量に基づいて、観測期間中に観測プロットから流出する放射性セシウムの量とその流出率を算出することができます。

(1) はじめに

福島県内に残存する東京電力福島第一原子力発電所の事故（1F 事故）に由来する放射性物質のうち、1F 事故から 3 年以上が経過した現在において空間線量率を左右しているのは放射性セシウム (^{134}Cs , ^{137}Cs) と考えられます。 ^{134}Cs の半減期は約 2 年ですが、 ^{137}Cs の半減期は約 30 年と長いため、今後とも長期にわたり放射線による影響を注視していく必要があると思われます。人の生活環境については、現在、順次除染が進められていますが、山地の森林には放射性セシウムが留まった状況にあると考えられます。そのため、下流側にある河川やダム湖等の環境に対して、山地の森林域が放射性セシウムの主な供給源になる可能性があります。人の生活環境において、将来数年から数十年にわたる被ばくの程度を評価していく際には、放射性セシウムの現在の分布や環境中の移動現象を踏まえて、将来の分布を予測することが重要と考えられます。そのため原子力機構では、山地の森林から河川やダム湖・ため池を経て河口域へと至る放射性セシウムの環境中での移動に関する調査研究を実施しています。

本節では、山地の森林域における放射性セシウムの移動現象と森林域からの放射性セシウム流出率について、これまでに得られた結果を述べます。

(2) 調査の概要

1F 事故により放出された放射性セシウムは、山地の森

林においては樹木上部の枝葉（樹冠）、樹木の枝葉、樹木の幹表面及び森林内の地表面に沈着したものと考えられます。その後の降雨等により、樹木に沈着した放射性セシウムは流水により樹木から森林内の地表面に移動し、林内の地表面に沈着したものは、森林内の地表面の傾斜方向に向かって流水あるいは土壌とともに移動するか、あるいは地下数 cm まで浸透すると考えられます。このような森林内における放射性セシウムの移動現象は、気温や降雨量といった気象条件、樹木の種類や下草の状況などの植生条件、地形の緩急や谷あるいは平坦地といった地形条件、及び粘土質あるいは有機質土壌といった土壤条件により異なると考えられます。以上のような自然環境の諸条件に加えて、人の生産活動や除染活動といった人為的な要素も考慮しなければなりません。そのため、原子力機構では、上記のような放射性セシウムの移動現象に係る諸条件を考慮して、阿武隈山地北部にて落葉広葉樹林と褐色森林土及び花崗岩の風化土壌（マサ土）が分布する地点（川俣町；KE プロット及び KW プロット）、及び常緑針葉樹のスギ林と褐色森林土が分布する地点（川内村；KA プロット）を選定し、山地の森林域における放射性セシウムの環境中における移動現象と森林からの流出に係る調査観測を進めています[1]。それぞれの調査観測地点では、幅 4~6 m、森林内の斜面方向に長さ約 10 m 観測プロットを設定し、降雨量、樹木の幹表面を流れる水流の量（樹幹流量）、及び観測プロットから流出する水流と土壤の量の長期観測を 2013 年 3 月より実施しています[1]（図 1）。降雨、樹幹流及び観測プロットから流

観測プロット	川内村荻地区 KAプロット (常緑針葉樹林;スギ林、急傾斜地)	川俣町坂下地区	
		KEプロット (落葉広葉樹林;緩傾斜地)	KWプロット (落葉広葉樹林;急傾斜地)
観測期間	2013年6月10日～11月18日 →約23週間	2013年3月29日～11月19日 → 約33週間	2013年6月28日～11月19日 → 約20週間
土壤流出量	≒ 24 g/m ² ・23週間	≒ 10 g/m ² ・33週間	≒ 6.6 g/m ² ・20週間
放射性セシウムの流出量	<KAプロット> → 480 Bq/m ² ・23週間 *流出土壤の放射性セシウム濃度 ≒ 20 kBq/kg (¹³⁴ Cs+ ¹³⁷ Cs)	<KEプロット> → 300 Bq/m ² ・33週間 *流出土壤の放射性セシウム濃度 ≒ 30 kBq/kg (¹³⁴ Cs+ ¹³⁷ Cs)	
放射性セシウムの流出率	<KAプロット> → 0.08 % (夏季の23週間あたり) *観測プロット周辺土壤の放射性セシウム沈着量 ≒ 586 kBq/m ²	<KEプロット> → 0.07 % (夏季の33週間あたり) *観測プロット周辺土壤の放射性セシウム沈着量 ≒ 411 kBq/m ²	

図2 山地の森林内に設置した観測プロットで得られた観測データに基づく放射性セシウムの算出結果

観測プロットから流出する水流と土壤量の観測結果とそれらの放射性セシウム濃度の分析及び観測プロットとその周辺における放射性セシウムの沈着量の比較から、観測プロットを設置した調査地点における放射性セシウムの流出率が算出できます。

出した水流については、観測機器のメンテナンスと合わせて概ね10日間に1回の頻度で水量の計測と観測機器からのデータ回収及び採水を行っています。また、観測プロットから流出する土壤については、梅雨の前後や台風の前後など、気象状況に合わせて試料の採取を実施しています。これら採取した水及び土壤の試料は、放射性セシウム濃度の測定を実施するとともに、土壤粒子の粒径の計測や土壤に含まれる鉱物種の同定を実施しています。それぞれの調査地点では、以上の長期観測とともに、調査地点の植生、地形及び土壤調査とともに、実際に生じている水流と土壤の移動現象の観察を実施しています。

(3) 主な成果；森林からの放射性セシウム流出率

観測プロットを設置したそれぞれの調査地点における植生・地形・土壤調査、移動現象の観察及び森林内の地表面における線量率の測定結果から、森林内における放射性セシウムの移動は、降雨により森林の地表面に発生した水流が、森林の地表面付近に分布する土壤を運搬することに伴って生じるものと考えられます。この現象による移動は、降雨量の多い夏季に著しく、冬季にはほとんど生じていません。一方の冬季には、森林内の地表面土壤が凍結し、それが日中の日差しで融解することにより土壤が移動する現象が観察されました。これは、観測地点の位置する山地の森林域に特徴的な土壤の移動現象と考えられます。ここで、夏季の移動現象に着目すると、観測プロットにおける土壤移動量の観測結果からは、落葉広葉樹林が分布する観測地点と比較して、常緑針葉樹林であるスギ林が分布する観測地点において土壤の移動量が相対的に多い傾向にあります(図2) [2]。これは、スギ林と落葉広葉樹林の地表面における落葉落枝の積み重なり方の違いを反映しているものと考えられます。具

体的に言うと、スギ林の地表面では、スギの落葉落枝が隙間をもって積み重なっているのに対し、落葉広葉樹の地表面では、落葉した広葉が森林の地表面土壤をきれいに覆って積み重なっています。このような森林の地表面の状況の違いが、水流による土壤の移動量の違いとして現れていると考えられます。このような植生条件の違いによる土壤の流出量の差異については、日本その他地域でも報告されています[3]。

ここで、観測プロットから流出した土壤と観測プロット周辺における土壤の放射性セシウム濃度の比較から、観測地点を設置した山地森林からの放射性セシウムの流出率を算出すると、2013年の夏季(概ね6月から11月の期間)においては0.07～0.08%となります。仮に、夏季の土壤流出率が年間を通じて一定と仮定すると、2013年の年間あたりの放射性セシウムの流出率は最大0.2%と見積もられ、著しく少ないことが分かります。ただし、この流出率は、森林内の地表面が落葉落枝で覆われる状況での結果であり、森林内の地表面が下草や落葉落枝で覆われていない場合には、大きくなると想定されます。

これまでの調査研究により、森林内における放射性セシウムの移動現象と収支の状況を大よそ把握することができました。今後は、冬季において特徴的に観察される土壤の移動現象(地表面の凍結融解に伴う土壤移動等)について調査観測を進め流出量の精緻化を図るとともに、林業等森林内の作業時の被ばく線量予測や森林内での放射性セシウムの循環挙動予測に役立てるため、森林内の各部(樹皮、樹木内部、枝葉、リター、下草、菌類等)における存在量の把握を進め、森林内に留まっている放射性セシウムの動態を明らかにする予定です。

《参考文献》

- T. Niizato, et al., 2014, Predominant process for transport of radiocaesium, released by the TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, in a mountain forest of Fukushima, Japan., *Abstract of the Asia Oceania Geoscience Society 11th Annual Meeting (28th July to 1st Aug. 2014, Sapporo, Japan)*, IG23-A022 (2014) <http://www.asiaoceania.org/aogs2014/public.asp?page=home.htm>.

《引用文献》

- [1] 阿部寛信ほか、放射性物質の移動挙動評価に係る森林における長期モニタリング(その2) 日本地質学会第121年学術大会(2014年9月、鹿児島) 講演要旨集, R19-P-1(2014).
- [2] 新里忠史ほか、山地の森林域における放射性セシウムの移動現象と流出量評価—福島県、阿武隈山地の事例—、2014年度日本地球化学会第61回年会(2014年9月、富山) 講演要旨集, G03-3E18(2014).
- [3] 塚本次郎：“林地斜面における表層物質の移動(I)細土の移動”，日本林学会誌, 71巻, 1989, pp.469-480

6-2 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (2)

—ダム調査—

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 舟木泰智

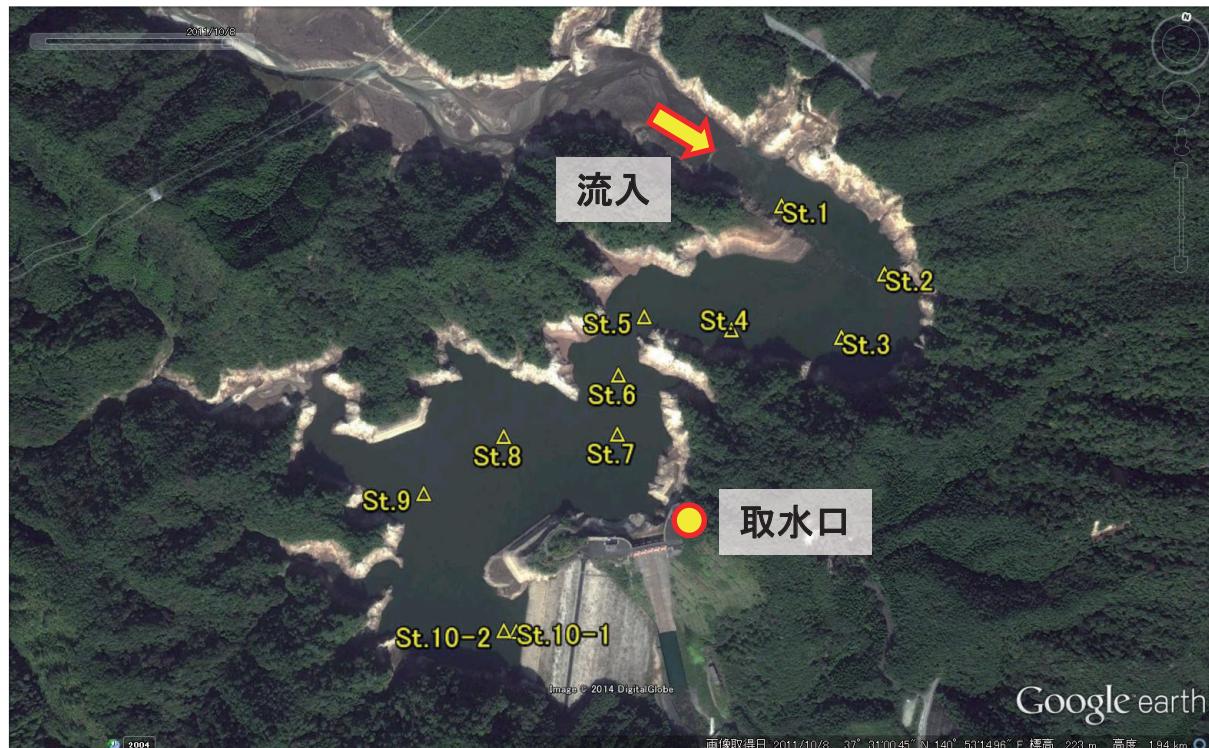


図1 大柿ダムの底質試料採取地点

大柿ダムにおいて底質の柱状試料を採取した地点を示します。

(1) はじめに

山地・森林域に沈着した放射性セシウムは、土壤粒子とともに河川に流入して、下流に向かって移動していきます。浜通り地域の河川の中腹には下流域の灌漑用水を確保するために貯水池が分布しています。貯水池内の流速は河川よりも遅いため、貯水池内に流入した土壤粒子の大部分は貯水池の底に堆積しています。貯水池は放射性セシウムの下流域への流出を抑制する上で、重要な施設であることから、貯水池における放射性セシウムの動態について、現状を把握するとともに、定量的な将来予測をすることが必要とされています。

原子力機構では、貯水池での放射性セシウムの移動・堆積挙動を把握し、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5つのダム（横川ダム、大柿ダム、坂下ダム、荻ダム、滝川ダム）と大熊町と双葉町に分布する13の小規模なため池における放射性セシウムの動態調査を進めています。具体的には流入水・放流水・池水中の懸濁物質濃度や懸濁物質と池水の放射性セシウム濃度の把握、池内の流速や濁度の連続観測等を実施しています。また、底質の柱状試料を採取し、放射性セシウム濃度の深さ方向のプロファイルを取得しています。

本報では、請戸川水系にある大柿ダムで平成25年度10月から11月にかけて採取した底質の柱状試料の放射性セシウム(^{137}Cs)濃度の深さ方向のプロファイルにつ

いて紹介します。

(2) 調査の概要

柱状試料はダム湖の上流から下流の堤体付近にかけて、11地点で採取しました（図1）。採取地点の水深は約10～25mあり、水中バイブルーション式コアサンプラーを用いて長さ約30～100cmの柱状試料を採取しました。試料は深さ50cmまでは1cm、50cm以深は2cmごとに分画し、恒温乾燥炉（約105°C）で24時間以上乾燥した後、容器に封入し、Ge半導体検出器により放射能濃度を測定した。また、St.7の表層から採取した湖水試料を孔径0.45μmのメンブレンフィルターでろ過し、モリブドリン酸アンモニウム(AMP)濃縮法で濃縮後、放射性セシウム濃度を測定し、溶存態放射性セシウム濃度を評価しました。

(3) 主な成果

最も上流側のSt.1では、約28cmの柱状試料しか採取できなかったため、ダム湖に蓄積した今回の事故により放出された放射性セシウムを含む土砂の下限を把握することはできなかったものの、それ以外のSt.2～St.10については、その下限までを把握することができました（図2）。

ダム湖の上流側のSt.2～5には、比較的 Cs-137 を含む土砂が厚く堆積し（St.2で最大64cm）、いずれもその下位に明瞭な濃度のピーク（St.3で最大452kBq/kg）が認

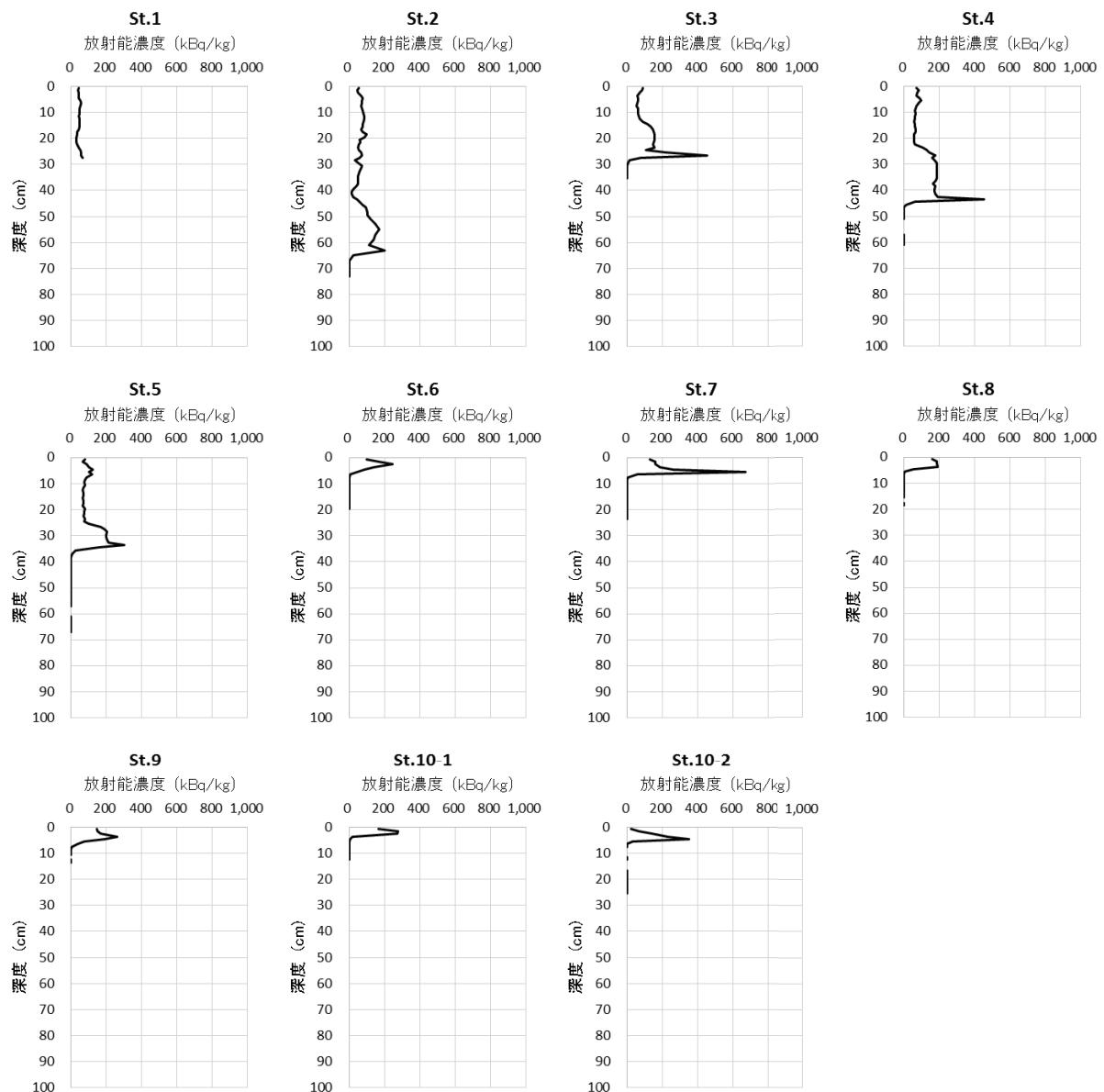


図2 大柿ダム放射性セシウムの深さ方向のプロファイル

放射性セシウム(^{137}Cs)の深さ方向のプロファイルを調査した結果、上流側には比較的放射性セシウムを含む土砂が厚く堆積し、下流側は上流側と比較し放射性セシウムを含む土砂が厚く堆積していないことがわかりました。

められました。一方、St.6～10には、 ^{137}Cs を含む土砂は上流側と比較し、厚く堆積していないものの(St.7で最大6cm程度)、上流側と同様にいずれもその下位に明瞭な濃度のピーク(St.7で最大670kBq/kg)が認められました。

各地点で ^{137}Cs 濃度のピークが認められた深度から上位が事故後(2011年3月以降)にダム湖内に堆積した土砂と考えた場合、上流側(St.1～St.5)の土砂堆積速度は約10～24cm/年、下流側(St.6～St.10)の土砂堆積速度は約1～2cm/年程度と考えられ、ダム湖に流入した放射性セシウムを含む土砂の大部分は、取水口(St.7近傍)まで到達せずにダム湖の上流部に沈降し、堆積する傾向にあると考えられます[1]。一方、湖水中の ^{137}Cs 濃度は0.12Bq/Lであり、底質の表層(0～1cm)の ^{137}Cs 濃度(21～165kBq/kg)と比較し、極めて少ないことがわかりました。

今後、それぞれのダムでも大柿ダムと同様に底質の放

射性セシウム濃度の深さ方向のプロファイルを取得するとともに、流入水・放流水・池水中の懸濁物質濃度や懸濁物質と池水の放射性セシウム濃度や池内の流速・濁度のデータなど平常時に加え出水時のデータを蓄積し、貯水池内の放射性物質の動態を明らかにしていく予定です。

《引用文献》 [1] 飯島和毅、萩原大樹、舟木泰智ほか、浜通り側河川水系における放射性セシウム移動挙動 - 請戸川水系と他河川水系との比較 -、環境放射能除染学会「第3回環境放射能除染研究発表会」要旨集、2014年

6-2 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (3)

—河川調査—

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 中西貴宏

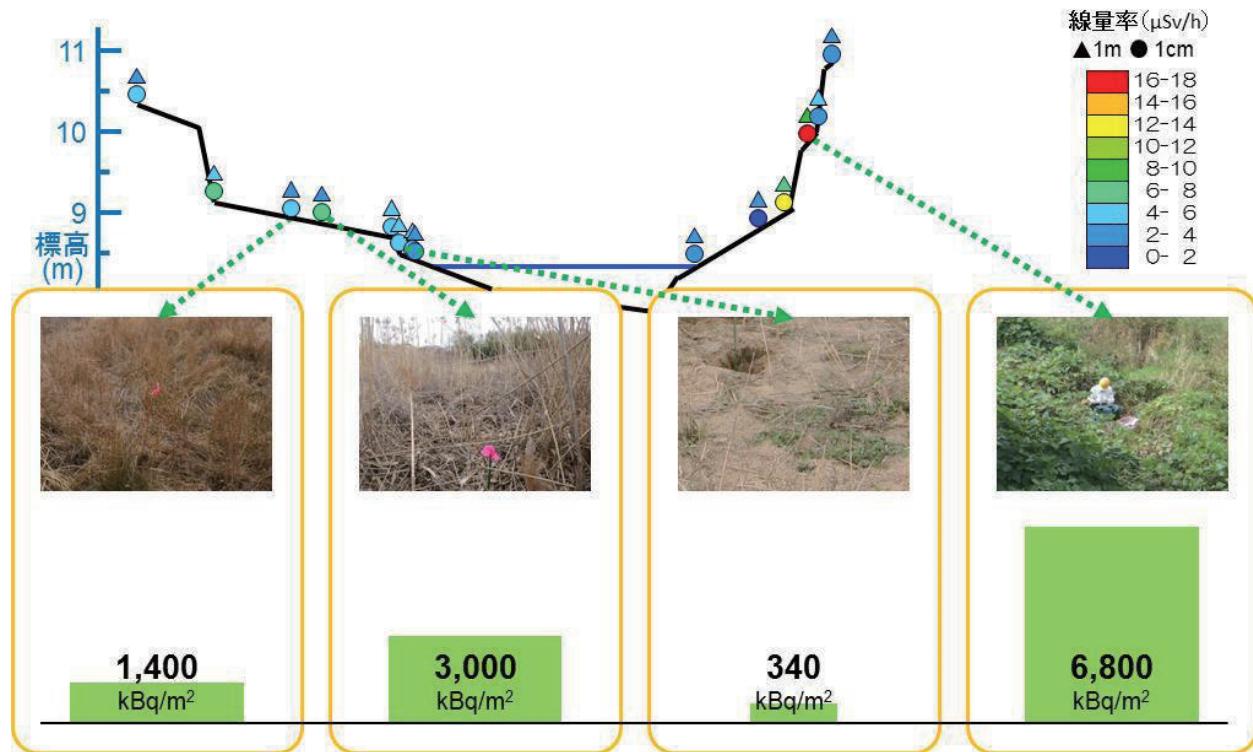


図1 河川敷横断面の線量率分布及び放射性セシウムの蓄積量(請戸川下流域の例)

請戸川下流域において線量率と放射性セシウム蓄積量を調査した結果、放射性セシウムの蓄積量が多いのは、植生があり、細粒の土壤粒子が堆積している高水敷でした。一方、粗粒の土壤粒子が堆積している低水路付近の放射性セシウム蓄積量は少ない結果でした。

(1) はじめに

山地・森林域に沈着した放射性セシウムは、土壤粒子とともに河川に流入して、下流に向かって移動していきます。河川を移動していく途中で、流速が遅くなるような場所では、放射性セシウムは土壤粒子とともに堆積すると考えられます。生活圏を流れる河川は、そのような放射性セシウムの移動・堆積の場であるとともに、農業・水産業等に欠かせない資源でもあります。したがって、河川における放射性セシウムの動態について、現状を把握するとともに、定量的な将来予測を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・堆積挙動を把握し、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。

(2) 調査の概要

比較的線量の高い地域を流れる小高川、請戸川（支流の高瀬川を含む）、前田川、熊川（支流の大川原川を含む）、富岡川（支流の荻野沢川を含む）、木戸川下流域を対象に、河川の屈曲部や支流との合流部、堰部等、流量の変化とそれに伴う土砂の移動・堆積状況が変化しやすい場所約80地点を調査地点として選定しました[1]。具体的には、河川の流量や浮遊懸濁物量とともに、河川水・土壤（河床や河川敷の堆積物）の放射性セシウム濃度や河川敷における線量率分布の調査を継続的に実施しています。

(3) 主な成果

請戸川下流域の河川敷における線量率分布の測定結果から、低水路（常に河川の水が流れている場所）付近の線量率が低く、高水敷（増水した時だけ河川の水に浸かる場所）で、葦等の植生があり、細粒の土壤粒子が堆積している場所の線量率が相対的に高い傾向が見られました（図1）。このような傾向は、請戸川以外の河川の中～下流域でも同様です[2]。放射性セシウムの蓄積量を調査したところ、高水敷では低水路付近に比べて10～20倍の放射性セシウムが蓄積していて、この量は航空機モニタリングで調査された周辺土壤の沈着量[3]よりも多いです。増水時には植生が繁茂している高水敷まで河川水位が達するため、上流から移動してきた放射性セシウムを含む土壤粒子が、高水敷の植生に捕捉されて堆積したものと考えられます。実際に、福島県が測定した河川水位データによると放射性セシウムの蓄積量が多い高水敷まで到達する1m超の水位上昇は、2011年3月以降に数回観測されており、そのような増水時に高水敷に放射性セシウムを含む土砂が堆積したものと考えられます。低水路付近では高水敷まで到達しない数十cm程度の水位の上昇によって放射性セシウムを含む土壤粒子が下流へ流されるため、放射性セシウム蓄積量が少ないと考えられます。

調査対象とした各河川の高水敷における放射性セシウム蓄積量を、航空機モニタリングで調査された周辺土壤の沈着量[3]と比較したものが図2です。いずれの河川に

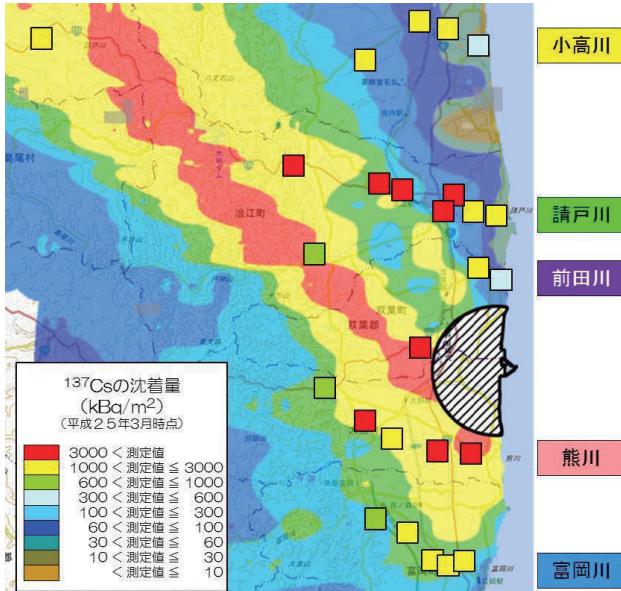


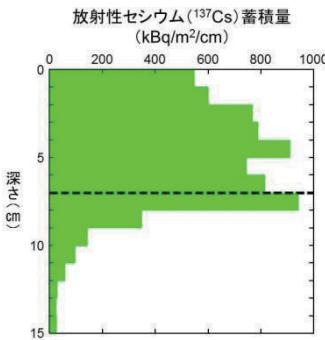
図2 高水敷の放射性セシウム蓄積量と周辺土壤の放射性セシウム沈着量の比較

上流から土壤粒子とともに移動する放射性セシウムによって、中～下流域の高水敷の放射性セシウム蓄積量は、周辺土壤の沈着量に比べて多い傾向が見られます。上流域の放射性セシウム沈着量が多い小高川と請戸川でその傾向が顕著です。

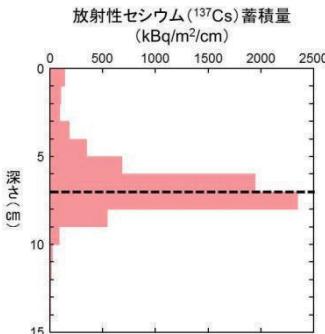
おいても、中～下流域の高水敷の放射性セシウム蓄積量は、周辺土壤の沈着量に比べて多い傾向が見られました。上流域の放射性セシウム沈着量が多い小高川と請戸川においてその傾向が顕著であったことから、放射性セシウムは上流から土壤粒子とともに移動してきたものと考えられます。

上流から移動・堆積する放射性セシウム量の時間変化を評価するために、高水敷における放射性セシウム蓄積量の深さ分布を調べてみました。図3に、請戸川(a)と熊川(b)の下流域における調査結果を示します。どちらも深さ7～8 cmの放射性セシウム蓄積量が最大で、それより深くなると急激に減少しています。7 cmより深い部分に蓄積する放射性セシウムは大気経由の沈着[3]、浅い部分は上流から移動・堆積した放射性セシウムに相当します。下流に比べて上流域の放射性セシウムの蓄積量が少ない熊川では、土壤粒子とともに移動する放射性セシウムが少ないので、浅い部分の放射性セシウムの蓄積量は急激に減少しています。一方、上流域の放射性セシウムの蓄積量が多い請戸川でも、熊川に比べると緩やかではあるものの、蓄積量が減少しています。また、線量率も多くの河川敷で減少しています。これらの結果から、河川によって移動・堆積する放射性セシウムの量は減少傾向にあることが明らかになりました。得られた成果は、隣接する生活圏あるいは河川敷の一部が生活圏となっている場合に、被ばく線量予測に貢献するものです。

2013年に採取した河川水の放射性セシウム濃度は、平水時にはほとんどの地点で検出限界未満(< 1 Bq/L)でした。一方で増水時には、上流から移動してくる放射性セシウムを含む土壤粒子の量が格段に増えるため、数～



(a) 請戸川下流域



(b) 熊川下流域

図3 高水敷の放射性セシウム蓄積量の深さ分布

請戸川(a)も熊川(b)も、大気経由で沈着した放射性セシウム(7 cmより深い部分)の上に、上流から土壤粒子とともに移動・堆積した放射性セシウムが蓄積しています。

数十 Bq/L の放射性セシウムが観測されました。河川敷に堆積する放射性セシウムの動態を明らかにするためには、そのような増水イベント毎に、放射性セシウムの移動・堆積量を定量的に観測することが重要であることが分かります。

このため、各河川に自動観測装置(図4)の整備を進めています。河川を移動する土壤粒子の量や河川の流量を連続的に観測することで、平水時から増水時まで、放射性セシウムの移動挙動に関するデータを取得しています。これらのデータは、河川水を処理して飲料水として摂取する場合の被ばく線量予測が可能になるとともに、河川水を農業用水として利用した場合の農作物への移行量予測に役立てることができます。



図4 河川自動観測装置(富岡川下流域の例)

河川を移動する土壤粒子の量や河川の流量を連続的に観測するとともに、増水時には河川水を自動的に採取します。

- 《引用文献》 [1] 三枝博光、大山卓也、尾上博則ほか、福島長期環境動態研究(3)河川調査、日本原子力学会「2013年秋の大会」予稿集、2013年
 [2] 大山卓也、三枝博光、福島県における放射性核種の環境中移動調査・研究(その2)河川調査、環境放射能除染学会「第2回環境放射能除染研究発表会」要旨集、2013年
 [3] (独)日本原子力研究開発機構、放射線量等分布マップ拡大サイト(電子国土版)、
<http://ramap.jmc.or.jp/map/map.html>

6-2 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (4)

—放射性セシウムの将来的な分布を予測する解析モデルの開発—

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 北村哲浩

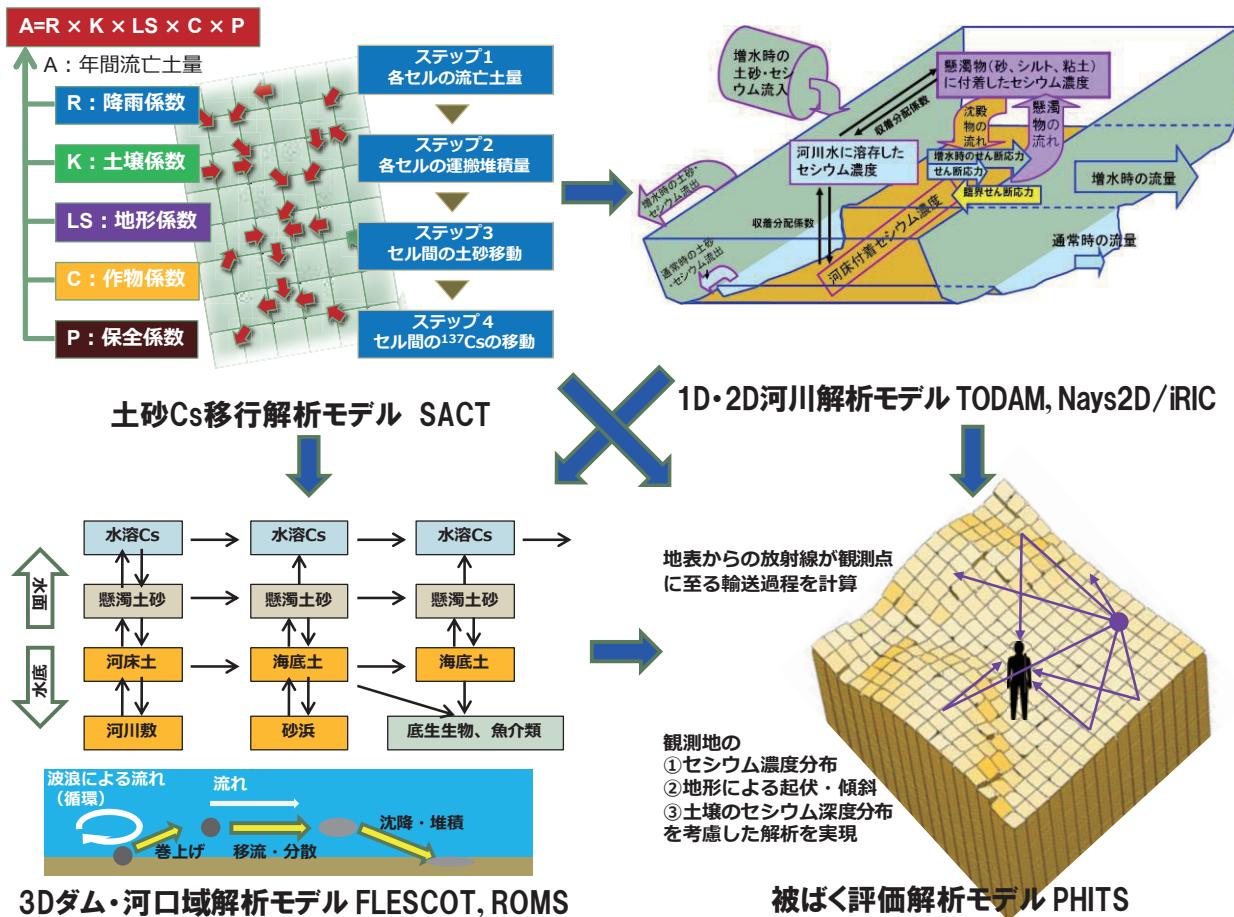


図 1 将来予測システムの概要

着目する領域毎に移動現象や時空間スケールに応じた適切なモデルを選択し解析できるよう、複数のモデルを配備しています。

本プロジェクトでは、福島の環境中での放射性セシウムの移行を解析し、将来の被ばく評価や移行抑制対策に役立てることを目的に、放射性セシウムの将来的な分布を予測するシステムの開発を進めています（図1）。このシステムは、着目する領域毎に移動現象や時空間スケールに応じて適切なモデルを選択し解析を実行するために、複数のモデルを配備しています[1]。

機構が開発した SACT (the Soil (Sediment) and Cesium (Contaminants) Transport model) を用いた研究では、福島県を流れる主要河川から海への土砂及び ^{137}Cs の年間の平均放出量を算出し、実測値と整合していることを確認するとともに[2]、パラメータのばらつきの影響について評価しました[3]。

地表に沈着した放射性セシウムは土壤、特に粘土粒子に強く吸着する性質があります。その移動は強雨時に土砂とともに、表流水などによって広範囲に渡って起こる自然現象で、その制御は難しいですが、ダムやその関連施設を適切に管理することで、発生土砂を堆砂させるか流砂とするかの選択が可能となると考えられます。

そこで上記の SACT に加え、1 次元モデル TODAM、2 次元モデル Nays2D を用いた研究では、事故直後に多

くの放射性物質が沈着したと考えられる、請戸川流域に位置する大柿ダム湖での浮遊土砂及び放射性セシウムの強雨時の挙動を解析しました。図2は、SACT を利用してどれだけの土砂が水系に流入しどれだけの土砂がダム湖に堆積するかをシミュレーションした結果です。図よりほとんどの流入土砂がダム湖底に堆積することがわかりました。また、2次元モデルを用いた土砂移動の解析では土砂の粒径の違いによって堆積場所や流出しやすさが異なることが示されました。さらに実際の大暴雨における土砂・放射性セシウムの挙動を解析し、実測値と整合していることも確認しています[4]。これらの解析結果から、大雨時には上流から流入した浮遊土砂や放射性セシウムの一部は下流に流出しますが、多くはダム湖内で沈降、堆積することがわかりました。

また、仮想的にダム湖の水位を上昇させた計算を行うことにより、水位の管理による土砂及び放射性セシウムの流出の制御の効果について検討しました。水位を上昇させると、粘土のような微粒子に付着した放射性セシウムは水中に滞留している時間が長くなり、いずれは（水位が低い場合に比べより多く）堆積することが予見されました。今後観測に基づく結果との更なる比較を行い析

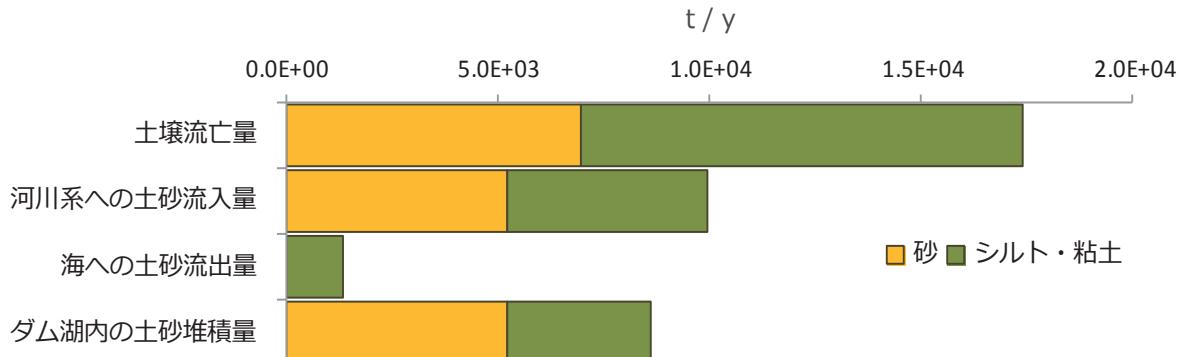


図2 陸域解析モデルによる大柿ダム湖内の土砂移動・堆積量の算定結果

強雨で流された陸域の土砂は河川やダム湖の水系に流入しますが、殆どの流入土砂はダム湖底に堆積する結果となりました。

法の検証と改良を進める予定です。

3次元モデル FLESCOT による解析では、川内村にある荻ダム湖を対象とした試験を行いました[5]。図3に、ダム湖よりも低い温度の河川水が流入したと仮定した場合のシルトに付着した ^{137}Cs 濃度の分布を示します。熱対流とシルトの沈降によりそれに付着する ^{137}Cs 濃度が下方に潜り込む様子が確認されます。

また、被ばく評価に関する検討では、SACT と PHITS

を融合させた方法を開発するとともに[6]、外部被ばくを中心として簡単に評価ができるツール（被ばく評価システム）を試作し、空間線量率及び滞在時間から年間のおよその外部被ばくを推定できるようにしました。

なお、Nays2D を利用した研究は北海道大学との協力の下、TODAM、FLESCOT を利用した研究は米国パシフィックノースウェスト国立研究所との協力の下で行ったものです。

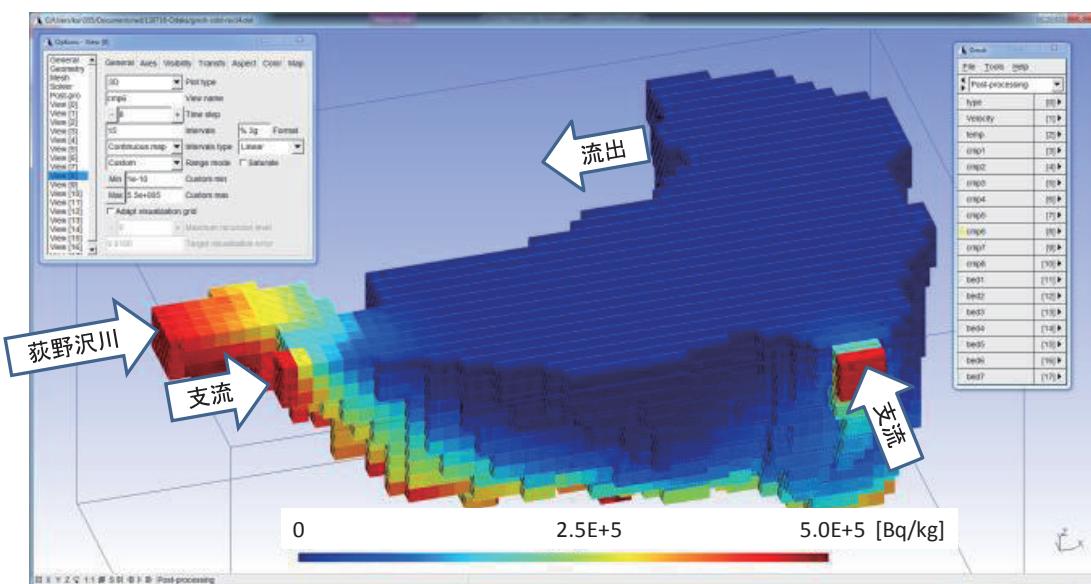


図3 シルトに付着した ^{137}Cs 濃度の分布(荻ダムの試験)

熱対流とシルトの沈降によりそれに付着する ^{137}Cs 濃度が下方に潜り込む様子が確認されます。

『引用文献』

- [1] A. Kitamura, H. Kurikami, M. Yamaguchi, Y. Oda, S. Saito, T. Kato, T. Niizato, K. Iijima, H. Sato, M. Yui, M. Machida, S. Yamada, M. Itakura, M. Okumura, Y. Onishi, Mathematical modeling of radioactive contaminants in the Fukushima environment, *Nucl. Sci. Eng.*, 2014, in press.
- [2] A. Kitamura, M. Yamaguchi, H. Kurikami, M. Yui, Y. Onishi, Predicting sediment and cesium-137 discharge from catchments in eastern Fukushima, *Anthropocene*, 5, 2014, pp. 22-31
- [3] M. Yamaguchi, A. Kitamura, Y. Oda, Y. Onishi, Predicting the long-term ^{137}Cs distribution in Fukushima after the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: a parameter sensitivity analysis, *J. Environ. Radioact.*, 135, 2014, pp. 135-146.
- [4] H. Kurikami, A. Kitamura, S.T. Yokuda, Y. Onishi, Sediment and ^{137}Cs behaviors in the Ogaki Dam Reservoir during a heavy rainfall event, *J. Environ. Radioact.*, 137, 2014, pp. 10-17.
- [5] Y. Onishi, H. Kurikami, S.T. Yokuda, Preliminary three-dimensional simulation of sediment and cesium transport in the Ogi Dam Reservoir using FLESCOT – Task 6, Subtask 2, 2014, PNL-23257.
- [6] T. Saito, M. Yamaguchi, T. Kato, Y. Oda, A. Kitamura, Simulating air dose rate of radioactivity in selected area of Fukushima by PHITS, The 19 th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC), Vancouver, Canada, August 24-28, 2014

7 環境モニタリング・マッピングの全体概要

福島環境安全センター 鳥居建男



図1 モニタリングに使用している測定機器と測定風景(1)

(a) 航空機モニタリングはヘリコプター内に設置した大型 NaI 検出器で、(b) 無人ヘリは機体下部の LaBr₃ 検出器で測定し、ワンボックスカー内の地上局に飛行データとともにデータ伝送します。また、(c) CsI 検出器を用いた KURAMA は、自動車や人が背中に背負って歩きながら測定します。いずれも GPS による位置データとともに放射線の測定結果を記録します。

原子力機構では、環境中に放出された放射性物質の拡散状況とその変動の調査を進めています。東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の事故により放出された多量の放射性物質は、濃淡はあるものの、生活圏はもとより山林から海底まで広く拡がっています。これらが時間の経過とともに、どのように変動してきているのか、また今後の変動を予測するためにも、放射性物質の拡散状況を把握しておくことが重要となります。そこで、環境モニタリング・マッピング研究では、空や陸から、そして海底も含めて放射性物質の調査を行っています。

(1) 環境モニタリング

① 空からのモニタリング

ヘリコプターを使った航空機モニタリングや無人ヘリコプターを用いたサーベイは上空から広い範囲を迅速に測定できること、また山林など人が常時立ち入りにくいう場所でも測定できることから、放射性物質の拡散状況を把握する上で有用なツールとなっています。

航空機モニタリング(図1(a))は、原子力規制庁からの委託により、2013年度は1Fから80km圏内を2回(第7次、第8次航空機モニタリング)、周辺県にあたる80km圏外について1回実施しています。これらの結果は、これまでの結果と比較することにより、放射性セシウムの物理的半減期より早く減衰していることが明らかになります(7-1(1))。

無人ヘリサーベイ(図1(b))は航空機モニタリングより低高度でよりきめ細かく飛行できることから詳細な測定ができます。特に、1Fから3km圏内は飛行制限が課せられており、ヘリコプターなどの航空機は立ち入ることはできません。しかし、無人ヘリコプターは航空法に基づく航空機ではないため、1Fサイトから3km圏内を

含む約5km圏内のモニタリングを2013年度は2回実施しています。この結果、1F近傍での放射性セシウムの拡散状況が明らかになるとともに、昨年度との比較により、減衰傾向が明らかになりました(7-1(2))。また、航空機モニタリングによって測定されたエリアと重なる部分(3km~5km)は、良い一致が確認できました(7-1(5))。

② 陸上でのモニタリング

陸上では、サーベイメータを用いた“点”測定に加えて、京都大学が開発した放射線測定器 KURAMA システム(図1(c))を自動車に乗せて広い範囲を測定する“線”測定、さらに KURAMA を人が背負って測定する歩行サーベイを行いました。これらの測定結果からも、空からの測定と同様に、放射性セシウムの物理的減衰より大きく減少していることが分かりました。さらに、森林や道路など、土地利用形態で減少の割合が異なり、最も大きく減少した走行サーベイでは2011年6月に比べて34%まで減少していることが確認されました(7-1(3)、7-2(1))。

③ 海底でのモニタリング

海洋に流出した放射性物質の多くは海流とともに移流拡散しますが、海底に沈着した物質は海表面に比べて変化が少ないため、放射性物質濃度の変動も少ないといえます。そこで、原子力機構では、宮城県から茨城県の沿岸域から沖合海域にかけて海底堆積物の放射性セシウム濃度の測定を実施しています。これまでの2年間の測定結果から、放射性セシウムは緩やかに減少しており、特に水深の浅い沿岸域でその減少が顕著であることが分かりました。また、海底堆積物中の濃度分布も得られ、沿岸域では堆積物上層の濃度減少が見られるのに対して、沖合域では中層の濃度上昇が見されることから堆積物中

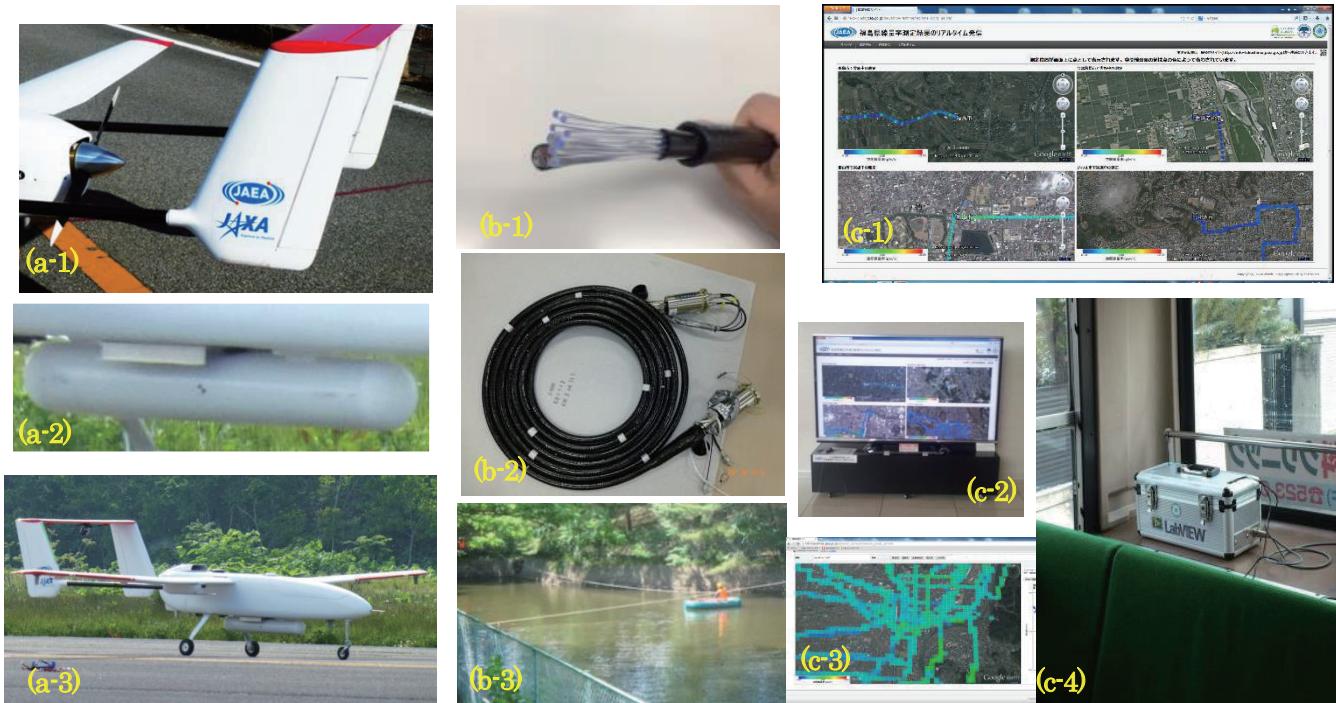


図2 モニタリングに使用している測定機器と測定風景(2)

(a) 小型無人飛行機 UARMS と機体下部に設置した放射線検出器。(b) PSF を用いてため池底の放射線分布の測定。(c) 路線バスに搭載した KURAMA と測定結果のリアルタイムの発信。

の生物による鉛直混合が考えられます (7-3)。

④ モニタリング機器の開発研究

一方、こうしたモニタリングとともに、新しい測定ツールの開発と現場への適用も行いつつあります。

小型無人飛行機を用いたモニタリングシステム UARMS の研究は、宇宙航空研究開発機構 (JAXA) との共同研究により、2012年度から行っています(図2(a))。2013 年度は福島県浪江町の沿岸で飛行測定試験を行い、上空 150m から地上高さ 1m での空間線量率分布の測定に成功しました (7-1 (2))。今後、放射線検出器の高度化、地形追従飛行技術の確立など、福島での山林上空からの測定に向けて開発研究を行っていきます。

水中測定では、プラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた放射線の分布測定器を用いた測定手法の確立に向けた研究を行っています (図 2(b))。PSF は水中でも簡便に測定できることから、この PSF と水中 Y 線スペクトロメータ J-SubD を用いて、ため池底に堆積したセシウム濃度を測定する技術を確立し、技術の民間移転を図りました (7-1 (4))。

(2) マッピングとデータベース化

モニタリングにより得られたデータを分かりやすく表示し、地域住民、国・自治体、研究者等に提供することは極めて重要です。

原子力機構では、1F 事故以降、関係省庁、自治体等から公開されていた 3 億超のモニタリングデータを一元的に集約し、データベース化を行っています。これらは、マップやグラフなどにより視覚的にも分かりやすい形式

で公開しています。

また、福島県、京都大学と協力し、上述の KURAMA システムを路線バスに積み込んで測定し、携帯回線を使ってデータをサーバーに送信して、ネット上で公開するシステムを開発しました (図 2(c))。このシステムは、路線バスを使うことにより、生活圏の空間線量率分布をリアルタイムで広範囲に知ることができます。現在、41 市町村を走る 32 台のバスにより 1 日数十万点の居住域の放射線データが測定され、公開されています (7-2 (2))。

(3) 成果の反映先

これまで、広範囲に拡散し地表面に沈着した放射性セシウムの分布を航空機や無人ヘリ、KURAMA を用いた走行サーベイや歩行サーベイによって測定してきました。その結果、分布状況とともにその変動も捉えてきました。これらの結果は、今後の推移予測の基礎データになるとともに、国・自治体等にも利用していただき、福島の復興に役立つよう成果をいろいろな媒体を使って発信してきました。

2013 年度は、海底堆積物へのセシウムの沈着状況に加えて、福島県内に 3,700 箇所ある農業用ため池の底の堆積物にも着目し、その分布状況を測定することに努めました。この技術を民間に技術移転し、農業再生にも役立てられたらと考えております。

今後は、これまでの成果をもとに継続的に放射性セシウムの変動を把握していくとともに、国内外の大学や関係研究機関、自治体との連携を強化し、国際的にも成果を発信してまいります。

7-1 環境モニタリング（1）

—平成25年度福島第1原子力発電所周辺における航空機モニタリング—

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 真田幸尚

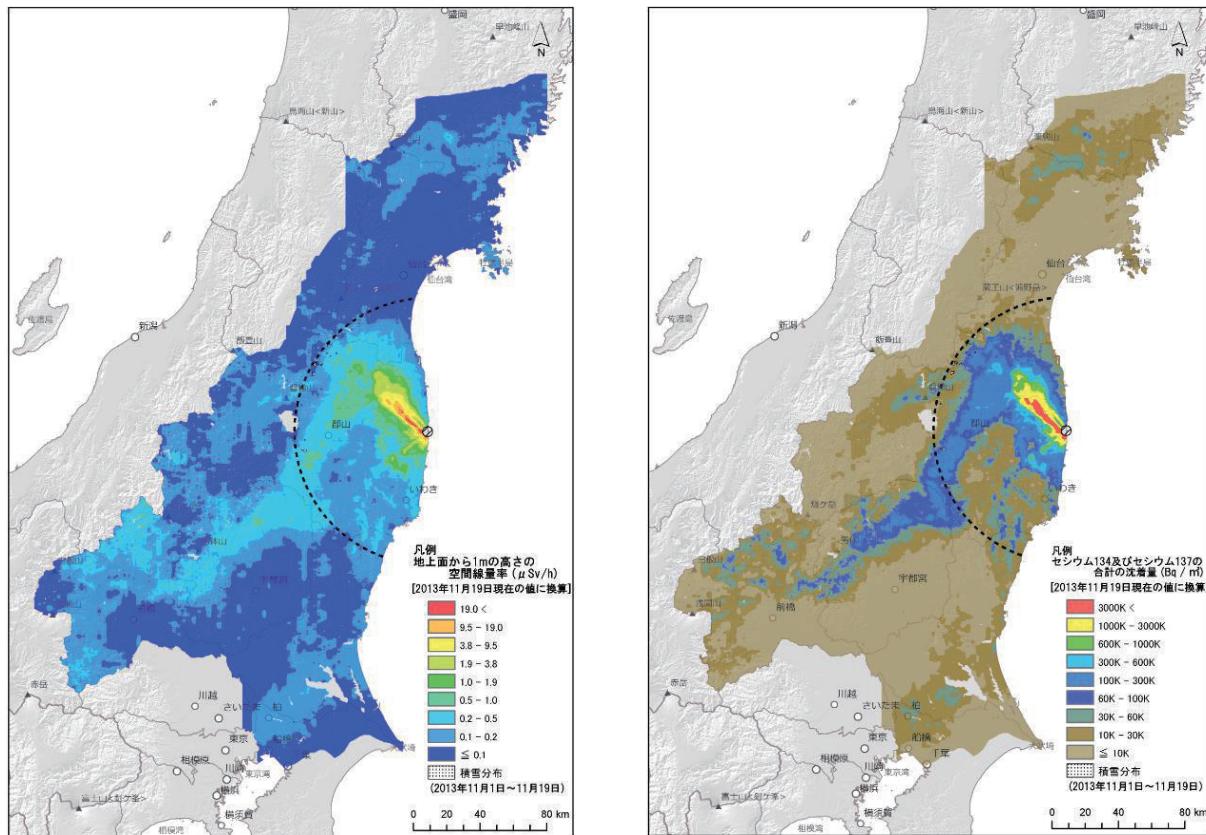


図1 航空機モニタリング結果（左：地上1m高さにおける線量率、右：放射性セシウムの沈着量）

本データは、第8次モニタリングと東日本第4次モニタリング結果を示したもので。データは、測定の最終日である2013年11月19日現在の数値に減衰補正を実施しました（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）。

（1）航空機モニタリングの経緯

2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震に起因して、福島第1原子力発電所の事故（以下、原子力発電所事故）が発生しました。事故により、周辺環境に放射性物質が拡散し、その影響を評価することが急務となりました。短時間で、広域のモニタリングを実施する方法として、航空機モニタリングが挙げられます。原子力発電所事故時には、事故直後から米国エネルギー省（DOE）と文部科学省（以下、文科省）により、航空機モニタリングを実施してきました。航空機モニタリングの実績についてに図2に示します。航空機モニタリングは、2011年3月25日に文科省によりプレス発表された「文科省航空機モニタリング行動計画」に則り、2011年4月6日から米国エネルギー省（DOE）と（公財）原子力安全技術センター（NUSTEC）によって「第1次モニタリング」として発電所から80km圏内を実施しました。また、2011年5月18日から「第2次モニタリング」としてNUSTECより発電所80-100km圏内が実施されました。その後、2011年5月30日に開始された「第3次モニタリング」

からは、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）が加わって、文科省の下に体制を整備し、発電所から80km圏内を実施しました。さらに、100km圏外にも放射性物質が拡散していることが予想されたため、2011年6月21日から福島周辺県の宮城県、栃木県、茨城県を実施した後、2011年8月9日から、文科省委託事業として、原子力機構が主体となり「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」として、東日本全域の航空機モニタリング（東日本1次モニタリング）を実施しました。その後、発電所周辺を2011年10月25日から「第4次モニタリング」として80km圏内を、2012年2月6日からは、「警戒区域及び計画的避難区域における航空機モニタリング」として実施しました。また、本委託事業を拡大する形で、2012年1月30日からは、北海道から沖縄までの残りの地域における航空機モニタリングを実施しました[1]。その後、それまでのデータに基づき、原子力発電所事故の影響が見られる地域に限定し、モニタリングを継続しています。なお、2013年度以降は、事業の委託元が原子力規制庁となっています。

年	2011				2012				2013			
月	1-3	4-6	7-9	10-12	1-3	4-6	7-9	10-12	1-3	4-6	7-9	10-12
80km 圏内		◆ 第1次 (4/6-4/29)	↔ 第3次 (5/31-7/2)	◆ 第4次 (10/25-11/5)		◆ 第5次 (6/22-6/28)		◆ 第6次 (10/31-11/16)		◆ 第7次 (8/27-9/28)		◆ 第8次 (11/2-11/19)
80km 圏外		◆ 第2次 80-100km圏内*(5/18-5/26)	↔ 東日本 1st 青森～福井・岐阜・愛知(6/22-10/10)	↔ 西日本+北海道全域 京都・滋賀～沖縄(1/30-5/31)	↔ 東日本 2nd (4/2～5/7)	↔ 東日本 3rd (10/31～12/28)	↔ 東日本 4th (9/3～11/4)					

F1NPP accident

*一部、120 km圏内

図2 航空機モニタリングの実績

(2) 航空機モニタリング手法

航空機によるモニタリングでは、大型の γ 線用の検出器(NaI検出器)をヘリコプターに搭載し、GPSで測定した位置・高度情報と γ 線の計数率を同期させたデータを採取します。測線の間隔は、過去のモニタリングで得られた測定値を参考とし、80 km 圏内の避難指示区域は0.6 km メッシュ、 $0.2 \mu\text{Sv/h}$ 以上の地域を0.9 km メッシュ、その他の地域を1.8 km メッシュとしました。また、80 km 圏外については、 $0.2 \mu\text{Sv/h}$ 以上の地域を1.0 km メッシュそれ以外の地域を3.0 km メッシュとしました。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 での線量率に換算しました。換算した線量率は、同時に測定していた γ 線のエネルギースペクトルから天然の放射性核種の影響を差し引き、放射性セシウムの沈着量(Bq/m²)に換算しました。これらの測定結果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアを使用してマップとして表示しました。

(3) 平成 25 年度の結果及び過去との比較

今年度の測定結果の例として、第8次モニタリング及び東日本4次モニタリングの航空機モニタリングの測定結果を基に、地上 1 m 高さの空間線量率の分布状況を示した空間線量率マップ及び放射性セシウム沈着量マップを図1に示します。第8次モニタリングを実施した最終日である平成25年11月19日現在の値に減衰補正しています。

本結果を、過去のマップと比較すると、全体的に線量率の高い暖色系の面積が小さくなっていることが分かります。全体的な傾向を把握するために、図3に、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線量率の比を示します。比較方法は、まず、各マップを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ました。また、誤差は比の標準偏差を示しています。図に示したように、半減

期による放射性セシウムの減衰から計算した線量率の減衰よりも航空機モニタリングの結果は早く減衰していることが分かります。本原因は、いわゆるウエザリングの効果が現れていると考えられますが、森林における落葉等の線源の移動や樹幹の遮蔽効果等の評価を加味し総合的な評価が必要です。

(4) まとめ

平成25年度に予定された80 km 圏内の航空機モニタリング2回及び80 km 圏外の航空機モニタリング1回を実施した。今回の結果を過去のモニタリングの結果と比較し、発電所事故の影響があったエリアの線量率の全体的な減少傾向を把握することができました。事故当時、定まっていなかった手法についてもある程度確立し、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います。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きます。

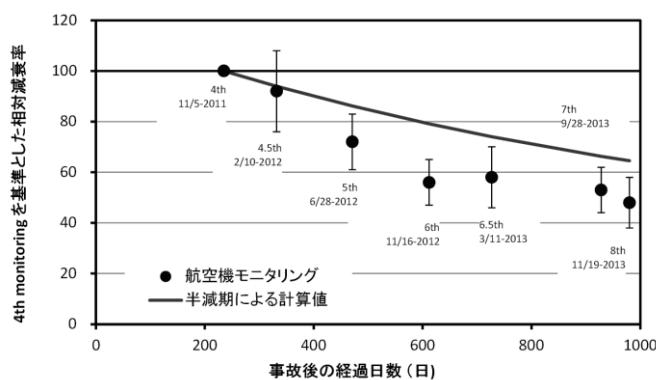


図3 避難指示区域内における避難指示区域内の放射線量率の変化傾向

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ます。

《参考文献》

- ・ 真田幸尚ほか、平成25年度福島第一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 2014-012、2014、p109

《引用文献》

- [1] 烏居建男ほか、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、p182

7-1 環境モニタリング (2)

—小型無人機放射線モニタリングシステム (UARMS) の開発—

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 増田幸尚



図1 UARMSの外観

(a)機体部写真：機体の製作は JAXA が担当

(b)制御ソフトウェア写真：あらかじめ設定した測線（白線）に沿って
プログラム飛行を行っています。

(c)放射線検出器の写真：20cm × 20cm × 3cm のプラスチックシンチレータ

ー塔及び 5cm φ × 5cm の NaI シンチレータを採用

(d)浪江町におけるフライト時の写真

1. はじめに

発電所事故以来、有人のヘリコプターや無人のヘリコプターを用いたモニタリングが実施され、その有用性が示されています。有人の航空機によるモニタリングは、基本的に測定できない場所はありませんが、航空法の制約を受けるため、低空で飛ぶことが困難です。また、測定が大がかりなものであり、実施するには十分な準備と態勢が必要です。それに対して、無人ヘリは、低空での飛行による詳細なモニタリングが可能ですが、無線でコントロールする地上局との離間距離が現状では最大 3 km 程度と測定範囲が限られます。また、標高 1,000m を超えるような山間地や無線電波が届きにくい入り組んだ地形の地域では測定は困難です。

両者を補間する技術として、原子力機構は、宇宙航空研究開発機構 (JAXA) との共同研究により、無人航空機を用いた放射線測定システム (UARMS: Unmanned Airplane for Radiation Monitoring System) の開発に着手しています。ここでは、開発状況と避難指示区域で実施した試験の結果について示します。

2. UARMS の開発状況

プラットフォームとなる機体には、平成 19~22 年に JAXA オープンラボ共同研究制度を利用して開発した長時間滞在型小型無人機 (連続対空 20 時間以上を飛行実証) を用い、この機体に UARMS としての基本性能を持たせる改修 (胴体延長、搭載機器換装等) を行ったものを UARMS ベース機として、目視範囲内での飛行により、技術実証を進め、技術実証結果を反映しながら目視範囲外を飛行させるための安全性及び新体制を強化した機能向上機 (実用機) を開発する計画としました。研究開発スケジュールは以下の通りです。

- ・平成 24 年度：ベース機の設計製作、放射線検出器を搭載した飛行実験を実施してシステムの成立性を確認（目視範囲内、立入制限区域内）
- ・平成 25 年度：ベース機によるシステムの飛行実験評価及び評価結果を反映した機能向上機 (実用機) の開発（目視範囲内、立入制限区域内）
- ・平成 26 年度：機能向上機 (実用機) の飛行実験評価、運用実証飛行試験実施後に技術移転（目視範囲外、飛行密度区域内）

表1 機体の諸元

全長 / 翼幅	2.7 / 4.2 m
質量 / 搭載	50 kg
動力装置 / 出力	Desert Aircraft DA-100L / 9.8 hp
燃料	ガソリン
飛行速度	25~35 m/s (90~126 km/h)
飛行時間	6 時間 (日中)
センサー	GPS / INS Air Data Sensor
ナビゲーション装 置及び制御方法	遠隔操縦 ウェイポイントによる自動操縦
通信	2.4 GHz 帯データリンク UHF 帯データリンク インジウム SBD データリンク

2.1. 機体の開発

図1に機体の外観を、表1に機体の諸元を示します。機体形式は高翼双胴単発機で、胴体内前方に搭載物を搭載するための大きな空間を確保できることからエンジン及びプロペラを胴体後方に配置するプッシュ方式を採用しています。機体には、マニュアルによる操縦モードの他に自動操縦装置モードを備えており、あらかじめプログラムされた測線に沿ってフライト可能です。通信装置は、短距離用の2.4 GHz 帯及び長距離用のUHF 帯を備えるとともにバックアップとして衛星データ通信システムを備えており、最大100 km離れての操縦が可能です。

2.2. 放射線検出器の開発

検出部の特徴は、検出感度のよい20cm×20cm×3cmのプラスチックシンチレータ及び5cmφ×5cmのNaIシンチレータを採用し、感度よく放射線の計数を取得できるとともにガンマ線エネルギー情報を取得可能です。また、GPSの位置データと検出器の信号がリンクし、最小0.5秒間隔でデータが保存できます。また、上記のデータがリアルタイムに確認できます。

地上値への換算には、無人ヘリコプターと同様に、取得したデータを、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での線量率に換算します。換算した線量率は、同時に測定していたγ線のエネルギースペクトルから天然の放射性核種の影響を差し引き、放射性セシウムの沈着量(Bq/m²)に換算しました。これらの測定結果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアを使用してマップとして表示しました。

3. 飛行試験

飛行実験は、北海道の鹿部飛行場(1次)及びJAXA大樹航空宇宙実験場(2~6次)で行われ、システムの問題点と課題の抽出を行って改良を進みました。平成26年1月末までの総飛行時間は22時間50分、飛行回数は60回でした。

これまでの飛行実験結果から、モニタリング機能及び

目視範囲内の飛行における安全性と信頼性が十分に確認されたことから、平成26年1月24日に、実際の運用想定地域のひとつである福島第一原子力発電所から北に約7kmの双葉郡浪江町請戸漁港付近(避難指示解除準備地域)で、モニタリング飛行実証試験を実施しました。飛行試験は、原子力機構が全体統括(関係機関との調整を含む)及び放射線管理、JAXAが機体運用(機体及び気象に関わる飛行可否/中断判断)とする試験体制で行われ、飛行空域はこれまでと同じく、目視範囲内とし、第三者立入制限・監視区域を設定、区域の境界に加え、区域に通じる道路にも監視員を配置して入域規制を行う万全の安全対策を行いました。離着陸滑走路には国道の直線部分を用い、その国道脇に地上局を設置しました。飛行試験は、キャリブレーション飛行パターンを行い、続いて測線飛行パターン(側線の長さ800mで東西に50m間隔、観測面積は約1km²、対地高度150m、対気速度30m/s、飛行時間26分)を行いました。図2にモニタリングの結果を示します。

4. まとめ

今年度、ベース機を完成させ、避難指示区域内でのライト試験を行いました。今後、地形の追従機能を追加したり安全性能を高めた機能向上機の開発を進め、発電所周辺のモニタリングや森林の詳細なモニタリングに活用していく予定です。

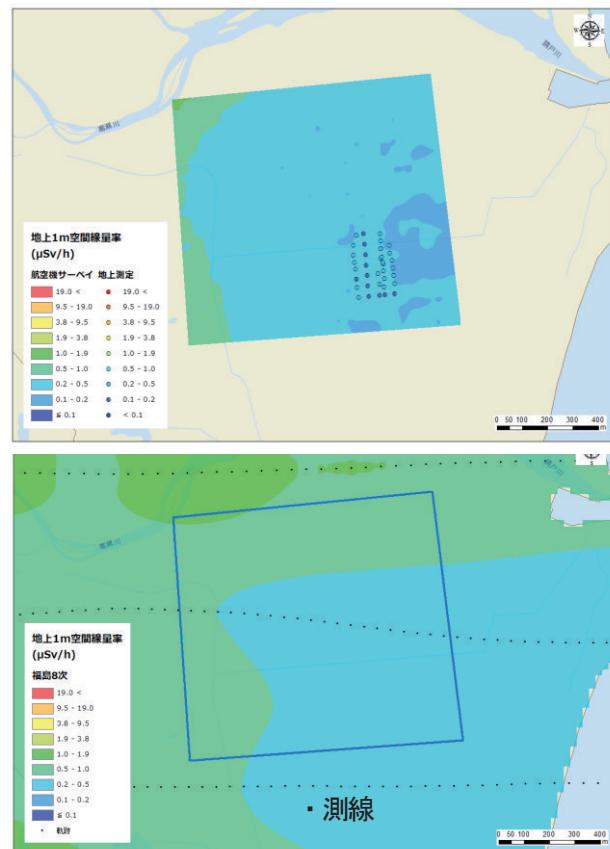


図2 避難指示区域におけるUARMSの測定結果(上)、
第8次航空機モニタリング測定結果(下)

《参考文献》

- 鳥居建男ほか、JAEAが進める遠隔放射線モニタリング、第1回制御部門マルチシンポジウム論文集、6G2-1、2014
- 真田幸尚ほか、無人機放射線モニタリングシステムの開発と今後の展望、第1回制御部門マルチシンポジウム論文集、6G2-2、2014

7-1 環境モニタリング (3)

—空間線量率分布の推移—

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 山本英明

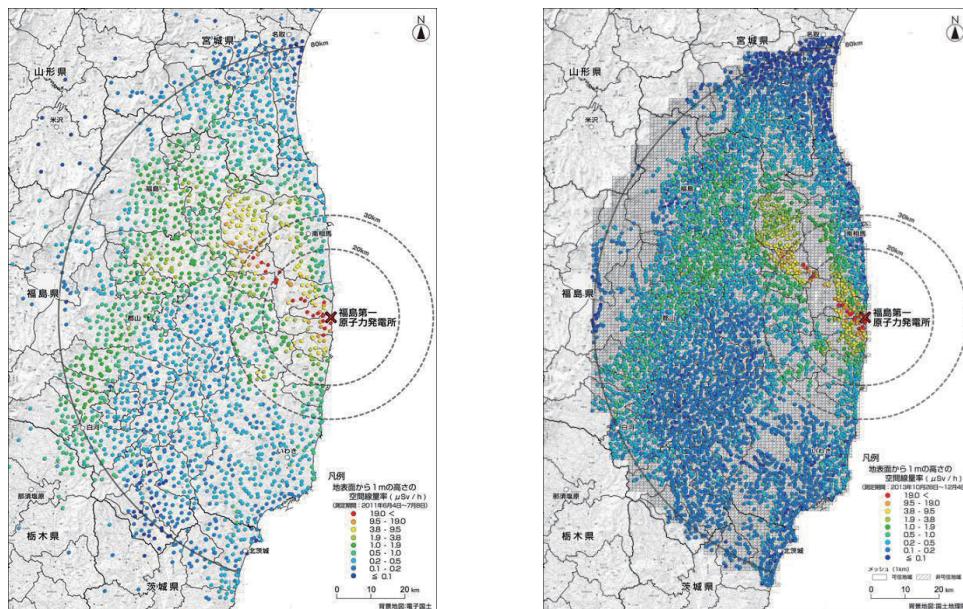


図 1 空間線量率の測定結果を記したマップ

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。左図が 2011 年 6 月から 7 月にかけて測定したもの、右図は 2013 年 10 月から 12 月にかけて測定したものです。

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の事故では、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を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。また、京都大学原子炉実験所が開発した KURAMA システムを搭載して、自動車で走行サーベイを行い、より広域の詳細な空間線量率を調べました。また、KURAMA 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する歩行サーベイも行いました。

図 1 は平坦地上 1m における空間線量率分布を 2011 年 6 月調査と 2013 年 11 月調査との間で比較したもので、全体として線量率が減少していることがわかります。2011 年 6 月調査と 2013 年 11 月調査とにおいてサーベイメータで測定した空間線量率の積算値を算出しました。空間線量率の積算値を測定箇所数で割ると平均空間線量率になるため、空間線量率の積算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積算値に対する 2013 年 11 月調査における空間線量率の積算値の比率は 0.47 となりました。約 28 ヶ月の時間が経過することで、空間線量率は 53%

減衰していまし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半減期による物理減衰のみを考慮した空間線量率の変化率は 42%程度と評価されるので、物理減衰及び除染等以外の要因により空間線量率が 11%減衰していましたことがわかります。これ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。

空間線量率の時間変化の様子は空間線量率の大きさによって異なることが昨年度までの調査でわかつてきました。このことを詳しく調べるため、2011 年 6 月調査と 2013 年度の 2 回の調査における空間線量率の積算値の比率を算出し、空間線量率の大きさごとに比較しました(図 2)。除染された箇所並びに地面の状況が大きく変化したと判断される箇所を除外した場合と、含めた場合との比較を行った結果、2011 年 6 月調査の空間線量率に関連して異なる傾向があることが確認されました。特に、2011 年 6 月調査における空間線量率が 0.25 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下の部分では放射性セシウムの物理減衰よりも空間線量率の変化率が小さく、天然放射性核種からのバックグラウンド放射線の影響を差し引いても同様の傾向が観察されました。除染箇所を含めた図と含めない図を比較すると、0.5~2.0 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ の線量率範囲で明確な差があることから、除染の影響がこの空間線量率域で特に顕著に現れていることがわかります。

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 3 に、2011 年 6 月調査で実施した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 6 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)の変化を示します。空間線量率の減少率が放射性セシウ

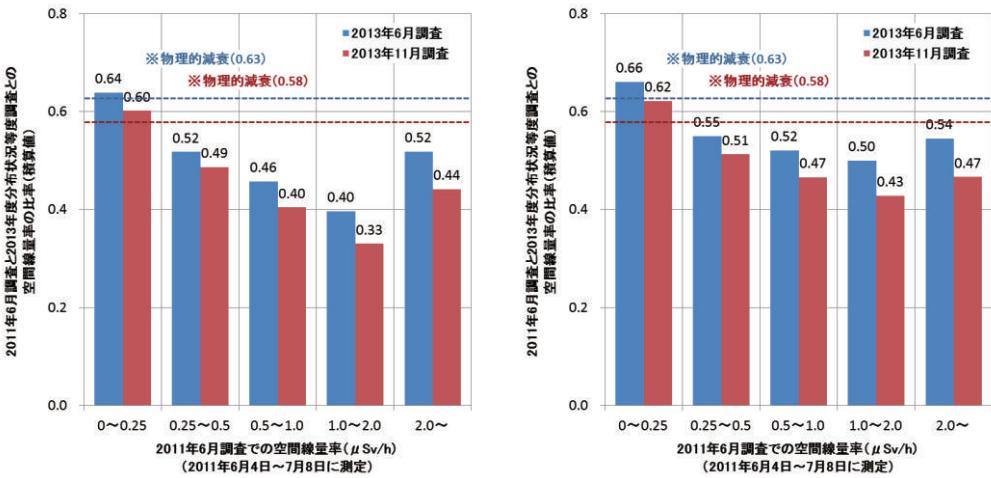


図 2 空間線量率の時間変化の様子

2011年6月調査の空間線量率の積算値に対する2013年6月調査(青)及び11月調査(赤)の空間線量率の積算値の比率を2011年6月調査時点の空間線量率の範囲ごと(横軸)に比較しました。左図は、2011年6月調査以降に除染された箇所及び地面の状況が変化していると判断された箇所を含めて算出したもの、右図は、これら除染箇所等を除外して算出したものです。

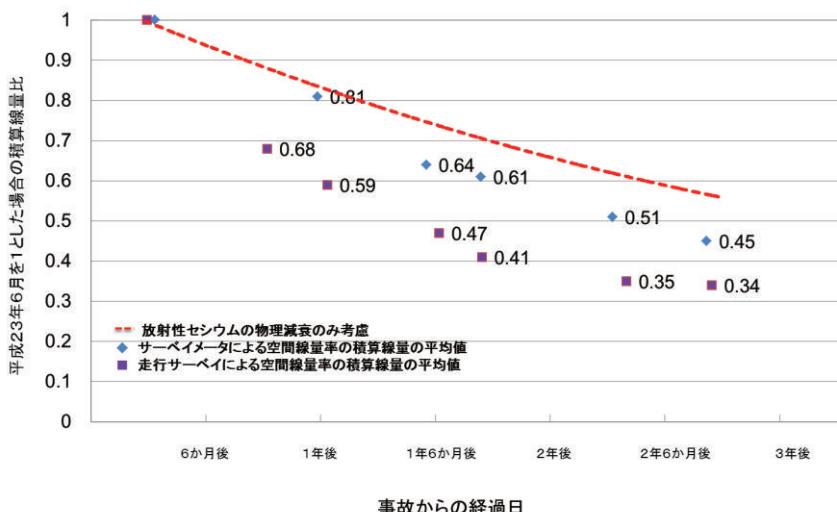


図 3 走行サーベイ結果の時間変化の傾向

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6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。

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ることが確認されました。また、最新の2013年11月調査の走行サーベイ測定結果の積算線量率比は、同年6月調査の積算線量率比とほぼ同じでした。

走行サーベイの結果からは、空間線量率の減少は土地利用状況に影響を受け、森林においては減少が小さく、建物用地においては減少が大きい傾向が見られました。

次に、道路上の空間線量率とその周辺の空間線量率の関係を調べるために、走行サーベイの結果を平均した100mメッシュ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100mメッシュ内を通過し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。地上1m高さの空間線量率の走行サーベイ結果に対する大きさは、空間線量率の積算値の比較

で、2013年6月調査では、1.6倍程度、11月調査では、1.4倍程度と評価されました。一方、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、空間線量率の積算値の比較で、2013年6月調査では、1.3倍程度、11月調査では、1.2倍程度と評価されました。

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がわかりました。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25年度原子力規制庁委託事業「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」成果報告書、2014年、<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry06.html>

7-1 環境モニタリング (4)

—水底の放射性物質濃度分布を可視化—

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 増田幸尚

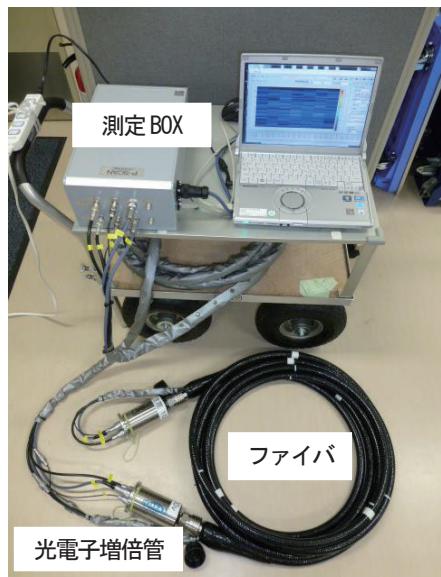


図1 PSFを用いた水底の放射線測定システム: 1 mm ϕ のPSFを15本束ねています。

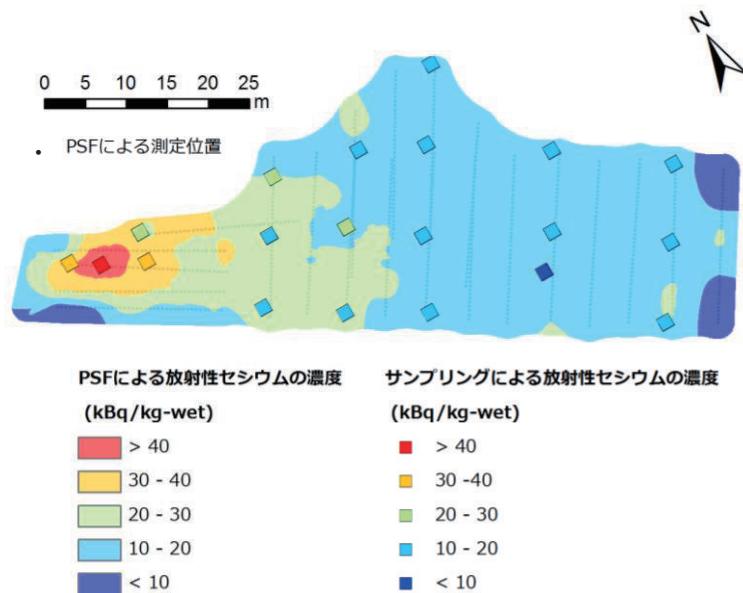


図2 福島市内のため池における水底の放射性セシウム分布マップ例: PSF の測定は5 m 間隔で行い、測定結果を内挿法の一種である Kriging により補間しています。土壤試料を採取し測定した結果とよく一致しています。

(1) はじめに

福島県内では農業用のため池が約3,700か所あり、東京電力(株)福島第一原子力発電所(以下、1F)事故以来、放射性セシウムの蓄積による汚染状況が懸念されています。ため池は、上流の集水域に降った雨を集めるものであり、その水は農業用水として使われます。ため池底の土壤の放射性セシウムの濃度を測定するには、土壤をサンプリングし実験室で放射能を測定する手法が一般的ですが、ため池全体の分布をみることは容易ではないことから、一度に幅広い範囲を直接測定する手法が求められています。また、水中においてガンマ線は空気中よりも遮蔽されるため、測定するには検出器と線源の距離を密着させる必要があります。

このようなニーズに答えるため、原子力機構では水底の放射性物質濃度を現地で直接測定できる手法の開発を行いました。本技術のコアとなる技術は、プラスチックシンチレーションファイバ(PSF)です。原子力機構では、1F事故以来、PSFの研究に取り組んでおり、放射性物質対策の前後の測定等に応用してきました。今回、一度に長い距離の測定が可能であること、水中でも測定が可能であること、測定対象物の形に応じて形が変えられることという特徴を生かし、ため池底の測定に応用することとしました。

(2) 測定手法の開発

PSFを用いた水底の放射線測定システム(p-Scanner)の構成について、図1に示します。PSFの検出部には、コア(中芯部)に放射線を感じて発光するプラスチックシンチレータを使用した光ファイバを採用しています。光ファイバの両端には光センサー(光電子増倍管)を配置し、入射された放射線の数を数えます。また、両端に備えた光電子増倍管の放射線の入射による発光を検知する時間差により検出部の発光位置を特定することができます。PSFによる計数率から水底の放射性セシウム濃度への換算には、モンテカルロ計算コードにより値付けをした水中用ガンマ線スペクトロメータ(J-subD)との比較により行いました。放射能への換算の条件としては、ため池底の土壤の表層から10 cmに放射性セシウムが均一に分布しているとみなして行いました。

本手法による放射能への換算結果と水底の土壤コアを分析した結果の比較を図3に示します。本比較は、福島県内の農業用ため池において、土壤コアを26サンプル採取し、表層から深さ10 cmまでの平均の湿潤濃度(Bq/kg-wet)を測定した結果と同地点におけるp-Scannerの測定結果を比較しました。図に示すように、両者は概ね一致し、本手法の信頼性が確認できました。

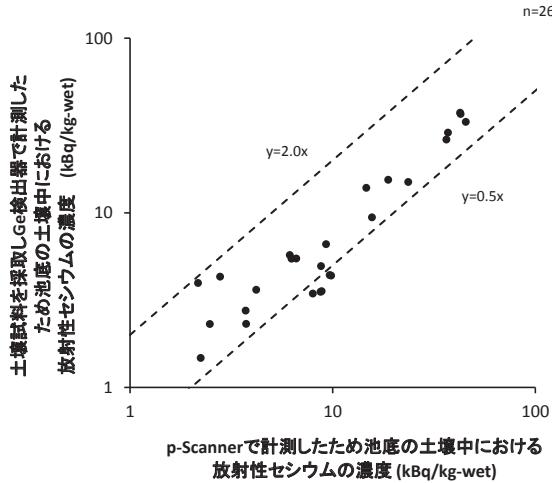


図3 p-Scannerで計測したため池底の土壤中における放射性セシウムの濃度と土壤試料を採取しGe検出器で計測したため池底の土壤中における放射性セシウムの濃度の比較
比較点数(n): 26サンプル; 散布図のプロットが $y=2.0x$ から $y=0.5x$ の中に概ね入っておりよい相関関係が認められます。

本手法は、1,000 m²程度の大きさのため池を4日間程度(1チーム5人として)で測定することができます。p-Scannerで測定した結果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアで補間し、放射能分布マップとして表示しました。

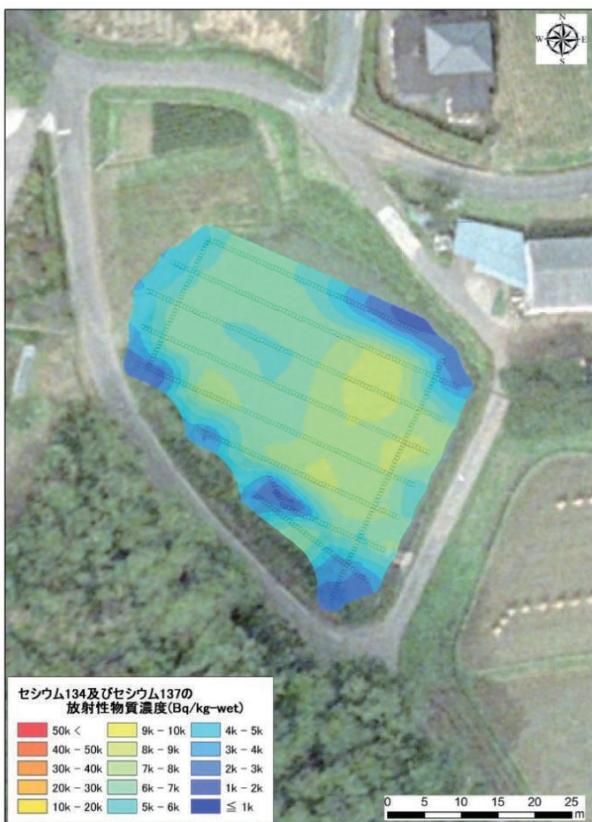


図4 浚渫前後の測定例(左:浚渫前、右:浚渫後)
p-Scannerにより、5m間隔で測定したデータをもとに、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアにより補間法の一種であるKrigingによりマップ化しました。

(3) 結果例

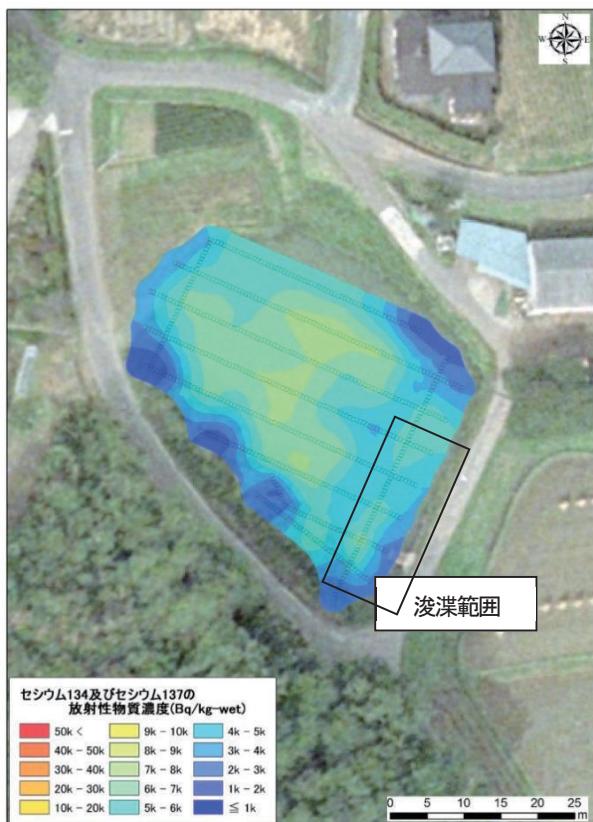
図2に測定例を示します。この例では、p-Scannerの測定を5m間隔で行い、測定結果を内挿法の一種であるKrigingにより補間しました。また、同時に土壤試料を採取しGe検出器で測定した結果と比較してもよく一致していることが分かります。

また、図4に浚渫前後で測定した結果を示します。本場所においては、別事業でため池底の土壤の浚渫実証を行つており、浚渫前後の比較を行いました。その結果、浚渫範囲の放射性セシウム濃度が低下したことが分かりました。放射能分布マップで、浚渫範囲の変化を確認することができます。このような測定技術を用いると視覚的に放射能の分布をとらえることができ、放射性物質対策の計画や効果の確認に有用と考えます。

私たちは、このような技術確立を目的とし、福島県内の10か所の農業用ため池について測定を実施し、その結果をまとめました。

(4) まとめ

本手法は、私たちと水土里ネット福島との間で技術指導契約を締結し、技術の民間移転を行っています。今後、福島県内のため池の放射性物質対策における本手法の利用について、必要な技術開発及びサポートを行っていく予定です。



7-1 環境モニタリング (5)

—無人ヘリを用いた発電所近傍の線量率の変化傾向調査—

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 真田幸尚

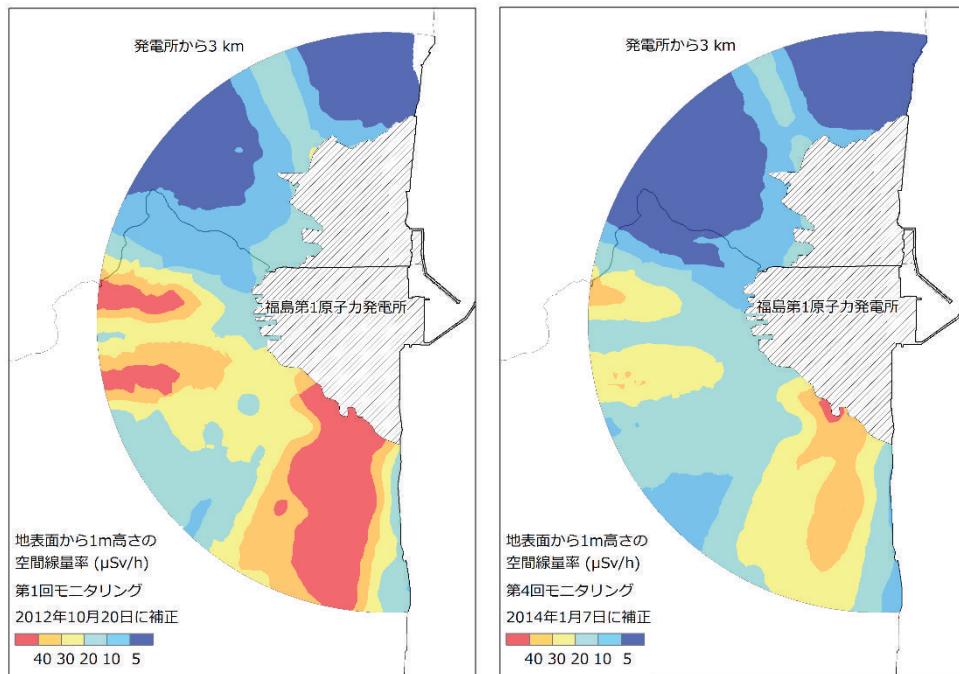


図1 無人ヘリによるモニタリング結果の比較

(1) はじめに

福島第一原子力発電所から3km圏内については、飛行制限区域（平成25年2月5日までは飛行禁止区域）となっており、有人ヘリコプターによる航空機モニタリングは実施されていません。また、地上での測定結果も限られています。無人ヘリは有人ヘリコプター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、放射線分布の位置分解能は高くなります。

そこで、平成25年度は、航空機モニタリングの結果を参考として、空間線量率が比較的高い範囲を中心に測定範囲を広げ、福島第一原子力発電所から概ね5kmの範囲を年2回モニタリングし、空間線量率や放射性セシウムの沈着量を測定しました。

(2) 発電所周辺における無人ヘリモニタリングの経緯

無人ヘリによる福島第一原発周辺のモニタリングは以下の4回実施しました。

・第1回モニタリング

福島第一原発から3km圏内

平成24年8月30日～平成24年10月20日

・第2回モニタリング

第1回モニタリングと同じ範囲

平成25年1月28日～平成25年3月20日

・第3回モニタリング

福島第一原発から概ね5km圏内（図1参照）

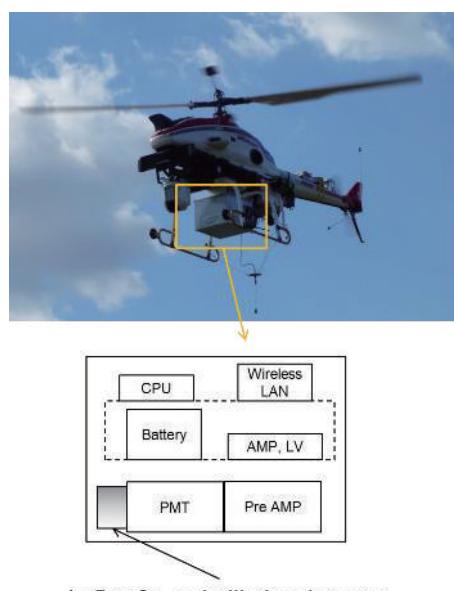
平成25年6月6日～平成25年7月31日

・第4回モニタリング

第3回モニタリングと同一の範囲

平成25年11月19日～平成26年1月7日

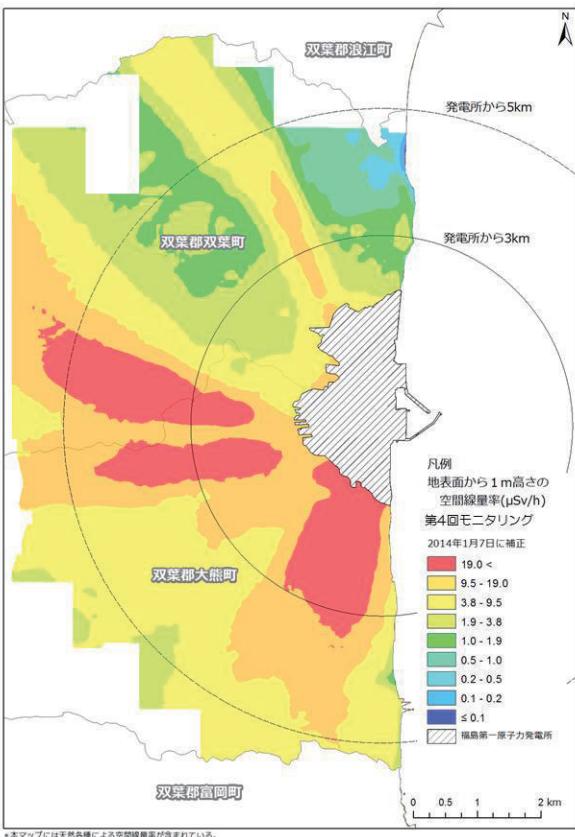
各箇所の測定結果は測定日が異なるため、各測定箇所における地上1m高さの空間線量率及び地表面の放射性セシウムの沈着量の値は、放射性セシウムの物理的半減期を考慮し、各モニタリングの最終日に換算しました。



LaBr₃:Ce scintillation detector
(38 mmΦ x 38 mm x 3 = 0.13L)

図2 無人ヘリモニタリングシステムの外観及び検出器の構造

（検出器には、LaBr₃:Ce 検出器を用いています。）



**図3 第4回モニタリングの結果
(地上1m高さの線量率マップ)**

本データは、第4次モニタリング結果を示したものです。データは、測定の最終日である2014年1月7日現在の数値に減衰補正を実施しました(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)。

(3) 無人ヘリモニタリングの方法

測定に当たっては、ヤマハ発動機(株)自律飛行型無人ヘリ RMAX G1を使用し、地上からの直達ガンマ線及び空気による散乱線の全計数率とエネルギースペクトルを1秒間に1回連続測定しました。また、放射線検出器はLaBr₃(Ce)(ランタンプロマイド)シンチレーション検出器(1.5"Φ×1.5"×3本)を用いました。図2にシステムの外観及び検出器の構造を示します。

無人ヘリの飛行高度は、安全面及びデータの信頼性を考慮し、対地高度で80m程度としました。上空で測定される放射線は、無人ヘリ下部の半径80m程度の円内のガンマ線量を平均化したもので、無人ヘリの軌跡幅(測線間隔)は80m、無人ヘリの飛行速度は8m/s(=28.8km/h)程度としました。取得データは、放射線検出器で測定される1秒毎のガンマ線のデータ(計数率)とエネルギースペクトル及びそれに対応するDGPS

(Differential Global Positioning System)による位置情報です。

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での線量率に換算しました。換算した線量率は、同時に測定していたγ線の

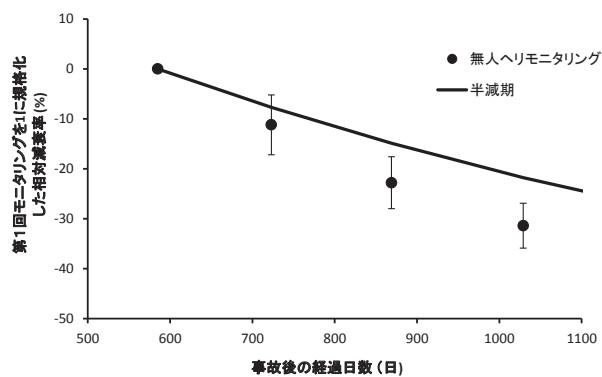


図4 無人ヘリモニタリングによる地上1mの線量率の相対減衰率(誤差棒は標準偏差($\sigma=1$))

エネルギースペクトルから天然の放射性核種の影響を差し引き、放射性セシウムの沈着量(Bq/m^2)に換算しました。これらの測定結果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアを使用してマップとして表示しました。

(4) モニタリング結果

図3に第4回モニタリングにおける空間線量率マップを示します。比較的高い空間放射線量率と放射性セシウムの沈着が、北西、西北西、西、南方向に広がっていることが分かります。今回の測定と過去の測定結果の比較例を図1に示します。線量の高い暖色系のエリアが小さくなっていることが分かります。これらの変化傾向を定量的に比較するために、過去4回の測定結果について、モニタリング区域を5mメッシュに分割し、第1回モニタリングとの相対減衰率を算出しました。図4に、相対減衰率の平均値と事故からの経過日数の関係及び物理的半減期による線量率の減少を示します。このように、経過日数が長くなるにつれて、物理的半減期による減少よりも無人ヘリによる実測値は減少していました。本原因は、いわゆるウェザリングの効果が現れていると考えられますが、森林における落葉等の線源の移動や樹幹の遮蔽効果等の評価を加味し総合的な評価が必要です。

(5) まとめ

無人ヘリコプターを用いて、発電所周辺約5kmまでの範囲について、モニタリングを実施しました。本モニタリングは、平成24年度から継続的に実施しており、特に3km圏内は、4回のデータが取得されています。過去のデータの変化傾向を確認すると、物理的半減期による減衰よりも早く減衰している傾向があります。

本結果は、周辺で実施されている地上における測定結果等と総合的に考察し、環境中の線量の変動予測に利用できると考えています。今後も、継続的にデータを取得していく予定です。

参考文献

- Y. Sanada and T. Torii, Aerial radiation monitoring around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant using an unmanned helicopter, J. Environ. Radioact., 2014, <http://dx.doi.org/10.1016/j.jenvrad.2014.06.027>
- 眞田幸尚ほか、原子力発電所事故後の無人ヘリコプターを用いた放射線測定、JAEA-Research 2013-049、2014、p129

7-2 マッピング (1)

—放射性核種の土壤沈着量分布の特徴—

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 山本英明

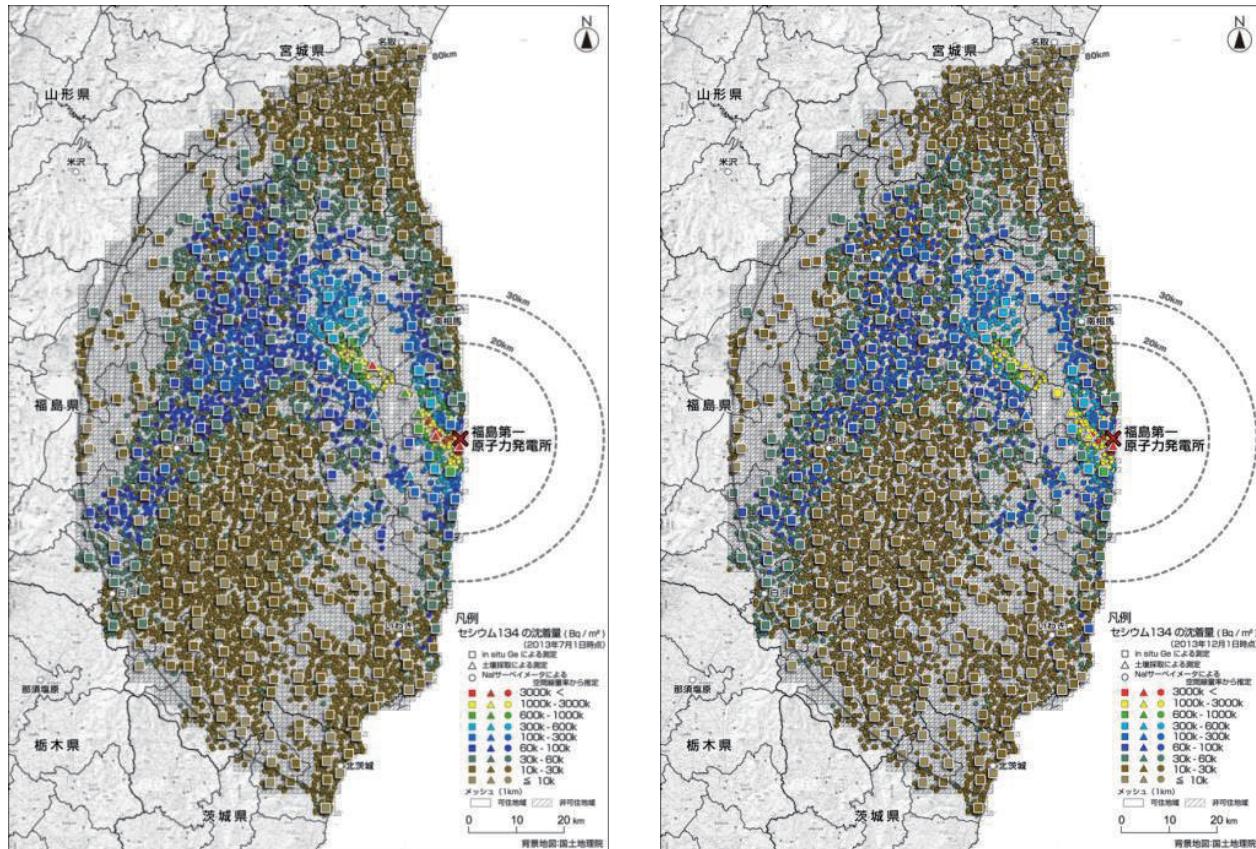


図 1 セシウム 134 の沈着量を記した土壤濃度マップ

直接に測定した沈着量(in-situ 測定を口、土壤採取による測定を△)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。左図が 2013 年 6 月調査、右図が 2013 年 11 月調査です。

東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故では、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きました。どのような種類の放射性核種がどのくらい土壤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壤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。

2011 年 6 月に実施した第 1 回目の環境調査では、約 11,000 個の土壤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、土壤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壤沈着量を定量しています。現在、空間線量率に寄与している人工放射性核種のほとんどが放射性セシウムであり、これまでに実施した調査においても、搅乱のない平坦地では土壤への放射性セシウムの沈着量と空間線量率が非常に良い相関を示すことが確認されています。そこで、in-situ 測定を行なった箇所で空間線量率の

測定を同時に行い、調査時点における空間線量率と放射性セシウム沈着量との相関関係を求め、この関係を用いることで、放射性セシウムの沈着量を直接に測定していない箇所における放射性セシウムの沈着量を空間線量率から評価しました。

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 6,560 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 測定及び土壤採取により直接に求めた沈着量に加えて記した土壤濃度マップを作成しました。セシウム 134 の詳細な土壤濃度マップを図 1 に、セシウム 137 の土壤濃度マップを図 2 にそれぞれ示します。2013 年 6 月調査(6 月 3 日～7 月 10 日)の結果を左図に、11 月調査(10 月 28 日～12 月 6 日)の結果を右図に示します。

2013 年 6 月調査と 11 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積算値による比較を行いました。沈着量の積算値を測定箇所数で割ると平均沈着量になるため、沈着量積算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。2013 年 6 月調査の沈着量に対する 11 月調査の沈着量の比率は、セシウム 134 に関しては 0.85 と評価されました。この期間の物理減衰により予想される比率は 0.87 でした。同じくセシウム 137 沈

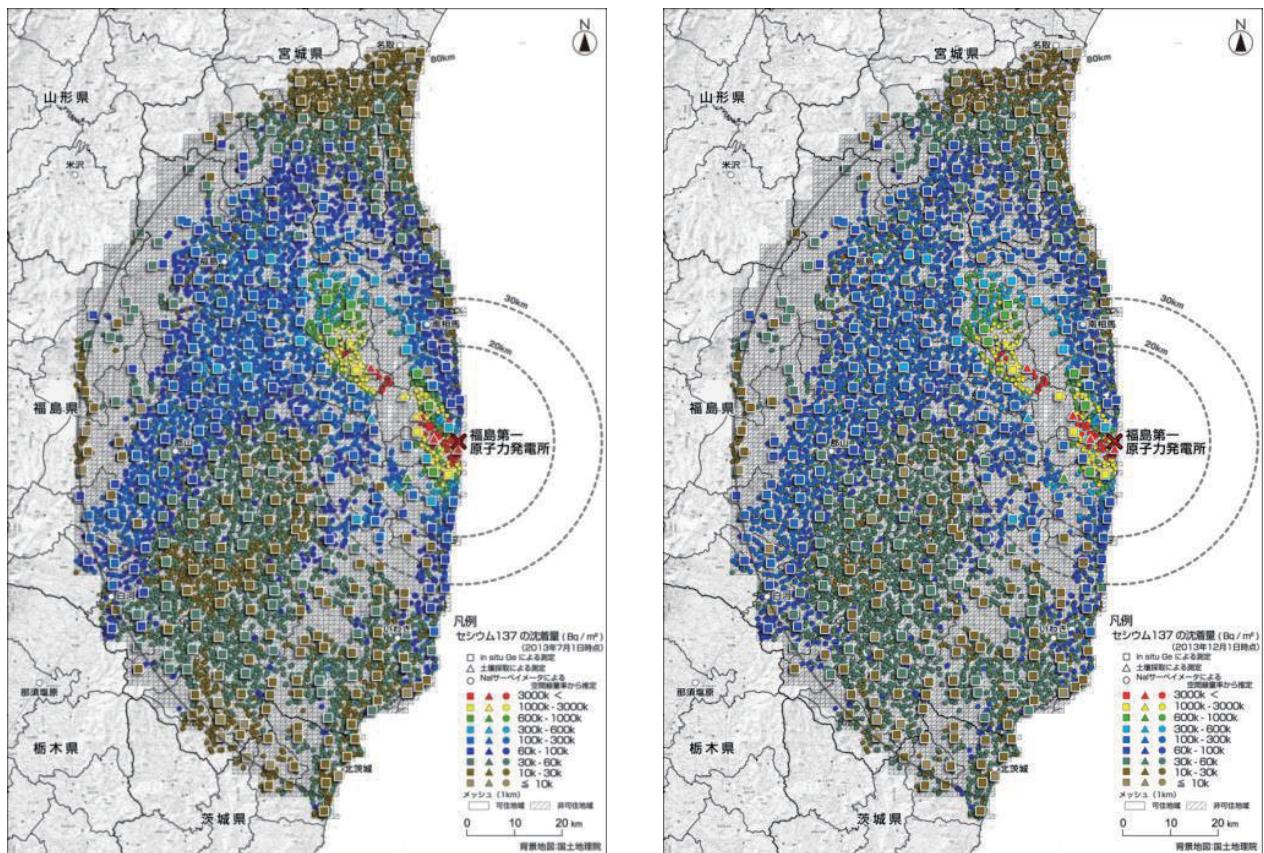


図 2 セシウム 137 の沈着量を記した土壤濃度マップ

直接に測定した沈着量(in-situ 測定を□、土壤採取による測定を△)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。左図が 2013 年 6 月調査、右図が 2013 年 11 月調査です。

着量のふたつの時期での比率は 0.97 と評価されました。物理減衰は 0.99 でした。これらの結果から、6 月と 11 月の間で風雨等により放射性セシウムが除去されるウェザリング効果による沈着量の減少はほとんど観察されませんでした。

セシウム 137 の沈着量の長期的な変化に関しては 220 箇所で比較をすることができ、2012 年 3 月調査から 2013 年 6 月調査までの 16 ヶ月間ではほとんど減少がみられませんでした。この期間に予想される物理減衰は 3%程度でした。また、2013 年 11 月調査までの 21 ヶ月間においては、物理減衰が 4%程度であるのに対し、ふたつの時期での比率は 1.01 でした。

土地利用状況別にセシウム 137 の総沈着量を評価し、その割合を求めました(図 3)。国土数値情報土地利用データ(平成 21 年)を参照して、土地利用区分別にセシウム 137 の沈着量を積算して最終的に百分率で表しました。

この結果から、放射性セシウムは森林として分類される地域に 58%程度が分布しており、最も大きな沈着量を持つことが確認されました。また、田及び他の農業用地への沈着量は合わせてほぼ 30%であり、2 番目に大きいことが示されました。建物用地への沈着量は 8%程度でした。河川や湖沼は、放射性セシウムの長距離移行に関しては主要な経路となると考えられますが、この地域周辺のセシウム沈着量総量の観点からは大きな割合を占めないことがわかりました。なお、河川や湖沼に関して

は、河底や湖底に蓄積した放射性セシウムを評価している訳ではないので注意が必要です。面積比をみると森林が 54%、農地が 31%、建物用地が 9%であり、放射性セシウム沈着量と面積はほぼ比例していました。原子力機構では引き続き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。

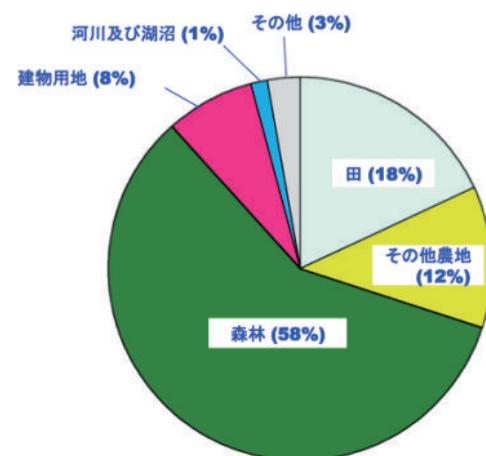


図 3 土地利用区分ごとのセシウム 137 沈着量の割合

沈着量の割合は土地利用面積の割合にほぼ比例した結果となりました。

7-2 マッピング（2）

—環境モニタリングデータ情報発信システムの構築—

システム計算科学センター 高度計算機技術開発室 武宮博

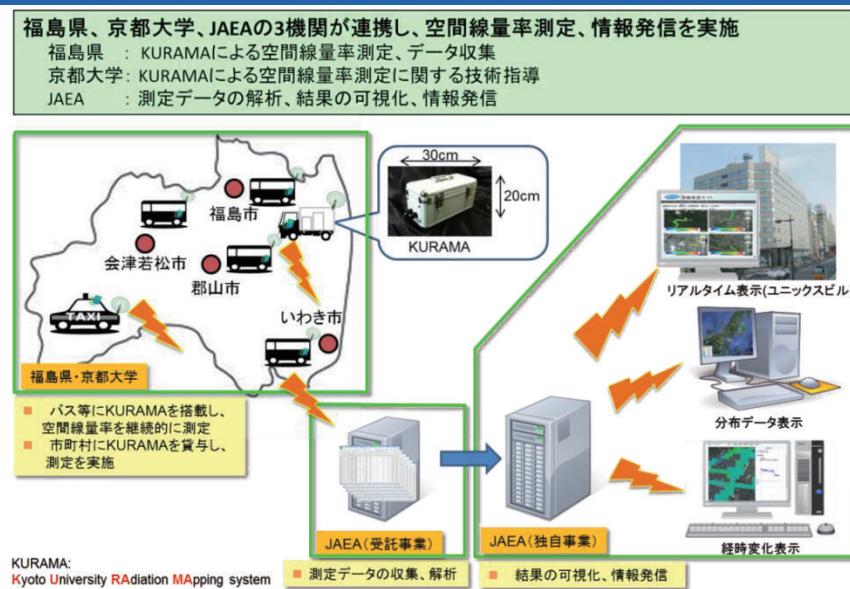


図1 福島県空間線量率等測定事業の枠組み

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)から放出された放射性物質の影響を評価し、適切な対策を講じるためには、現状分布及び時間変化の傾向を詳細に把握することが重要です。我々は、これらの把握に必要な環境モニタリングデータを広く一般に公開する事業を進めています。

その事業の一つが、福島県空間線量率情報発信事業です。この事業では、福島県及び京都大学と協力し、福島県下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。KURAMA-II は、京都大学原子炉実験所により開発された小型で堅牢な測定器で、電源を入れるだけで自動的に空間線量率や測定位置に関する情報を取得し、携帯回線を利用してインターネット上のサーバに送信することが可能なシステムです。車に搭載することにより、移動しながら連続的に空間線量率を測定することができるため、広範囲の地域における空間線量率の測定に適しています。

車に測定器を搭載し空間線量率を測定するカーサーベイは広域にわたる空間線量率を詳細に測定できることから、これまで国や自治体により実施されてきましたが、費用の面から年に数回程度の実施頻度でした。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を活用して測定を行うことで、地域住民の方々の生活圏に密着した空間線量率の変化を継続的かつ高頻度に測定することができます。また、ネットワーク技術、データ処理技術により、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、測定結果をリアルタイムに提供できるようにしました。現在、福島県内を走行する 32 台の路線バスに KURAMA-II を搭載し、福島駅前に所在するユニックスビルに設置された大

型ディスプレイを通じて測定結果をリアルタイムに公開しています。現在、このシステムにより福島県下 41 市町村の分布状況を確認することができます。

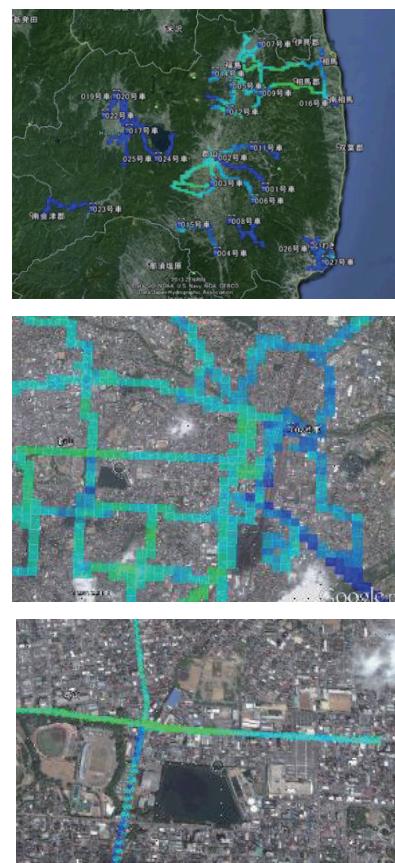


図2 詳細度制御機能を活用した福島県空間線量率分布の可視化

福島県全域の分布(上図)、市町村域の分布(中図)、市町村の一部地域の分布(下図)等、対象領域の広さに応じて表示結果の詳細度を制御することで、情報の欠落なく円滑なリアルタイム表示を実現しています。

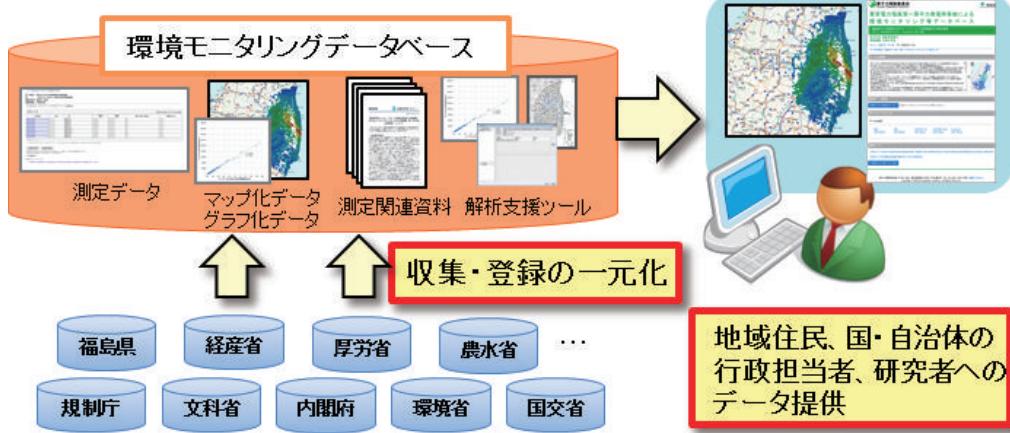


図3 環境モニタリングデータベース

関係省庁、地方自治体が独自に公開していた環境モニタリングデータを一元的に集約、比較可能な形式で公開しました。

KURAMA-II は 3 秒間隔で空間線量率を測定し、携帯回線を介して結果を送信してきます。したがって、数十台規模の測定では、1 日当たり数十万点のデータが測定されます。利用者は、この測定結果を可視化した画面を操作して、福島県全体の分布状況や自分が居住している地域の詳細な状況を確認したいという要求があります。このような画面操作に応じて円滑に表示を変更し、数十万点に上る膨大な結果の再描画を行うことは、現在の高速な計算機を用いても困難です。また、処理の負荷が大きいだけではなく、表示する情報の解像度の問題もあります。例えば、福島県全県規模で個々の測定点を表示しようとしても、測定点の間隔がディスプレイの解像度以下となってしまうため、大部分の測定結果を表示されないことになります。

そこで我々は、画面に表示される領域の広さに応じて表示する結果の詳細度を変化させる詳細度制御技術を活用することにしました。具体的には、福島県全域の分布状況を表示する際には、1km 範囲のメッシュ領域に含まれる測定結果を平均し、その結果を表示します。また、市レベルの分布状況を表示する際には、より詳細な情報を提供するために、100m 範囲のメッシュ領域に含まれる測定結果を平均し、その結果を表示するようにしました。さらに、道路がはっきりと認識できる地区レベルの分布状況を表示する際には、個々の測定点を表示するようにしました。このように詳細度を適切に制御することで、描画に要する時間を短縮するとともに、ディスプレイの解像度に応じた情報提供を可能とすることができます。

今後は、これまで収集してきた数千万点に及ぶ測定データを解析し、空間線量率の時間変化に関する詳細な情報を提供していく予定です。

情報発信に関するもう一つの事業は、環境モニタリングデータベースの構築です。これまで、関係省庁や地方自治体により数多くの環境モニタリングが実施されてきましたが、それらのデータは実施機関により各自の形式で取り纏られ、個々のサイトで公開されていました。

表1 環境モニタリングデータベースに登録されたデータ一覧

1F 事故以来、関係省庁、地方自治体により公開されていた 3 億超の環境モニタリングデータが登録されています。

データ種類	データ数
サーベイメータ、走行サーベイ、航空機モニタリング等による空間線量率測定結果	約3億データ
Ge測定器や航空機モニタリングによる陸域の放射能濃度の測定結果	約1000万データ
スクレーパーフレート等を用いた放射能濃度の深度分布測定結果	約500データ
河川水、河底土、井戸水、海水、海底土等の放射能濃度の測定結果	約2万データ
食品等に含まれる放射能濃度の測定結果	約10万データ

そのため、地域住民の方や行政担当者、原子力分野の研究者等、データを必要とする方々は、どのサイトに目的とするデータがあるのかが分からず、各サイトにアクセスして検索する必要がありました。また、独自形式で纏められていることから、関連するデータの相互比較が困難であるという問題もありました。そこで我々は、関係省庁や地方自治体により独自に公開されたデータを自動的に収集するツールを開発して、散在したデータを一元的に集約するとともに、表示形式やデータ精度を統一して相互比較を可能としました。

これまでに、21 機関から公開されている 3 億超の環境モニタリングデータを集約し、公開しています。これらのデータは、数値データとしてだけではなく、マップやグラフなど、分布状況や経時変化状況を直観的に把握しやすい形式で公開されています。2013 年 9 月の公開以降、月平均で約 16 万 6 千件のアクセスが記録されています。

これら事業の一部は、原子力規制庁からの受託事業「平成 25 年度東京電力福島第一原子力発電所事故による環境モニタリング等データベース構築」及び福島県空間線量率測定システムの一部は、福島県からの受託事業「広域線量率分布測定用装置(KURAMA-II) データ解析・補正」の成果です。

《参考文献》

- A. Seki, H. Takemiya, et al., Development of radionuclide distribution database and map system on the Fukushima nuclear accident, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.4, 2014, p.47-50.
- 武宮博、齊藤公明、水野哲、谷垣実：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(10) 福島県空間線量率測定結果速報システムの構築、日本原子力学会 2013 年秋の大会予稿集(2013)

7-3 沖合海域の海底堆積物に含まれる放射能の調査

—海底における放射性セシウム分布の時間変化—

原子力基礎工学研究センター 環境・放射線科学ユニット 環境動態研究グループ 乙坂重嘉

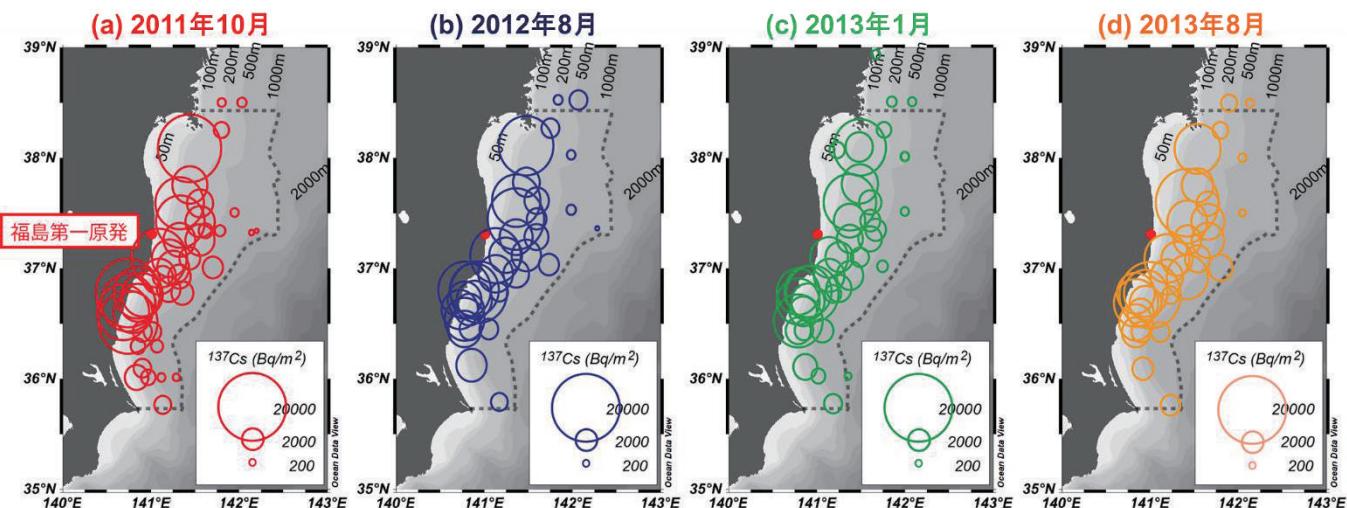


図1 宮城県、福島県、茨城県沖における海底 1m²当たりの¹³⁷Cs の存在量の分布

図には、2011年10月から2013年8月にかけて原子力機構で実施した調査結果(実測値)と、同時期に実施した政府によるモニタリングデータに基づく推定値を併せて記しています。¹³⁷Cs 存在量は、堆積物の深度 10 cmまで積算しました。

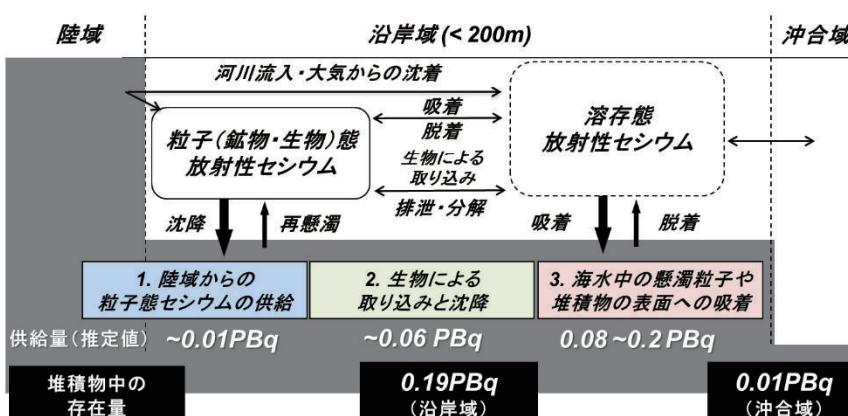


図2 海底における放射性セシウムの存在量と主な初期沈着過程の模式図

図中の存在量は、2011年10月の¹³⁷Cs 観測値に基づいて見積もった値を、供給量は2011年3月から10月までの推定値を示しました。汚染度の高い海水が懸濁粒子や堆積物表面への接触が主要な沈着プロセスと考えられます。

河川や大気を通じて海洋に供給された物質の多くは、海水に溶けた状態で海流と共に移流・拡散しますが、残りの一部は、生物の体内に取り込まれたり、海水中に漂う懸濁物に吸着したりしながら海底へと運ばれます。海洋表層に比べて海底付近のものの動きは遅いため、海底に沈着した物質は比較的長い時間その海域に留まります。

実際に、東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故以降行われているモニタリング調査の結果によると、海水中の放射性核種の濃度は、施設のごく近傍を除けば事故前と同じレベルにまで減少している一方で、海底の堆積物中の放射性核種濃度は、ゆるやかな減少傾向にあるものの、事故前に比べて高い濃度を示しています。

本研究では、政府等によるモニタリング調査結果に加えて、沿岸域から沖合海域にかけての広い範囲で独自に実施した観測結果から、海底における放射性核種の分布の時間変化と、その要因について調べました。

図1に、宮城県、福島県、茨城県の沖合において観測した、堆積物 1 m²当たりの¹³⁷Cs の存在量の分布を示します。海底堆積物中の¹³⁷Cs 存在量は水深 200 m 以浅の沿岸域で特に多く、水深 1,500 m 前後の沖合海域まで分布していました。このような分布の特徴は、事故の約半年後(2011年10月)から2013年8月まで同様でした。海底への放射性セシウムの沈着は、主に事故後の半年以内に起こったことがわかりました。

沿岸域で生じたと考えられる海底への放射性核種の沈着経路として、(1) 陸域に沈着した放射性核種の河川による供給、(2) プランクトンなどの生物による海水中の放射性セシウムの取り込みと海底への沈降、(3) 放射性セシウムを含む海水が堆積物や懸濁粒子中の鉱物成分に接触することによる吸着、の3つの過程があげられます(図2)。陸上への事故由来の放射性核種の沈着量、河川からの物質の流出率、海洋での生物生産量、海流に伴う放射性セシウム流動のシミュレーション計算等を考慮して、上述

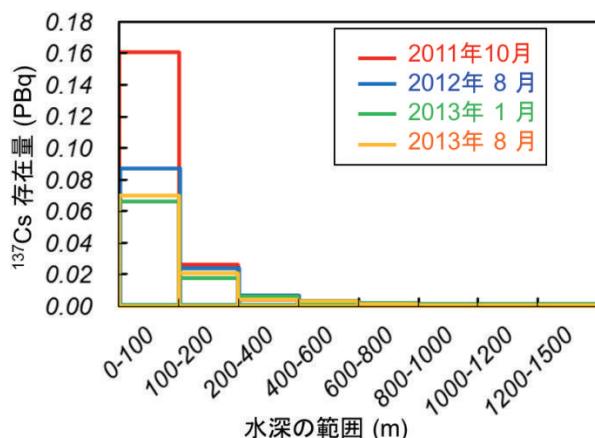


図3 深度帯毎に積算した堆積物中の¹³⁷Cs存在量

図1に示した¹³⁷Cs存在量データは、概ね試料を採取した水深の関数として表されました。この¹³⁷Cs存在量と水深との関係から、深度帯毎の¹³⁷Cs存在量の平均値を算出し、各深度帯の面積を乗じて積算しました。

の3つの過程について海底への¹³⁷Cs供給量をそれぞれ見積もった結果、過程(3)が支配的であったと推察されました。すなわち、図1に示す放射性核種の分布は、事故後の早い段階での汚染度の高い海水の流動の様子を記録していると言えます。

海底への放射性核種の沈着が特に顕著だった北緯35.7度から38.5度の海域(図1の点線で囲んだ海域)における各観測点での堆積物中の¹³⁷Cs存在量を水深帯毎に平均し、各深度帯の面積で積算した結果を図3に示します。海底に沈着した¹³⁷Csの総量は、2011年10月には約0.2 PBqで、その後1年半にわたって緩やかに減少していました。¹³⁷Cs存在量の減少は、特に水深の浅い沿岸域で顕著でした。

上記の海洋調査の結果を分析するために、汚染した海底堆積物から放射性セシウムを溶出させる室内実験を行ったところ、一旦海底に沈着した放射性セシウムは再溶出し難いことが明らかにされています。事故から3年後に採取した堆積物についても同様の実験を行いましたが、その特性に目立った変化は見られませんでした。このことから、図3に見られる堆積物中の¹³⁷Cs存在量の減少は、放射性セシウムを含んだ堆積物が、少しずつ運ばれたことによって生じたと考えることができます。

その移動の様子を示す一例として、図4に、水深の異なる代表的な2観測点における、堆積物中の¹³⁷Cs濃度の鉛直分布を示します。同図には、それぞれの観測点における2011年と2013年の観測値を示しています。

堆積物中の¹³⁷Cs濃度は堆積物の表面付近で高く、堆積物下層に向かって減少しながら分布していました。この鉛直分布を2011年と2013年で比較すると、浅海域における堆積物上層の濃度減少(図4(a))や、沖合海域における堆積物中層(1~数cm層)での濃度増加(図4(b))、といった特徴が見られました。

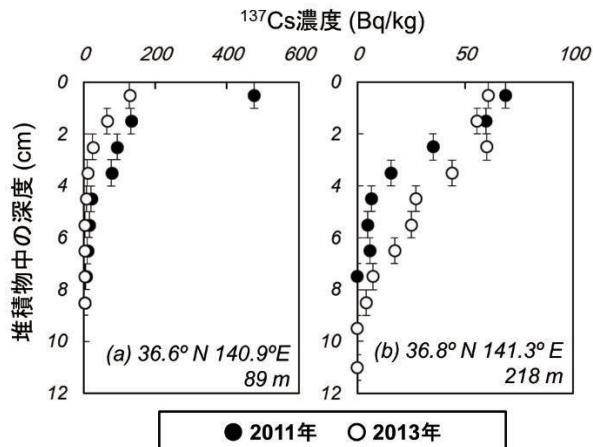


図4 沿岸域と沖合海域における
堆積物中¹³⁷Cs濃度の鉛直分布

それぞれの海域での代表的な2つの観測点における結果を示しました。いずれの海域でも、2011年(●印)と2013年(○印)で鉛直分布がわずかに異なることがわかります。

図4(a)に見られる堆積物上層の濃度減少は、放射性セシウムを沈着した堆積物の一部が、海底付近での海水の流れに伴って移動したことが原因と考えられ、この過程は、特に沿岸域での¹³⁷Cs存在量の減少の主要因であると言えます。図3において、沿岸域における¹³⁷Cs存在量の減少が沖合海域での存在量の増加と一致しないことを考慮すると、沿岸に堆積していた放射性セシウムは、再浮遊して広範囲に拡散したり、海水中に再溶解したりすることによってその量を減少させたものと推察されます。

図4(b)に見られる堆積物中層での濃度増加は、ゴカイなど堆積物中に生息する生物による堆積物の鉛直混合(生物かく乱)が主な原因と考えられます。この生物かく乱による影響は深さ十数cmに及ぶことが知られており、放射性核種をより移動しにくい下部の堆積層に蓄積させる効果があります。

海底に沈着した¹³⁷Csの量は、1F事故によって北太平洋に放出された¹³⁷Csの約2%に過ぎませんが、そのごく一部が海底付近の生物網に取り込まれることも懸念されています。事故後の初期段階で海底に沈着した放射性核種の逐次的な移動の様子を把握・予測することにより、海底付近の生態系への長期にわたる影響を正しく理解することが期待されます。

参考文献

- S. Otosaka and Y. Kato, Radiocesium derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident in seabed sediments: Initial deposition and inventories, Environmental Science: Processes & Impacts Vol.16, No.5, 2014, pp.945-1156
- 乙坂重嘉、海底堆積物中の放射性セシウム濃度の推移、ISOTOPE NEWS、Vol.710、2013、pp.12-15

8-1 除染技術実証事業

—平成 25 年度環境省実証事業の評価—

福島研究開発部門 企画調整室 渡辺将久

表 1 平成 25 年度除染技術実証事業に選定された 11 件の技術

No.	対象物	手法	特徴
1	土壤	フッ化物塩	常温、常圧下でのフッ化物塩を用いたCs溶出
2		真空加圧	セメントを用いた固型化と真空加圧による脱水減容
3	底質	分級	原位置での底質の分級
4		破碎・吸引・回収	破碎・吸引システムによる緑地除染の省力化
5	有機物	乾燥・破碎	植物と土壤の混合物の乾燥、破碎後の分級
6		無人ヘリによるモニタリング	無人ヘリによる超低高度計測による空間線量率マップの作成とハイパースペクトル技術による植生・土地被覆現況図の作成
7	容器単位のモニタリング	容器単位のモニタリング	容器単位での放射能濃度の簡易測定
8	焼却灰	洗浄	焼却灰中Csの高効率洗浄
9		洗浄・磁気分離	吸着剤を担持した磁性ナノ粒子を利用した焼却飛灰からのCs回収
10	廃棄物	有機酸	車両のアルミ製熱交換品の有機酸(主成分)による除染
11		プラスチック	重曹プラスチックによるリサイクル廃家電製品の除染

平成 23 年 11 月 11 日に定められた特別措置法の基本方針を踏まえ、環境省では平成 23 及び 24 年度に引き続き、平成 25 年度においても、除染作業等に活用し得る技術を発掘し、除染効果等を確認するために、「平成 25 年度除染技術実証事業」を行いました。本事業の対象となる除染技術等について、平成 25 年 2 月 14 日より 5 月 24 日まで公募を実施し、136 件の提案がありました。有識者により構成される委員会において厳正な審査を行い、実証事業の対象となる除染技術等として、表 1 に示した 11 件の技術を選定しました。

原子力機構では、環境省より本事業の技術選定・評価等業務を受託し、環境省が公募を行った実証事業に対応した提案内容について、審査・選定の補助を行いました。また選定された 11 件の除染技術実証事業の実施に当たり、これまでの専門的知見を有効に利用しながら技術的助言を行い、事業の実施者が取りまとめた結果をもとに、除染や減容率の効果等の評価をしました。評価に当たっては、環境省が指定する有識者による委員会の助言を得ながら行いました。以下に、成果の概要を記載します。

(1) 土壤 (表 1 の No. 1, 2)

No.1 では、放射性セシウムに汚染された土壤細粒分や砂から、常温常圧下にてフッ化物塩（酸性フッ化アンモニウム）を主とした薬液で放射性セシウムを溶離し、吸着剤（フェロシアン化物）で溶離した放射性セシウムを濃縮回収する技術の実証を行いました。その結果、293,000Bq/kg と高濃度に汚染された土壤細粒分は 10 万 Bq/kg 未満 (69,000Bq/kg) に、低濃度に汚染された 5,100Bq/kg の砂を 3,000Bq/kg 未満 (2,100Bq/kg) に放射能濃度を低減できました。また処理土のフッ素残留は土壤汚染対策法基準値（第二溶出基準 24mg/L、溶出基準 0.8mg/L）以下であることを確認しました。

高含水土（濁水処理で生じる汚泥等のスラリー）にセメントを添加し、土粒子を凝集させるとともに、加圧と真空による負圧を同時に作用させて脱水する工法（真空

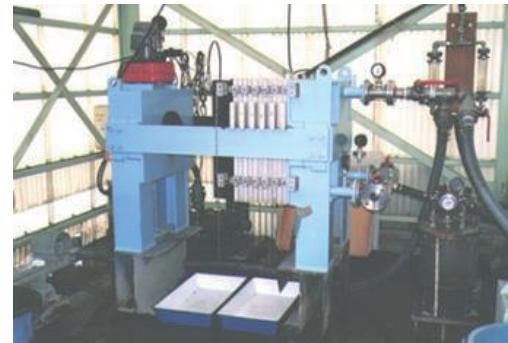


図 1 真空加圧脱水固化処理器(小型タイプ)

表 1 No.2 の試験に使用した高含水土の真空脱水装置を示したものです。

加圧脱水固化処理工法) である No.2 では、真空加圧脱水固化処理工法で処理した脱水ケーキに溶出試験を実施しました。溶出液の放射性セシウム濃度は目標とした 10Bq/kg 未満であり、放射性セシウムが付着した細粒分の脱水ケーキからの流出抑制効果が、通常の工法のものより、さらに高いことを確認しました。

(2) 底質 (表 1 の No. 3)

ため池等の底質に水中分級ロッドを設置して、ロッド内の攪拌水流により底質を洗浄し、振動フリイを用いて分級を行い、粗粒分についてはため池の水底に残したまま、放射性セシウム濃度の比較的高い細粒分のみを分級除染することにより、陸上へ回収される底質を低減する技術について試験を行いました。水中ロッドの施工により、水底面から 5cm までの深さ方向における放射性セシウム濃度は 4,920Bq/kg から 211Bq/kg に低減しました。また施工前、施工中の濁度計測に変化はなく、濁りを発生させずに施工できること、約 12% の粗粒分をため池の水底に残したことなどを確認しました。

(3) 有機物 (表 1 の No. 4, 5)

No.4 の技術は、公園や住宅地、里山(住居等近隣の林縁から 20 メートル) における芝生地や笹竹群生地等の深刈りによる除染を実施する際に、通常人力による手作業で行っている作業を、破碎吸引システムを用いることにより作業の効率化等を図るもので、この破碎吸引システムでの作業によって、空間線量率及び表面汚染密度が、手作業と同程度まで下がることを確認しました。また作業時間は、芝生地では約 30%、笹竹群生地では約 60% 短縮でき、除去物量も手作業と比較して、10%~60% 程度低減できました。

除染された植物には、回収時に多くの放射性セシウムに汚染された土砂が混入しており、湿潤状態のまま仮置きされ、腐敗しています。No.5 では、混入している土砂を粉碎乾燥機とフリイ、風力分級機を用いて、土砂を植物から分離する技術の提案でした。植物と土砂の混合物

を用いて分離した結果、焼却への土砂の混入を半分近くにできましたが、十分な植物と土砂の分離が可能となるような改善が必要であることも分かりました。

(4) モニタリング（表1のNo.6,7）

低高度自律航行可能な無人ヘリコプターにより簡便、安全に、森林、斜面上を含めた1m高度（超低高度）の空間線量率分布を地図化し、ハイパススペクトル（超高精度分光計測）による土地被覆図・植生現況図と重ね合せて除染及び放射能管理計画の策定に寄与することを目的としたのがNo.6の技術です。電動マルチコプターによるモニタリングシステムでは、人が容易に近づけない場所（建物の屋根や仮置き場等の上空等）に対して、空間線量率測定を行いました。またハイパススペクトル画像による植生・土地被覆現況図の作成では、地形、建物、植生等の土地被覆現況の詳細な情報と空間線量率を記録できました。

No.7における技術は、NaIシンチレーション検出器等を収納した簡易測定装置を用い、容器単位（本実証試験ではフレキシブルコンテナ1個単位）で焼却灰や土壤等の汚染物の除去物を対象に、放射能濃度を現場で測定するものです。測定した各フレキシブルコンテナの結果について、不均一分布を推定することにより、±30%以内で測定できることが確認され、バックグラウンド約 $0.3\mu\text{Sv}/\text{h}$ においては、測定時間は1分程度で、Cs-137に対し検出下限値 $1,000\text{Bq}/\text{kg}$ 以下の測定が達成できる見込みであることが示されました。

(5) 焼却灰（表1のNo.8,9）

No.8は、焼却飛灰中の放射性セシウムについて、機械搅拌等を用いることなく、間欠散水と通気を利用し、廃水量を既往例の約1/10程度に抑えながらも高効率で洗い出す技術です。キレート処理された飛灰を破碎し53mm以下にフリイ分けして、水切り機能のあるフレキシブルコンテナに充填したものに対し、従来の洗浄方法（環告13号法：液固比10、6時間振とう）と比べ、約1/10相当である液固比0.55で、ほぼ同等の洗い出し効果が得られ、



図2 破碎吸引システム

No.4のシステムの全体図を示す。軽トラック一台で現地での作業が可能です。

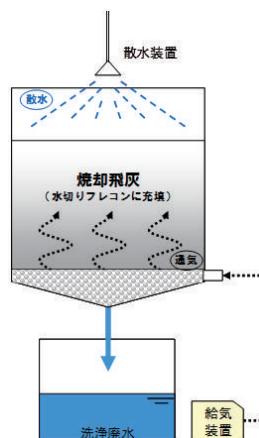


図3 飛灰洗浄装置

No.8の飛灰洗浄装置図を示す。間欠散水により、廃水量を抑えています。

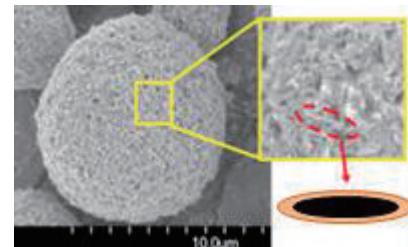


図4 ナノ磁性除染剤

No.9のナノ磁性除染剤を示す。針状のナノ鉄粉に吸着剤を保持しています。

洗浄廃水量の大幅な削減ができますことを確認しました。

No.9の技術は、搅拌・解碎槽で焼却飛灰に加水したスラリーへ吸着剤を担持した磁性ナノ粒子を添加・混合した後、ローラー形状の磁力選別機を通過させて放射性セシウムを吸着した磁性ナノ粒子を回収するものです。処理後飛灰の除染率は平均82%でした。処理後飛灰について、飛灰由来の重金属（鉛、カドミウム）溶出量は、定量下限値 $0.01\text{mg}/\text{L}$ 未満であることを確認しました。一方、磁性ナノ粒子由来の全シアン溶出量は、pHにより定量下限値 $0.1\text{mg}/\text{L} \sim 0.7\text{mg}/\text{L}$ の範囲で変化し、pH制御に留意が必要なことが分かりました。

(6) 焼却灰（表1のNo.10,11）

No.10は、有機酸であるスルホン酸を主体とする除染溶剤（他にキレート剤と界面活性剤を添加）を用い、原子力災害の影響を受けた地域で稼働した各種車両や、空調設備の特に熱交換機類のような汚染レベルが高く、除染が困難なものを除染する技術です。実証試験で除染した車両のラジエータ等は、除染前の汚染レベル（最大約 $4\mu\text{Sv}/\text{h}$ ）に関わらずバックグラウンドレベルまで除染できました。また車両のラジエータ等については、自主基準 $0.3\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下に除染できることを確認しました。

No.11では、リサイクル対象廃家電製品を対象とした、粒子表面に細かな凹凸加工がされた重曹を研削材とするプラスト技術の実証を行いました。この技術はプラスト時に水をカーテン状に噴射させるウェットプラスト工法により、除染物の飛散防止、重曹の溶解による廃棄物の低減を図るもので、リサイクル対象廃家電のエアコン室外機を解体して、ラジエータ等の各部材を対象に実物大の状態で除染試験を行いました。除染前の表面線量率が $0.35\mu\text{Sv}/\text{h} \sim 1.10\mu\text{Sv}/\text{h}$ のエアコン室外機について、本技術により $0.04\mu\text{Sv}/\text{h}$ 程度まで除染できました。

本研究は、環境省の平成25年度除染技術実証事業の成果の一部です。平成26年度においても、環境省は除染技術実証事業を実施しています。

8-2 焼却時の放射性セシウム挙動評価について

—焼却施設での放射性セシウム挙動シミュレーション—

人形駒環境技術センター 環境保全技術開発部 小原義之

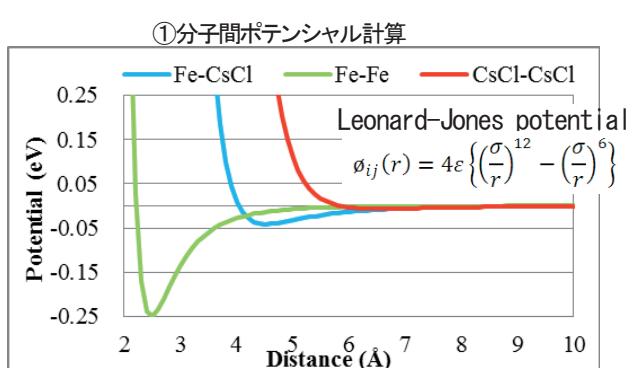
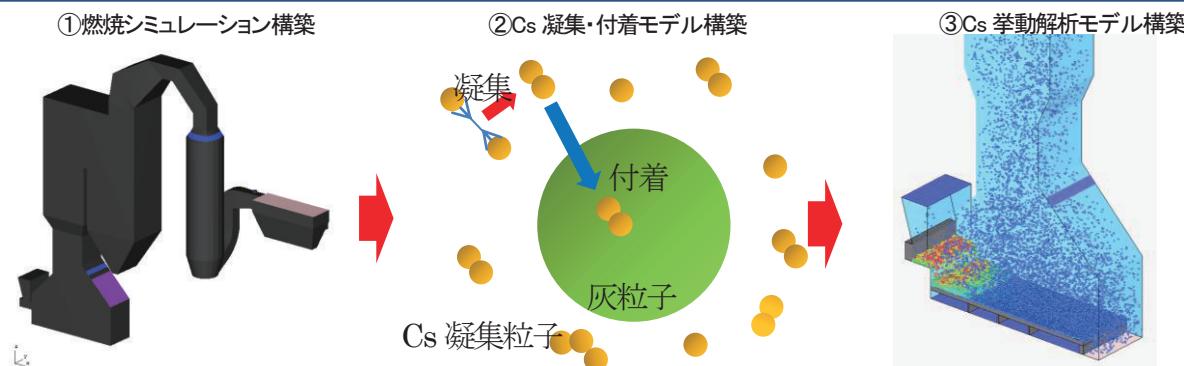


図2 Cs粒子の灰粒子への付着頻度の評価方法

図に示 Cs挙動解析の研究は、①燃焼シミュレーション構築、②Cs凝集・付着モデル構築、③Cs挙動解析モデル構築の3つの段階があります。①燃焼シミュレーション構築は、主灰と飛灰の分布を計算するモデルを作成します。②Cs凝集・付着モデル構築は、Cs粒子同士の凝集とCs粒子と灰粒子の付着をモデル化して検討します。③Cs挙動解析モデル構築は、Cs凝集・付着モデルを燃焼シミュレーションに組み込むことで実施します。図2に示 Cs粒子の灰粒子への付着頻度は、分子動力学法で評価します。①分子間ポテンシャル計算では、分子動力学法に必要なCs粒子と灰粒子間のポテンシャルを量子化学計算ソフトウェア Gaussianで計算します。②分子動力学法によるシミュレーションでは、Cs粒子を灰粒子に衝突させ、灰粒子表面にトラップされたCs粒子の割合を計算します。この結果からCs粒子の付着確率を計算します。ところで、灰粒子のに含まれる成分には、カルシウム、ケイ素、アルミニウム、鉄等があります。これらの原子とCs粒子で、分子間ポテンシャルに大きな違いがないと考えられることから、この分子動力学法の計算では、灰粒子表面として鉄原子層を設定しています。

放射性セシウム(Cs)に汚染された一般廃棄物は、都市ごみ焼却施設で焼却が実施されていますが、Csは焼却施設から排出されるガスにほとんど含まれないと報告されています^[1]。一般廃棄物に付着したCsは、都市ごみ焼却施設では900~950°C程度の温度で燃やされ、揮発、もしくは液滴となって排ガス処理設備へ移動します。Csはバグフィルタ等に到着するまでの間に飛灰に付着し、飛灰と一緒にバグフィルタ等で捕集されるため、焼却施設からほとんど排出されないと考えられます。

しかし、Csが付着した一般廃棄物を、自治体が所有する通常の都市ごみ焼却施設で焼却することで、周辺環境に対して影響を与えるのではないかと言う懸念があります。このことに対して、都市ごみ焼却施設内のCs挙動を解析し、Csの主灰と飛灰への付着頻度を理論的に評価して、Csが主灰と飛灰に付着し、外部にほとんど排出されないメカニズムが成立することを示す必要があります。

また、焼却施設の運転員やメンテナンス作業員が被ばくするのではないかと言う懸念もあります。このことに対して、Csが付着した主灰や飛灰の焼却施設の壁面等への付着を評価することで、焼却施設のメンテナンスを安

全に実施するための情報を提供することが必要です。

今後、一般廃棄物の焼却を進める上で、以上のような懸念に対応した研究が重要となります。最初のステップとして、一般廃棄物の焼却によって発生する主灰と飛灰の濃度分布、及び焼却によって揮発したCs濃度分布を計算し、Csの主灰と飛灰への付着を評価するCs挙動解析コードの開発を目指した研究を進めています。

Csは原子炉からCsOH等の化学形態で放出されエアロゾルに付着した状態で大気中を輸送されたと考えられます。CsOH等が付着したエアロゾルが地表に到達し一般廃棄物に混じって焼却施設で焼却されると、一般廃棄物中に含まれる塩素、ケイ素、アルミニウム等と反応しCsClやCsAlSi₂O₆等の化学形態になることが平衡計算によって推定されています^[1]。Cs挙動解析コードの開発では、Csがガスの状態で焼却施設外部へ放出される可能性を考慮する必要があります。CsClが生成するプロセスではCsが揮発することが考えられます。一方、CsAlSi₂O₆が生成するプロセスではCsはガス化せず、主灰と飛灰に付着した状態のまま焼却施設内にとどまると考えられま

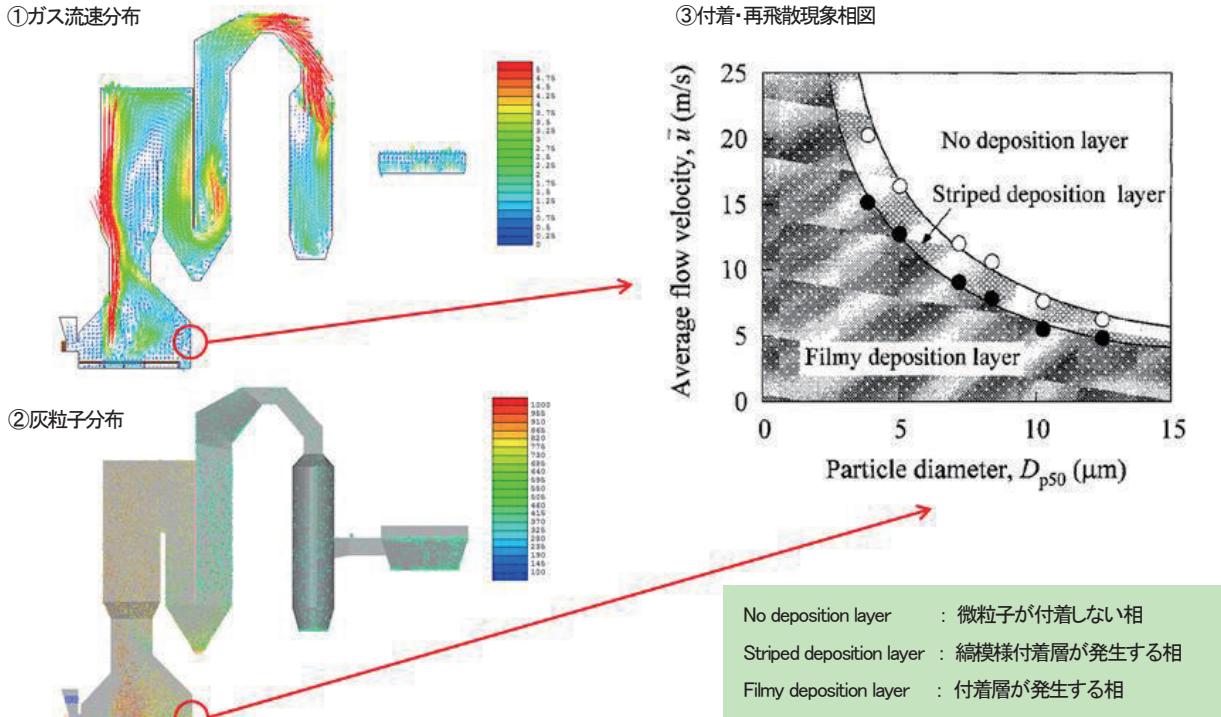


図3 Cs が付着した主灰や飛灰の焼却炉本体の壁面等への付着評価

図3では、Cs が付着した主灰や飛灰の焼却炉本体の壁面等への付着を評価します。微粒子の壁面への付着は、ガス流速と微粒子の粒径で決まります。つまり、微粒子を運ぶガスの速度と微粒子の粒径がわざると、微粒子が付着しない相、縞模様付着層が発生する相、付着層が発生する相のいずれかの状態になると判断できます。このため、Cs 挙動解析コードで焼却炉内のガス流速と主灰や飛灰の粒径分布を計算し、主灰や飛灰の付着を評価します。①ガス流速分布では、壁面付近のガス流速を計算します。②灰粒子分布では、壁面付近の灰粒子の粒径を温度情報と共に計算します。これらのデータを③付着・再飛散現象相図を用いて評価します。(付着・再飛散現象相図は、Advanced Powder Technol., Vol. 13, No. 3, pp. 287-300 (2002) Figure2 より転載)

す。のことから、Cs の化学形態として、Cs がガスの状態で焼却施設外部へ放出される可能性を考えられる CsCl を設定します。

一般廃棄物の焼却により揮発した Cs の挙動を評価する場合、Cs が付着する灰粒子の挙動、Cs の凝集と灰粒子への付着についての研究が必要になります。したがって、Cs 挙動解析の研究は、図 1(a)に示した、①燃焼シミュレーション構築、②Cs 凝集・付着モデル構築、③Cs 挙動解析モデル構築の 3 つの段階で進めます。

①燃焼シミュレーション構築

通常の都市ごみ焼却施設（ストーカ式焼却システム）の設計や運転の情報をもとに、一般廃棄物焼却時の Cs 挙動解析に必要な燃焼シミュレーションモデルを構築しています。

②Cs 凝集・付着モデル構築

焼却施設では、Cs の化学形態として想定している CsCl (融点: 646°C、沸点: 1290°C) は、液滴等の形態で存在すると推定されます。したがって、焼却炉内では CsCl 同士で凝集を開始すると考えられるため、Cs 粒子は凝集を支配する個数濃度収支式で記述します。

また、Cs 粒子が灰粒子に衝突した場合、Cs 粒子の速度（温度）で付着の有無が決まると考えられます。このため、図 1(b)に示したように、分子動力学法で Cs 粒子を灰粒子（鉄原子層）に衝突させる計算機実験を行い、

Cs 粒子の灰粒子への付着確率を計算しています。

③Cs 挙動解析モデル構築

燃焼シミュレーションモデルに Cs 凝集・付着モデルを組み込んで、一般廃棄物焼却時の Cs 挙動計算を実施しています。

Cs 挙動解析コードの開発は、現在、自治体とプラントメーカーの協力のもとに実施しており、計算コードの整備を進めています。

Cs 挙動解析の研究と共に、焼却施設のメンテナンスを安全に実施するため、Cs が付着した主灰や飛灰の、焼却炉本体の壁面等への付着情報を提供する研究を計画しています。ここでは、図 2 に示したように、Cs 挙動解析コードを用いて焼却炉本体等の壁面付近でのガス流速と主灰や飛灰の粒径分布を計算し、付着・再飛散現象相図を用いて主灰や飛灰の壁面への付着状態を評価することを検討しています。

このように、Cs 挙動解析の研究、及び灰粒子壁面付着の研究を実施することで、一般廃棄物の焼却を進める上で懸念されている、周辺環境に対する影響、及び焼却施設の運転員やメンテナンス作業員の被ばくに対応した情報を提供していきます。

8-3 汚染した砂利の除染手法の適正

— 砂利の除染について（その2）— 敷砂利及びバラストの除染による廃棄物の低減

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 加藤貢



A 富岡町 民家庭

B 富岡町 役場車庫

C 富岡町 リフレ富岡

D JR 常磐線

図1 砂利の採取

粒径、材質及び汚染の程度が違う砂利をそれぞれ選択し採取しました。



a) モルタルミキサー

b) ウエットブラスト

c) 高圧水洗浄機・混練機

図2 各除染試験状況

- 砂利：約20kg又は40kg、水：20ℓ、回転数：150rpm及び研削時間：20～60分で試験しました。
- 砂利：約5kg、空気圧力：0.4MPa、研磨材：アルミニ多角形及び研削時間：2～6分で試験しました。
- 砂利：約20kg、水圧：約20～250MPa、水量：約4～20ℓ/min及び研削時間：3～16分で試験しました。

1.はじめに

除染作業で発生した大量の土壤等の除去物は中間貯蔵施設に一定の期間、安全に集中的に管理・保管することになりますが、土壤等の中には住宅、公共施設及び墓地等に敷いている砂利も含まれています。また、現在運転を見合わせている除染特別地域を含む常磐線（竜田-原ノ町間の約46km。広野-竜田間の約9kmは2014年6月に運転を再開）にも大量のバラストが存在します。これらの砂利やバラストについては、表面に付着している放射性セシウムを削るなどして汚染の程度を下げることができれば、砂利を資材として再利用できる可能性があり、中間貯蔵施設への負担も軽減することが期待できます。

2012年度に実施した除染試験では、2種類の砂利について、摩碎方式と、超音波洗浄方式を選択して実施しました。摩碎試験は、確実に表面を削れることを確認し、表面線量率の平均で約60%（最大66%）の低減率を得ました。また、超音波洗浄試験は、小さな気泡（キャビテーション）による衝撃波で表面が削れることを確認しましたが砂利表面への作用が小さく、2時間の処理時間で最大15%の低減率でした。

2013年の試験では、砂利を共摺りさせて表面を削る摩碎方式と砂利に高圧水や研削材を投射して衝撃力で表面を削るブラスト方式について、処理時間、水圧、水量、研削材等を変えて行いました。また、砂利も多様であることから、5種類を選択して実施しました（図1 A～D）。

2.試験の実施

2.1 摩碎方式

試験に用いたモルタルミキサー（図2a）は、槽内の回転羽根で攪拌して渦巻き状の水流で砂利どうしが連続して研削します。

砂利を10分間隔で状況を確認しながら60分間研削した場合、開始から10～20分までに大きな低減率がありました。その後、60分までは緩やかになり、研削時間の長さの割には低減率が比例して高くなりませんでした。砂利40kg、水20ℓの場合で表面汚染密度の低減率は36%でした（図3）。また、砂利に入れる水の割合は少ない方が効率的に研削することが分かりました。

2.2 ブラスト方式

ブラスト方式は、水に混ぜた研削材を圧縮した空気の力で砂利に打ち付けるウエットブラスト（図2b）と高圧水洗浄機（図2c）の2種類の方法で行いました。

研削材を用いるウエットブラストは、研削材が二次廃棄物として発生してしまうため、大量の処理には不向きであります。高い除染効果が得られる可能性があり、除染能力を確認した結果、金網に挟んだ約5kgの砂利を6分間投射して表面汚染密度の最大低減率は60%でした。

高圧水洗浄は、20～250MPaの水圧、また、約4～20ℓ/minの水量により、砂利を固定した場合と回転させた場合で行いました。どちらもガンタイプのノズルで砂利に投射しましたが、固定した試験では側部等に投射できず

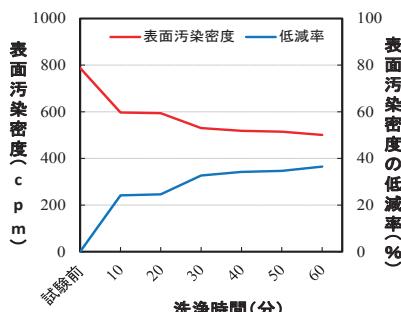


図3 モルタルミキサーによる低減率
粒径の小さい民家の砂利40kgと水20ℓを搅拌しながら10分毎に状態を確認しました。

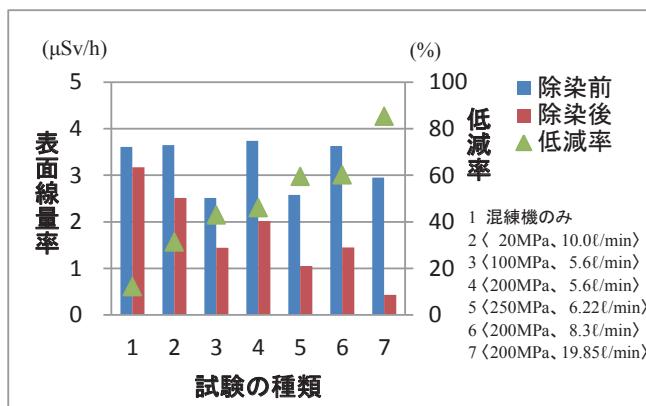


図4 高圧洗浄機の水圧と水量による低減率

リフレ富岡の砂利20kgを16分間搅拌しながらガンタイプのノズルで砂利に投射しました。

効率的でないことを確認しました。回転させた試験では混練機を用いて搅拌しながら投射しました。

試験の結果(図4)、最大水圧の250MPaで水量を約6ℓ/minに抑えた場合は、表面線量率の低減率が約60%であるのに対し、水圧200MPaで水量を約20ℓ/minにした場合は、低減率が約85%と除染効果が高くなることが分かりました。砂利に与える衝撃力 \propto 衝撃力[N] = 0.7448 × 水量[ℓ/min] × (水圧[MPa])^{0.5}を計算した結果、水圧200MPa(約210N)の方が水圧250MPa(約70N)の3倍近く衝撃力の強いことが分かりました。

3.まとめ

摩碎方式として試験に用いたモルタルミキサーの回転羽根式では、砂利が約1cm以上の粒径だと槽と羽根の間に噛み込みを生じ、回転できない状態になりました。このため、試験は粒径の小さい砂利のみを対象に行いました。また、試験中の除染水にポリイオノン等の凝集剤を適量使うことで、砂利と研削物を比較的容易に濯いで分離できることを確認しました。

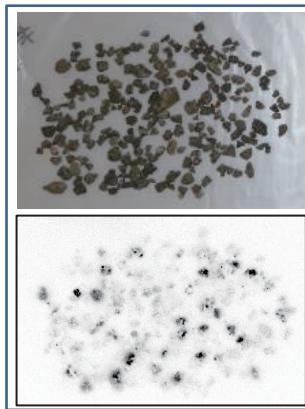
ブラスト方式の高圧水洗浄では、砂利に与える衝撃力の大きい方が効果的ですが、水量を多くすると水処理に負担がかかるため、水圧と水量のバランスを取る必要があります。また、除染効果を上げるには砂利表面を満遍に無駄なく投射できるかが重要です。例えば、

表1 砂利別の適用結果

砂利採取場所	粒径	形状	除染方法 ※			
			①	②	③	④
A 富岡町民家 庭	約数mm	多角形	○	×	×	×
B 富岡町役場車庫	約数mm～2cm	楕円形	△	×	×	×
C 富岡町リフレ富岡	約2～4cm	楕円形	×	△	○	○
D JR常磐線(2箇所)	約4～8cm	多角形	×	△	○	○
※ ①摩碎(モルタルミキサー) ②ブラスト(ウェットブラスト) ③ブラスト(高压水) ④ブラスト(超高压水)						

①は粒径の小さい砂利に適し、②は二次廃棄物が発生しますが高い研削力があります。
③は粒径の大きな砂利に適用できます。

〈除染前〉



〈除染後〉



図5 イメージングプレートで分かった放射性セシウムの分布状態(黒色部分)

イメージングプレートを用いて、砂利が重ならないよう広げて測定した結果、砂利の汚染は一様ではありませんでした。摩碎方法で除染した後は放射性セシウムの高かった部分が減っていました。

- 1) 衝撃力を無駄なく伝えるため、投射した水を混練機内から抜きながら、砂利を上から押さえつけるように洗浄する。
- 2) 洗浄機のノズル本数を増やし、砂利の当たりムラを少なくするとともに個々の砂利に出来るだけ長い時間高压水を投射できるようにする。

以上から、大きな粒径の砂利やバラストを大量かつ効率的に除染する方法の一つの案として、生コン設備で使用されているコンベア等で移動させながら振動や回転を与え、連続的に処理することが有効であると考えます。

4.結論

今回実施した試験では、砂利の特徴に応じた除染方式による適用性、また、除染効果(低減率)がどれだけ得られるかを確認できました。一括りに砂利といつても特徴があり、一つの除染方法で全ての砂利には適用できないことが分かりました(表1)。また、同じ場所から採取した砂利でも個々の汚染状態に大きなバラツキがあり(図5)、除染前後の測定では、測定面の複数個所の測定及び測定高さの一定化など、測定誤差をできるだけ少なくすることが肝要です。

砂利の除染作業を行うときは、砂利の特徴及び処理する量を事前に把握して、適切な除染方法と計画を立てる必要があります。

8-4 汚染した災害廃棄物等の取扱いについて

—木材（木質チップ）の再利用に係わる線量評価—

安全研究センター 環境安全研究ユニット 環境影響評価研究グループ 武田聖司

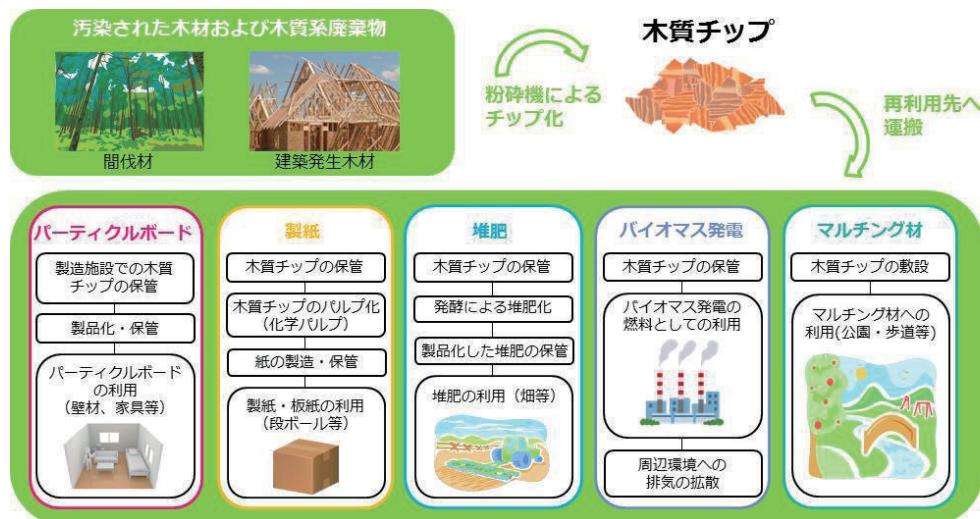


図 1 木質チップの再利用用途と評価において考慮すべきプロセス

評価対象とした木質チップの再利用用途は、パーティクルボード、製紙、堆肥、バイオマス発電、マルチング材の原料としました。評価経路は、再利用されるまでの間に考慮すべきプロセス(輸送・積み下ろし、ストックヤードでの保管、木質チップの資源化、再利用材料の製造、など)、評価の対象となる具体的な行為、対象者、被ばく形態(外部、吸入、経口)を整理し、包絡性を考慮しつつ決定しました。

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)事故に伴い大気中に放出された放射性セシウムによって、福島県外を含む広範囲の環境が汚染されました。そのような環境中にある汚染物(震災による災害廃棄物を含む)は、その量が膨大であるため、物量低減及び資源の有効活用のために再利用が望まれています。

放射性核種で汚染された物質の再利用は、それを再利用することで受ける被ばく線量が自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、人の健康への影響に対して無視できる程度であれば、可能であると考えられます。これまでも、原子炉施設等ではこの考え方に基づき、施設の解体等により発生する金属やコンクリートを対象として、それらの再利用に特有な被ばく経路やパラメータを想定した詳細な線量評価を行うことにより、放射性セシウム(^{134}Cs 及び ^{137}Cs)に対するクリアランスレベル(放射性物質として扱う必要がない物質中の濃度)を100Bq/kgと設定しています(以下「既往のクリアランスレベル評価」)^[1]。

この原子炉施設等におけるクリアランスレベルに基づき、環境省では災害廃棄物全般に対する再利用可能な放射性セシウムの濃度を100Bq/kgと設定していますが、この対象となる災害廃棄物には既往のクリアランスレベル評価で対象としている金属やコンクリート以外の木質系災害廃棄物も含まれています。一般に木くずは、間伐材等の木材や建設発生木材等の木質系廃棄物に分類され、このような木材や木質系廃棄物は、主に粉碎機によりチップ化することで木質チップとして再生資材化され、様々な用途に再利用されています。しかし上述しましたように、100Bq/kgという基準値は、原子炉施設等で発生した金属やコンクリートを対象としたもので、1F事故によって汚染された木質系廃棄物の再利用に対する安全性

を保証するものではありません。

このように、汚染された木質系廃棄物の再利用に対する線量評価は現在までに行われていませんでした。そこで、本研究では、木材及び木質系廃棄物の再利用の安全性を確認することを目的として、木質チップの運搬から製品化までの一連の作業工程と公衆の最終的な製品の利用実態を調査し、その調査結果をもとに各用途における作業者及び公衆の評価すべき被ばく経路を設定しました。さらに、こうした実態調査の情報等により決定した評価パラメータの条件のもと、各被ばく経路の線量を算出し、汚染された木質チップが再利用されたときの安全性について検討しました。

(1) 評価経路の設定

木質チップの再利用用途は、元となる木材及び木質系廃棄物の発生形態によって異なりますが、主に、パーティクルボード(以下、PB)、製紙、堆肥、バイオマス発電、マルチング材、敷料の原料として再利用されています。これらのうち敷料として使用される木質チップは、畜舎の床に敷かれ使用した後、発酵させて堆肥とするため、本解析では、堆肥として使用される経路に包絡されるものとしました。評価経路は、再利用されるまでの間に考慮すべきプロセス(輸送・積み下ろし、ストックヤードでの保管、木質チップの資源化、再利用材料の製造、など)、評価の対象となる具体的な行為、対象者、被ばく形態(外部、吸入、経口)を整理し、包絡性を考慮しつつ決定しました。一例として、製紙として再利用する場合の評価経路と作業者や一般公衆に対する線量評価の概念図を示します(図1)。

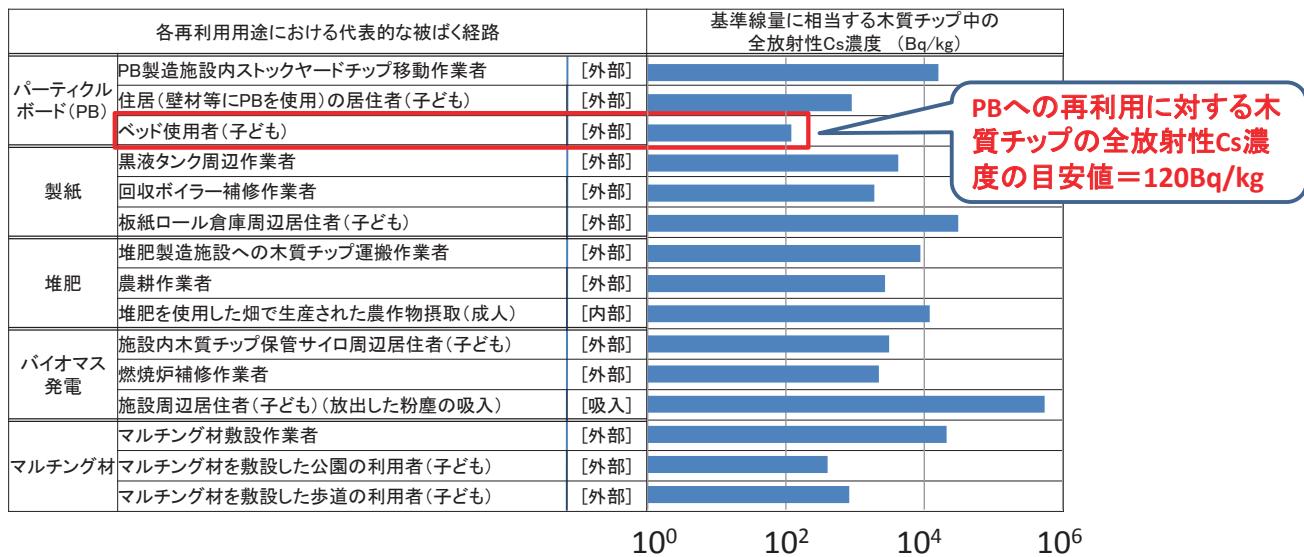


図 2 基準線量に相当する再利用用途ごとの木質チップ中の全放射性 Cs 濃度

パーティクルボード(PB)への再利用による、基準線量に対する木質チップ中の全放射性 Cs 濃度は、線源と被ばく対象者の距離が近く、かつ基準線量が $10 \mu\text{Sv/y}$ である「ベッドの使用者(子ども)」の外部被ばくの経路で最も低く、 120Bq/kg となりました。

(2) 線量評価計算方法

線量評価に使用するパラメータは、既往のクリアランスレベル評価を踏襲できると考えられるもの（内部被ばくに関するパラメータや焼却に関するパラメータ）は、既往の設定と同一の値を使用し、木質チップの再利用に対する評価上新たに設定する必要があるパラメータは、福島県近隣における木質チップの各用途における運搬から製品化までの一連の作業工程と公衆の最終的な製品の利用実態に応じて設定しました。また、線量評価計算は、原子力機構で開発したクリアランスレベル評価コード PASCLR2 を使用しました。

先ず、 ^{134}Cs と ^{137}Cs のそれぞれに対して 1Bq/g の木質チップを再利用した場合に作業者及び公衆が受ける各評価経路における年間被ばく線量を計算しました。次に、 ^{134}Cs と ^{137}Cs のそれぞれに対して求めた被ばく線量を、1F 事故 2 年後の推定存在比 ($^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs} = 0.535$) で鞍分することで全放射性 Cs 濃度に対する被ばく線量を導出しました。

導出した線量の評価結果に基づき、木質チップの再利用用途ごとに、作業者及び公衆の被ばくを抑制するために満すべき基準線量に対応する木質チップ中の全放射性 Cs 濃度を算出し、その中で最も低い全放射性 Cs 濃度を再利用可能な目安値として求めました（ここでの基準線量は、原子力安全委員会の考え方^[4]に基づき、木質チップを利用した製品の製造に係る作業者・一般公衆に対しては 1mSv/y 、木質チップを利用した製品の使用に係る作業者・一般公衆に対しては $10 \mu\text{Sv/y}$ ）。

(3) 線量評価結果

例として、各再利用用途における代表的な被ばく経路についての再利用可能な目安値を図 2 に示します。基準線量に対する木質チップ中の全放射性 Cs 濃度は、PB で作製したベッドを使用する場合の「ベッドの使用者(子ども)」の外部被ばくの経路で最も低く、全放射性 Cs 濃度の目安値は 120Bq/kg となりました。他の木質チップの利用用途に対して求めた目安値は、製紙 $1,900\text{Bq/kg}$ 、堆肥 $2,700\text{Bq/kg}$ 、バイオマス発電 $2,200\text{Bq/kg}$ 、マルチング材 260Bq/kg となり、全ての再利用用途の中で PB へ再利用した場合の目安値が 120Bq/kg と最小となることがわかりました。この結果は、環境省が定めています再利用基準 100Bq/kg を上回る値であり、現行の基準値は木質チップの再利用に対する安全性を担保していることを示しました。

また、堆肥に対しては農林水産省が基準値を 400Bq/kg と設定していますが、評価結果から導出された全放射性 Cs 濃度の目安値は $2,700\text{Bq/kg}$ と基準値を大きく上回り、基準値がかなり余裕をもっていることを確認しました。

なお、コンクリートがらを道路の下層路盤材や海岸防災林の盛土材など管理された公共事業において再利用することを想定した線量評価も実施しています。これらの結果は、環境省や林野庁の指針等に活用されています^{[3][4]}。

《参考文献》 [1] 高井静霞、関優哉、木村英雄、武田聖司、木質チップの再利用に係わる線量評価、日本原子力学会 2014 年秋の大会、京都大学 (2014)。

《引用文献》 [1] 原子力安全委員会：原子炉施設及び各燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性廃棄物として取り扱う必要のないものの放射能濃度について（平成 16 年 12 月、平成 17 年 3 月 17 日一部訂正及び修正）。
[2] 原子力安全委員会：東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を受けた廃棄物の処理処分等に関する安全確保の当面の考え方について（平成 23 年 6 月 3 日）。
[3] 環境省：東日本大震災からの復旧復興のための公共工事における災害廃棄物由来の再生資材の活用について（平成 24 年 5 月 25 日）。
[4] 林野庁：海岸防災林の盛土材として災害廃棄物由来の再生資材を活用した場合の放射性物質の影響評価及びこれを踏まえた当該再生資材の取扱いについて（平成 25 年 7 月 1 日）。

8-5 土壤廃棄物の減容化に向けた取り組み

—放射光などを用いた研究による新しい知見とその応用—

量子ビーム応用研究センター 量子ビーム反応制御・解析技術研究ユニット 矢板毅

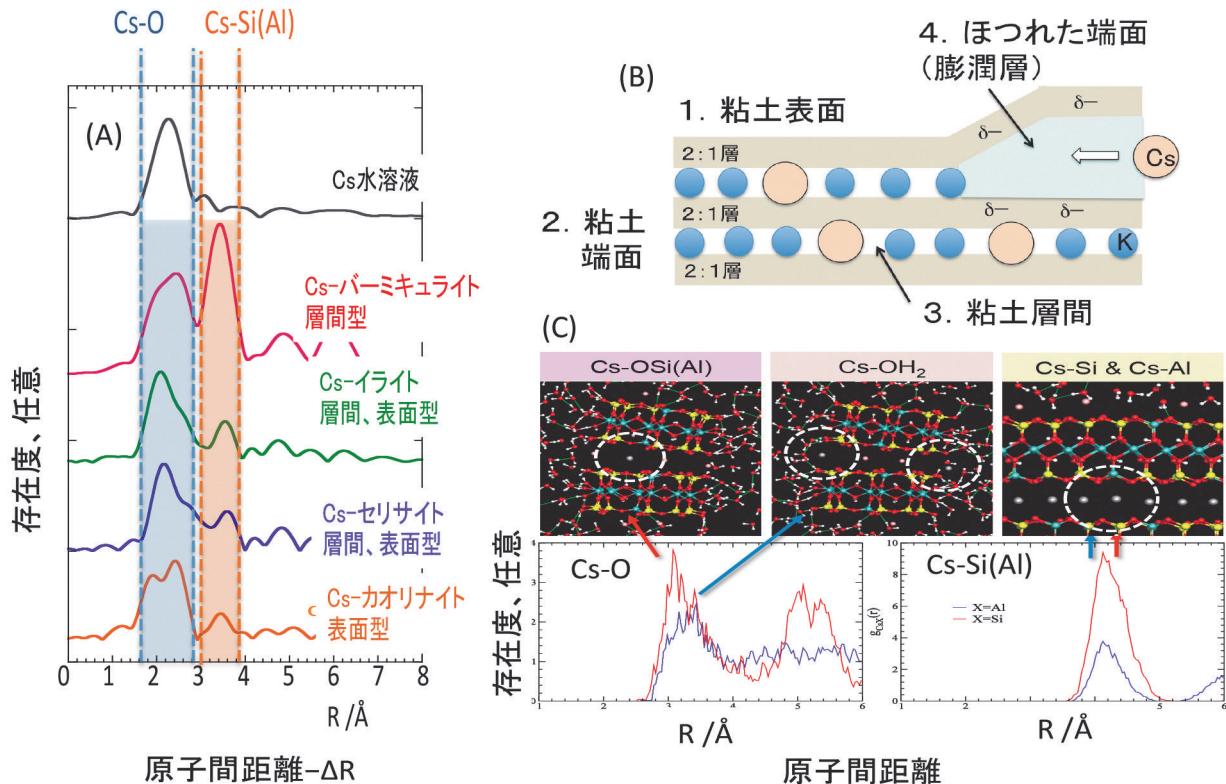


図 1 放射光 EXAFS 及び第一原理分子動力学計算に基づく粘土鉱物中でのセシウムの存在状態

図はそれぞれ(A)EXAFSによる動径構造関数、(B)雲母系粘土鉱物のモデル図、(C)第一原理分子動力学計算によるスナップショット(図中赤:酸素、黄:ケイ素、水色:アルミニウム、白セシウムなどを表します)と動径構造関数です。(A)の実験結果で、青のバンドは、Csの周りに粘土の酸素が存在することを示し、オレンジのバンドは、Csの周りのケイ素であり、この大きさはCsが層間に存在する割合を示しています。

福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質による環境の汚染に対処するため、表層土剥ぎ取り等の除染作業が実施され、それに引き続く除去土壤等の中間貯蔵、最終処分などが計画されています。本研究は、この大量の土壤について、難剥離性の放射性(極微量)Csがどのような形で、どのような場所に存在しているのか? SPring-8などの放射光X線分析、透過型電子顕微鏡及び第一原理分子動力学計算による解明を試みたものです。

(1) SPring-8におけるEXAFS及び第一原理分子動力学法によるセシウムの存在状態

放射性Csは難剥離性(土壤に強く吸着)であることが知られていますが、一方で実験室において放射性で無いCsによる実験では、簡単に吸着させた土壤からCsを剥離することが出来ることが多数報告されています。しかしながら、放射性Csと非放射性のCsとの間には化学的な性質には差があることが考えられません。そこで、なぜそのようなことが起こるのか、SPring-8の原子力機構ビームラインを用いるEXAFS(広域X線吸収微細構造法)による種々の粘土鉱物に吸着させたCsの存在状態の解明を試みました。その結果が図1(A)の動径構造関数

です。比較としてCsClを水に溶かしたものも試料として用いました。この図の見方は、横軸の0 Åに対応する部分がCsの位置でこれからどのくらい離れた位置にどのような元素が存在するかを理解するためのものです。まず全ての試料に共通するのは、青いスクリーンをかけた部分に酸素に由来するピークがあることが理解できます。これは、水溶液試料にも観察できることから、酸素であると考えられます。一方オレンジのスクリーンの部分ですが、これは粘土の違いでその大きさが異なる事が分かります。このピークは図1(C)の結果により、Cs周りのケイ素の存在によることが明らかとなりました。(C)は、第一原理分子動力学法による計算結果で、モデル化合物を出発点とし、理論に基づき原子の位置を予測する計算手法です。これらの結果により、粘土鉱物におけるCsの吸着サイトは、ケイ素が多く存在する層間(図1(B)の3、4)及び表面部分(図1(B)の1、2)であることが分かります。特に風化の進んだバーミキュライト(図1(A)の上から2番目の赤いスペクトル)が大きいことが分かり、層間にに対する取り込みスペースの大きい化合物であることが分かります。一方、風化の影響の小さいイライトなどは、図1(B)4のような端部のごく一部だけが取り込みサイトであり、この部分に取り込まれる可能性があることが分かります。しかしながら、放射性Cs

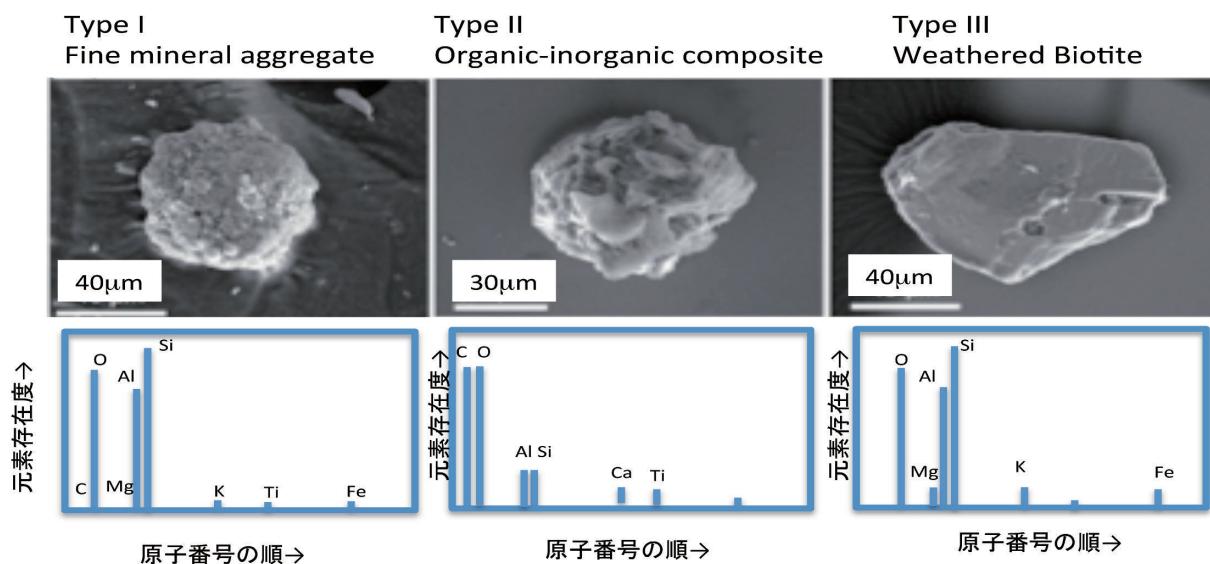


図 2 SEM-EDS 法による Cs 吸着微粒子の性状

放射性セシウムを取り込んでいる3つのタイプの粘土鉱物であり、それぞれ写真(上)、元素組成(下)などの関係から TypeI: 粘土鉱物複合型; TypeII: 有機物粘土鉱物複合型; TypeIII: 単独粘土鉱物型に分類されます。

はその放射能の量からイメージされるのとは異なり、極めて少ない量が環境中に存在することが考えられますので、イライトのような吸着サイトが少なくとも十分な吸着サイトとして働くことが考えられます。また、もう一つの微量であるこの問題として、環境中に多量に存在する化学的挙動の類似したカリウムの存在も重要です。これらカリウムなどの中に孤立して存在する Cs は、第一原理計算及び放射光 EXAFS 実験などから、微量（孤立の度合いが大きくなる）になればなるほどその粘土鉱物との化学結合が共有結合的かつ強くなる傾向が見いだされています。これは、化学的な圧力や、粘土に僅かに存在する特異的な吸着部位など様々な効果が重なり合った条件を満たさなければならないのですが、極微量 Cs にとっては十分な吸着サイトとして働くことを示しています。

(2) 土壌中粒子におけるセシウムの局在状態

放射性 Cs が粘土鉱物において極めて安定に吸着することを述べてきましたが、この粘土などでの安定性は結果として、Cs は水を媒体としてというよりは、むしろ粘土微粒子に吸着した状態で環境中を移行する可能性を示しています。その過程で、様々な相互作用により、特定のより親和性の高い場所（あるいは鉱物）に収斂する可能性を示唆した結果を得ることが出来ました。福島の土壤微粒子に対するイメージングプレートを用いる実験から、約 20,000 粒の粒子中たったの 15 粒にしか放射性 Cs が存在していないことが明らかとなりました。この結果は、放射性 Cs が極めて限られた粒子のみに吸着していることを示します。特に福島で多く見いだされる黒雲母とまたその風化鉱物であるバーミキュライトは、注目すべき粘土鉱物であることが分かります。図 2 の TypeII 型の有機物粘土混合型の微粒子ですが、特に有機物には放射

性 Cs は存在せず、粘土鉱物部位に放射性 Cs が濃縮していることも明らかとなりました。今後は、この微粒子としての性状の理解も環境中での Cs の挙動予測及び減容化に向けた技術開発で極めて重要であることが明らかとなりました。

(3) 新しい知見を如何に減容化に反映させるか？

これまで本研究で得られた知見は、これまで Chernobyl 原発事故や核施設での事故に伴って明らかになってきた Cs の吸着挙動解析に加え、新しい知見を含んでいます。粘土鉱物との相互作用が極めて重要であること、極微量の Cs との特異的な相互作用などが明らかになりました。改めて粒子としての分級高度化が有効かつ簡便な減容化方法の一つであることが挙げられます。その際、これまで粒径のみで考えてきた分級に加え粒子の特性を活かした方法が、その効率を上げる上で重要であると考えられます。また、化学処理法は、大きく分けて 4 段階くらいの方法で処理が可能であるといえます。さらに、粘土鉱物の放射性 Cs の捕捉能力の高さは、今回のメカニズム解明によりさらに明らかとなり、天地返しのような方法、すなわちその場で保管という考え方も、健康被害の観点で影響の少ない低レベルの廃棄物であれば、中間貯蔵施設に廃棄物を運ばないという意味で、受動的な減容化法として一つの候補として挙げられると考えられます。

8-6 粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明

—計算科学によるセシウム吸着機構解明への取組み—

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 町田昌彦

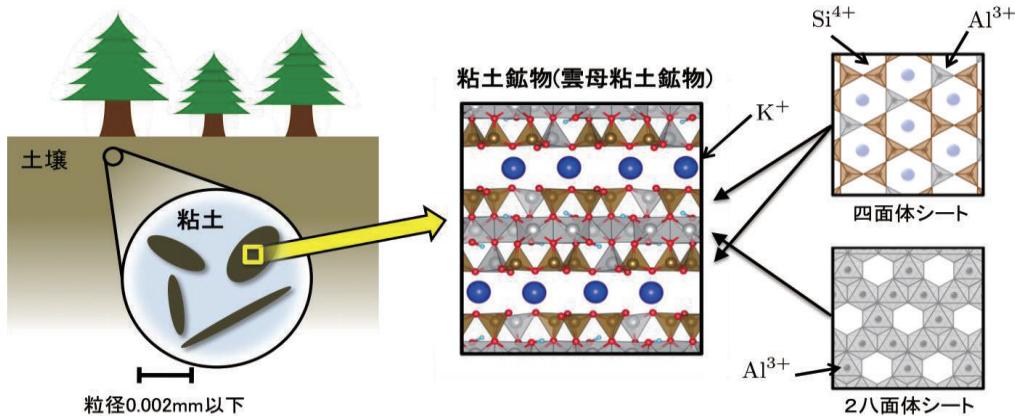


図1 土壤中の粘土鉱物(雲母類)とその結晶構造の特徴

土壤は様々なスケールの粒子から構成されますが、最も小さいスケールの無機物が粘土鉱物です。粘土鉱物の主要な一種である雲母類は、 Si と O 及び Al と O を主要構成元素とする層から構成される層状の結晶構造を持ちますが、構成元素の一部が他元素に置換され(例: $\text{Si} \rightarrow \text{Al}$)、負電荷を持つことで層間に K^+ イオン等が挟まれた構造を取ります。

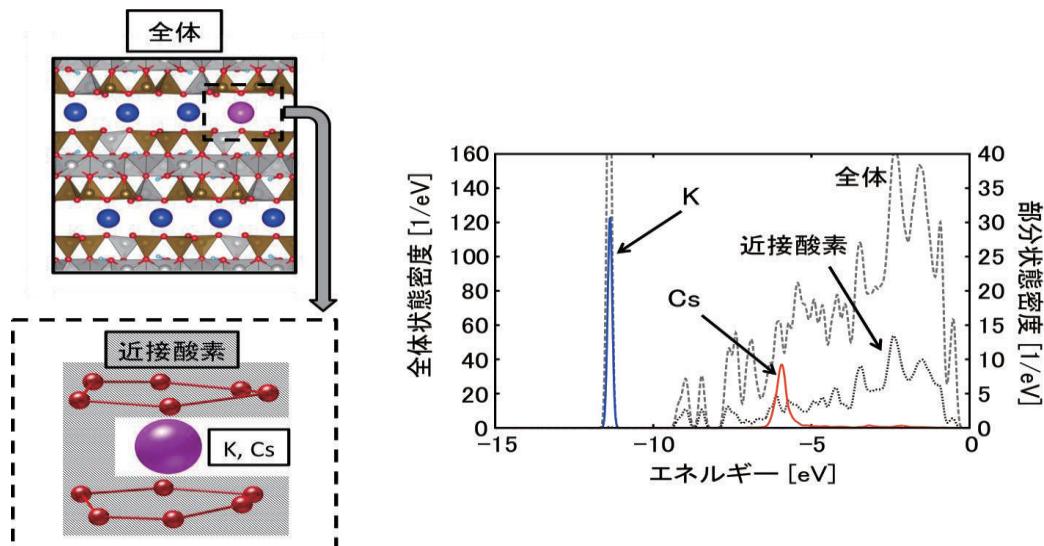


図2 粘土鉱物(雲母類)のカリウム(K)イオンがセシウム(Cs)イオンと交換した際の近接酸素との構造と電子の状態密度の図
粘土鉱物(雲母類)のカリウム(K)イオン(図中青い球)がセシウム(Cs)イオン(図中紫の球)に交換されると、Csイオンは最も近接した酸素と引付け合い安定な配置を取りますが、その際、電子状態(右図:状態密度のエネルギー依存性)を密度汎関数法という計算手法を用いて計算すると、Kイオンは酸素との電子状態の重なりが無いのに対し、Csイオンは、酸素と重なりピーク形が拡がっていることが分かります。これは、酸素とCsの電子のエネルギーが近く、電子をお互いに共有する共有結合性が現れるためであり、このような振る舞いを他のアルカリ元素は殆ど示さないのに対し、Csだけ特異であることが分かります。

2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故により、環境中に放射性物質が広範囲に放出されました。その7~8割は海洋へと拡散しましたが、陸方向へも拡散し、その後、雨や雪によって地表に降下したものと考えられています。降下の際、雨や雪の水滴の中で放射性セシウムの多くは、水和した陽イオンの形を取っていたと考えられますが、地表に降着した後は、土壤表層に存在し主に負に帯電している粘土鉱物に、自然に吸引寄せられ吸着したものと考えられています。その後、粘土鉱物との吸着状態は比較的安定であるため、放射性セシウムの多くは土壤表層に留まり、放射線源として地上の空間線量率に長期間に渡り影響を与えるものと考えら

れています。

現在、事故からおよそ3年以上が経過しましたが、放射性セシウムは依然、土壤表層に留まり、土壤との結合はより一層強固になると報告[1]もあり、経時変化も含めて土壤中でのセシウムの化学形態やその物理挙動の解明は、ますます重要な研究課題となっています。更に、除染により発生した除去土壤は膨大な量となっており、効率的でかつ経済的な減容化手法の研究開発が強く求められており、土壤中セシウムの吸着形態に対する確かな知見が必須です。しかし、上記の問題を解決するには、放射性セシウムの吸着形態を原子のレベルから根本的に理解する必要があると考えられます。なぜなら、根源的

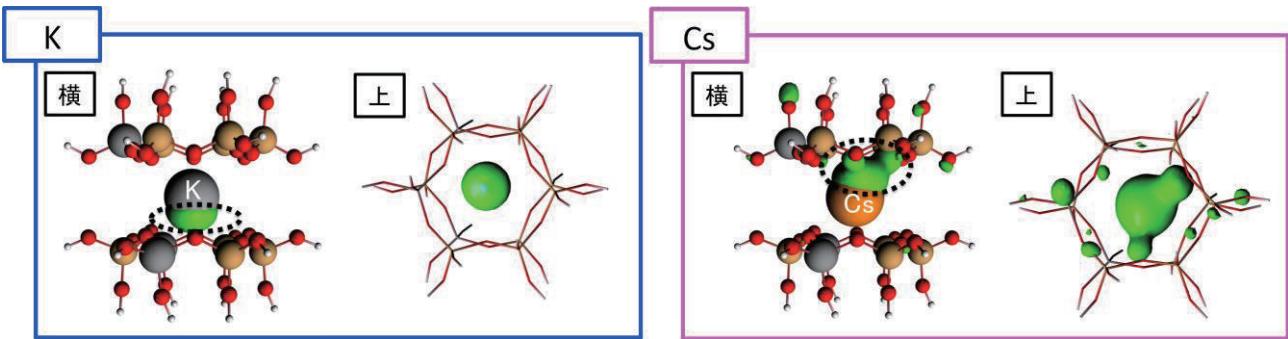


図3 粘土鉱物(雲母類)内でのカリウム(K、左図)及びセシウム(Cs、右図)イオンの電子密度分布図。なお各図右側は上から見た図

粘土鉱物(雲母類)内にカリウム(K、左図)及びセシウム(Cs、右図)イオンが挟まれて固着している場合の各原子の電子密度分布図です。左図からKはほぼ球形の密度分布図を示しているのに対し、右図のCsは球形形状からはずれ、酸素(赤の球)の方向へと伸びた密度分布を示すことが分かります。つまり、Kと異なりCsと酸素は電子を共有する共有結合性を持つことが分かります。

レベルから正確な知見が得られれば、経験や勘に頼ることなく、科学的な方策を講じることが可能となり、抜本的かつ効果的な減容化法が開発できると考えられるからです。

原子のレベルで物質の存在状態を明らかにするには、高精度な量子ビームを用い、セシウムとその周辺の原子の位置や構造を明らかにする手法が有効です。そして、その情報を基にすると、電子をも含めた最も根源的のレベルの計算科学的手法によって、吸着化学形態を更に詳細に理解することが可能となります。こうした実験・観測と理論・シミュレーションが深く連携して物質を根源的レベルから明らかにするという手法は、これまでに、新材料の開発や材料機能の解明に大いに役立って来ましたが、放射性セシウムの土壤中での化学形態の理解に向けても、この先端的手法は大いに役立つと考えられます。

これまでに行われた様々な実験・観測により、放射性セシウムは、土壤中の粘土鉱物の中でも雲母類に、特に強くかつ不可逆的に吸着することが知られています^[2]。つまり、一旦、雲母類に吸着したセシウムの固着の強さは、年月を経るにつれ、一層強くなり簡単には脱離できなくなることが知られています^[1]。この原因はこれまで殆ど理解されていませんでしたが、量子ビームを用いた観測結果から、セシウムは粘土鉱物に吸着すると、粘土鉱物の酸素と極めて近接することが判明しました^[3]。その距離は、セシウムと酸素の両者のイオン半径の和よりも短いことからも、その異常さが分かります。この情報を基に、第一原理計算手法を用いて図2左のように、セシウムが雲母類内にしっかりと固着した場合の電子状態を計算しました。すると、周囲の酸素がセシウムにしっかりと近接した場合、セシウム以外のアルカリ元素では全く見られない特徴が現れることが判明しました^[2]。その特徴とは、図2右に示されていますように、セシウム

の電子の軌道の一部が酸素の軌道のエネルギーと一致するため、共有結合性が現れるという結果です。図2右では、カリウムの計算結果も示されていますが、カリウムの電子の軌道は酸素の軌道とはエネルギーが異なり全く重なることがありません。しかも、セシウムは、酸素の電子の軌道と重なり、そのピークの幅も広がっていることが分かります。これは、セシウム特有の現象であり、セシウムの電子と酸素の電子がお互いを行き来していることの証拠であると言えます。実際に、計算により得られたセシウムの電子の軌道を図示すると、図3右に見られますように、通常の球形形状から大きく外れた形を示し、周囲の酸素の方向に電子の軌道が伸びている様子がはつきりと見て取ることができます。この様子は図3左のカリウムの場合には一切見られず、酸素との結合形態が異なっていることが一目瞭然です^[2]。

以上、セシウムが雲母類に吸着した場合、カリウムを始めとする他のアルカリ元素とは異なり、電子を互いに共有する共有結合性が現れることが分かってきましたが、この発見はセシウムと雲母類との化学結合形態の特殊性を浮き彫りにしたと言えます。そして、この事実から、セシウム吸着後は、粘土鉱物の酸素との間に共有結合性も含めて、より強く固着されてしまう可能性があることが分かりました。

福島では現在、膨大な廃棄土壤の貯蔵管理や処理といった困難な課題に直面しており、その減容化法の開発は喫緊の研究開発課題です。しかし、減容化に当っては、できる限り効率良くかつ処理後の土壤を環境に戻せるよう、環境親和性の高いものであることが理想です。今後は上記の科学的知見を念頭におき、従来の減容化法を再評価し、そして最も効果的な脱離法の提案を目指します。

《引用文献》 [1] 山口紀子他、土壤-植物系における放射性セシウムの挙動とその変動要因、農業環境技術研究所報告 31、(2012) 75-129.

[2] 奥村雅彦、中村博樹、町田昌彦、粘土鉱物へのセシウム吸着機構解明(2) 第一原理計算による原子・分子レベルの吸着挙動解析、日本原子力学会誌 56、(2014)372-377.
[3] 矢板毅、池田隆司、松村大樹、粘土鉱物へのセシウム吸着機構解明(1) 原子・分子レベル構造解析から新しく何がみえるか?、日本原子力学会誌 56、(2014)366-371.

9-1 被ばく評価（1）

—除染等作業における作業環境の線量率・土壤中放射能濃度と労働者の身体汚染の関係に関する研究—

核燃料サイクル工学研究所 放射線管理部 線量計測課 辻村憲雄

放射性物質の除染等作業が、専門業者だけでなく地域住民の方々やボランティアの皆様によって行われています。除染作業の実施に当たって最も重要な点は、労働者の放射線障害を防止することにあります。こうした目的で、「東日本震災により生じた放射性物質により汚染された土壤等を除染するための業務等に係る電離放射線障害防止規則」及び「除染等業務に従事する労働者の放射線障害防止のためのガイドライン」が制定されており、汚染拡大防止の一環として、例えば、作業場所から退去する者について汚染検査を実施し、身体汚染の程度、すなわち被服を含む身体表面に付着した放射性物質の表面密度（単位面積当たりの放射能）が表面密度限度 40 Bq/cm^2 以下であることを確認することが定められています。しかしながら、作業現場の土壤中放射能濃度と労働者の身体の表面密度の関係に関する知見が十分ではないため[1]、除染対象物の放射能濃度の大小（例えば 50 万 Bq/kg を超える高濃度汚染土壤であるか否か）に関係なく一律の汚染検査の実施が求められています。このことは、例えば汚染レベルが極めて低い作業現場においては、ややもすれば著しく非効率な管理につながりかねません。

こうした除染等作業における放射線管理の実態について、これまでに幾つかの報告がなされています。浅野[2]は、原子力機構が内閣府から受託した「福島第一原子力発電所事故に係る避難区域等における除染実証業務」関連事業において、延べ人数 5 万人 を超える作業員等の汚染検査を実施した際、スクリーニングレベル（毎分 $13,000$ カウント=表面密度限度 40 Bq/cm^2 に相当する）を超える事例がなかったことを報告しました。これは、タイベックスースなどの適切な個人装備と作業管理によって、比較的高汚染区域での除染等作業においても身体の表面汚染が十分に抑制できることを示すものです。しかしながら、この報告では、作業現場の放射線状況等から身体の表面密度の推定を可能にする具体的な数値情報は示されていません。また、中里ら[3]は、2011年6月以降に緊急時避難準備区域内で住民の方々の汚染測定等に従事した者の被服を測定したところ、一本のズボンから 0.071 Bq/g が観測された事例を報告しました。ここで、ズボンの質量を 500 g 、表面積を $8,000 \text{ cm}^2$ と仮定すると、観測された値は平均 0.004 Bq/cm^2 になります。これは、除染等作業に直接関連したデータではありませんが、軽作業であれば身体の表面汚染は深刻な問題にはならないことを示唆するものと考えられます。一方、より高レベルの汚染地域で活動した者の身体の表面汚染に関する先行研究があります。米国 Naval Radiological Defense Laboratory の Black [4]は、模擬フォールアウト上ではふく前進した兵士の表面汚染について調査し、衣服への土の付着量（単位面積当たりに付着した土の質量）は約 10

mg/cm^2 であると報告しました。このデータから、過酷な作業であっても衣服への土の付着量は 10 mg/cm^2 程度であること、さらに仮に土中に含まれる放射能の濃度が 50 万 Bq/kg ($=500 \text{ Bq/g}$) であっても衣服の表面密度は 5 Bq/cm^2 ($=10 \text{ mg/cm}^2 \times 500 \text{ Bq/g}$)、すなわち表面密度限度 40 Bq/cm^2 を超えないであろうことが推測されます。しかしながら、実際の除染等作業において汚染土壤と接触する可能性が最も高いと考えられる靴底や手袋について、また服についても特殊なものではなく、より一般的な素材のものについて、表面汚染に係る基礎データを取得しておくことは有用であると考えられます。

そこで、本研究では、除染等作業の現場の放射線情報と当該作業に従事する労働者の身体汚染の程度の関係に関する知見を得るとともに、労働者のより合理的な防護の施策に資することを目的に、(1) 線量当量率と土壤中放射能濃度の関係、(2) 被服への土壤の付着量、さらに(3) 除染等作業における作業者の身体の表面密度に係る実証研究を、平成25～26年度の二年計画で実施することとした。これまでに得られた成果の概要を以下に紹介します。

(1) 線量当量率と土壤中放射能濃度の関係

原子力機構では、文部科学省からの委託研究として、福島県内各地において放射線モニタリングを実施し、放射性物質の沈着密度 (Bq/m^2) と線量当量率 (Sv/h) の関係を調査しています。ただし、これらのデータは、広範囲にわたって汚染された地形でのものであり、生活環境の中で局所的に汚染された箇所（特に地域住民の方々やボランティアの皆様等が行う除染等作業において対象となるような場所）には直接対応していません。そこで、シミュレーション計算技術を用いて、局所的な汚染をモデル化した体系（例えば、幅 $30 \text{ cm} \times$ 深さ 30 cm のコンクリート製水路に堆積した汚染土壤）における土壤中放射能濃度と線量当量率の関係を計算し、汚染土壤の分布の違いによってその関係がどのように変化するのかを明らかにするとともに、両者の間の適切な換算手法について検討しました。

その結果、土中放射能濃度と線量当量率の関係は一律ではなく、特に汚染土壤の広がりによって大きく変わるものでも、線量当量率の測定ポイントを汚染土壤に近接させると汚染土壤の広がりによる影響を受けにくくなることが分かりました。したがって、線量当量率を放射能濃度に換算したい場合は、測定対象物に近接させて測定する方が適切です。幅 30 cm 以上のスポット状の汚染及び側溝モデルでの計算の結果、高濃度汚染土壤に相当する 50 万 Bq/kg (^{134}Cs と ^{137}Cs の内訳は平成26年4月現在の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比 0.38 に基づく) の場合、汚染土壤表面

から高さ 5 cm の線量当量率の最小値は 5.6 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ と計算されました。ゆえに、線量当量率サーベイメータによる測定で 5 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ に満たない指示値が観測された場合、土壤中放射能濃度は 50 万 Bq/kg を超えないと推定することができると考えられます。

(2) 被服への土壤の付着量

放射性物質による被服の表面密度(Bq/cm^2)と土壤の付着量(g/cm^2)は比例すると考えられるので、ここでは後者の量に着目し、適当な荷重をかけつつ被服(作業服、手袋及び長靴)を土壤試料に接触させたときに付着する土の量を質量測定によって評価しました。

試験に使用した土は、建材業者から入手した「黒土」です。ふるいによる粒径分析の結果、礫分(2 mm 以上)が約 4%，粗砂分(0.85~2 mm)が 10%，中砂分(0.25~0.85 mm)が 37%，細砂分(0.075~0.25 mm)が 33%，シルト(0.005~0.075 mm)・粘土分(0.005 mm 未満)が合わせて 16% であり、工学的にはこれは「細粒分まじり砂」又は「細粒分質砂」に分類されます。ただし、試験に当たって直径 2 mm の目の網目ふるいでふるって礫・異物を取り除きました。自然状態での含水比(液体/固体の質量比)は約 55 でした。この状態(生土)を基本に、さらにそれを暗所に放置して乾燥させたもの(乾土)と、水を添加して含水比 83~88 に調整したもの(湿土)を用意しました。

作業服については、A: ポリエステル製、B: ポリエステル・綿混製、及び C: ナイロン製(雨合羽)の三種類を選び、それぞれ 10 cm × 10 cm に裁断した試験布に 10 g の試験土壤を均等に載せ、その上からゴム板を約 0.2 kg/cm² で押し付け前後に小刻みに動かすことによって土を付着させました。手袋については、D: すべり止め付き軍手、E: すべり止めなし軍手、及び F: ゴム製の三種類を試験者が着け、試験土壤を手でくつて両掌を揉み合わせることによって土を付着させました。長靴については、靴底パターンの異なる三種類を選び、晴天時や降雨後等の地表面の状態が異なるときに屋外の土が露出した場所(運動場、公園、荒地、畑等)を歩行することによって靴底に土を付着させました。土壤付着前後の質量を電子天秤で測定し、その増分を接触面積で除することによって土壤の付着量に換算しました。

作業服・手袋への土壤付着量を図 1 に示します。図から土壤中の水分が増えるにつれて付着量も増加することが分かります。作業服への土の平均付着量は約 2~20 mg/cm² であり、ほかの研究での報告[4], [5]とよく一致する値が得られました。観測された最大付着量は約 50 mg/cm²(手袋 F) であり、これは、土壤中放射能濃度 50

万 Bq/kg (=500 Bq/g) を仮定すると 25 Bq/cm^2 に相当する値になります。したがって、作業服・手袋については、極めて高い濃度の汚染土壤でない限り、土の付着によって表面密度限度(40 Bq/cm^2)を超える汚染は生じないと考えられます。

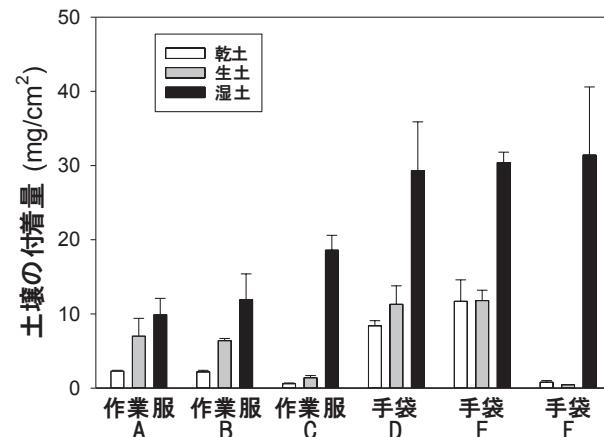


図 1 作業服・手袋への土壤の付着量

一方、長靴(靴底)については、降雨後の屋外歩行において 300 mg/cm² を超える土の付着が観測されました。これは、放射能濃度 50 万 Bq/kg の場合、150 Bq/cm^2 を超える汚染として見積もられることになります。高濃度の汚染土壤を取り扱う場合で、かつ靴底への大量の泥汚れ等の付着が見られる場合は、靴底に付着した土をできるだけ取り除く工夫が必要であると考えられます。

(3) 除染等作業における労働者の身体の表面密度の実証

茨城県東海村の原子力機構内の比較的線量当量率の高い地域(原発事故の影響による)及び福島県双葉郡の道路工事現場で作業を行った労働者が着用した作業服、手袋及び長靴について Ge 半導体検出器を用いて放射能測定を行いました。その結果、被服に付着した土の質量と Ge 半導体検出器によって観測された放射能に比例関係があること、さらに被服で観測されたそれらの比は、代表的な作業場所で採取された土壤中に含まれる放射能の濃度(Bq/g)に直接対応することが確認されました。現在、(2)の研究で評価した被服への土の最大付着量(g/cm^2)と作業現場の土中放射能濃度(Bq/g)から、労働者が実際に着用した被服の表面密度を推定することができるかどうかを調査中です。

本研究は厚生労働科学研究費補助金労働安全衛生総合研究事業として実施したものです。

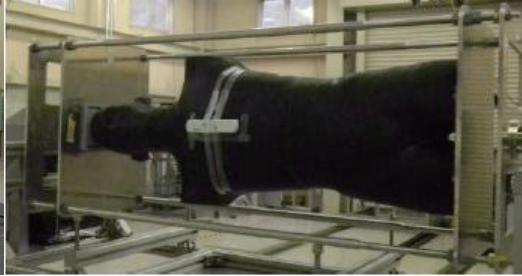
《参考文献》 · 辻村憲雄、除染等作業における作業環境の線量率・土壤中放射能濃度と労働者の身体汚染の関係に関する研究、平成 25 年度総括・分担研究報告書、厚生労働科学研究費補助金労働安全衛生総合研究事業、2014 年 3 月

《引用文献》 [1] S. Yasui, New regulations for radiation protection for work involving radioactive fallout emitted by the TEPCO Fukushima Daiichi APP Accident: application expansion to recovery and reconstruction work, *J. Occup. Environ. Hyg.*, 10(9), 2013, D119-D124.
[2] 浅野智宏、警戒区域等における除染モデル実証事業に係る放射線管理について、*保健物理*, 47(4), 2012, 241-246.
[3] 中里一久、北実、松田尚樹、東京電力福島第一原子力発電所の事故による衣服の放射性汚染 汚染状況の測定と簡易除染法の検討、*日本原子力学会誌*, 53(12), 2011, 17-20.
[4] R. H. Black, Some factors influencing the beta-dosage to troops, *Health Phys.*, 8, 1962, 131-141.
[5] 藤原慶子、山崎敬三、高橋知之、高橋千太郎、北川晃三、神藤克人、放射性セシウムを含有した土壤によるタオルの汚染と洗濯による除去効果、*保健物理*, 47(4), 2012, 282-285.

9-1 被ばく評価（2）

—個人線量の特性に関する調査—

核燃料サイクル工学研究所 放射線管理部 線量計測課 高田千恵



a) 現地調査

b) 標準場での試験

図 1 調査・試験の様子

現地調査においては校正で使用する標準的な形状・材質のファントムに個人線量計を貼付して屋内・外に設置、標準場での試験においては標準ファントムに加え人体形状ファントムを使用して測定を行いました。

避難された住民の方々の帰還後に想定される個人被ばく線量の把握に資するため、避難指示解除準備区域及び居住制限区域内の代表的な生活場所を対象として、空間線量と個人線量の関係を実測・実験的に明らかにするための調査研究を行いました。

1. 調査の背景と目的

東京電力㈱福島第一原子力発電所における事故に係る避難指示区域の見直し及び避難指示区域の解除に合わせて、「帰還後の住民の被ばく線量の評価は、空間線量率から推定される被ばく線量ではなく、個人線量を用いることを基本とすべきある。」との方針が原子力規制委員会より示されました^[1]。

帰還後の個人線量は個人が線量計を携行することにより実測できますが、帰還後に想定される住民の個人線量を帰還前に把握するためには何らかの手法による推定が必要です。空間線量率から生活パターン等を考慮した実際的な個人線量を推定することができれば、帰還前の評価がより正確になる上、帰還後も、個人が線量計を携行する負担を軽減できる可能性があります。

そこで本調査では、避難指示解除準備区域及び居住制限区域内の代表的な生活場所において個人線量計を用いた実測と評価を行い、空間線量と個人線量の関係について実測・実験的に明らかにすることを主な目的としました。

2. 調査の内容

(1) 現地調査

現地調査は、平成 25 年 8 月から 9 月にかけ、田村市、川内村及び飯舘村の合計 28 地域（居住区域、避難指示解除準備区域、居住制限区域）で実施されました。

調査では、対象地域内から代表的な生活場所として住居（民家）、屋内の職場（学校、公民館等）、屋外の職場

（農地、山林）を選定し、サーベイメータによる空間線量率の測定及びファントム（模擬人体）の表面に貼り付けた個人線量計による個人線量の測定（図 1 a）を行いました。ここで個人線量計には全て半導体を検出器に用いた電子式線量計で、国内で多く用いられているものを中心とした 5 機種、ファントムについては個人線量計校正用の標準ファントム 2 種（P30 : 30×30×15cm³ 又は P40 : 40×40×15cm³。いずれもアクリル製）を選定しています。

(2) 標準場での試験

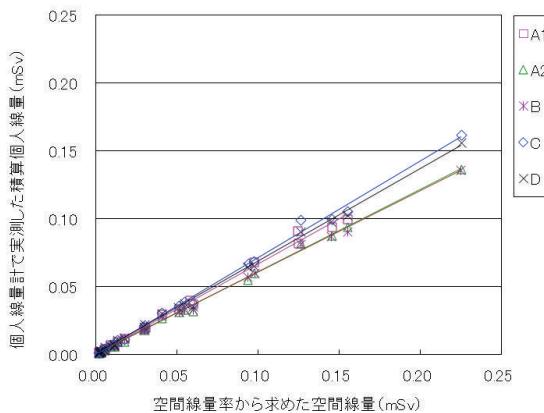
ファントム上の個人線量計の応答を実験的に検証するため、核燃料サイクル工学研究所計測機器校正施設に設置されている ¹³⁷Cs ガンマ線照射装置を用いて照射試験を実施しました。

現地調査で対象とした地域では放射性セシウムが地表に広く分布しており、そこで被ばくする人体の線量としては水平方向から飛来する放射線の寄与が大きい、すなわち回転照射ジオメトリによる被ばくが中心であると考えられます。このため標準場での試験では、ファントムの正面及び背面からの照射に加えて回転させながらの照射（回転照射ジオメトリ）を行い、空間線量と個人線量計の指示値との関係を求めました。ここで個人線量計は、現地調査で使用したものと同じ 5 機種、ファントムについては現地調査の 2 種に加え人体形状（RANDO）ファントム 1 種を加えた 3 種を使用しました。

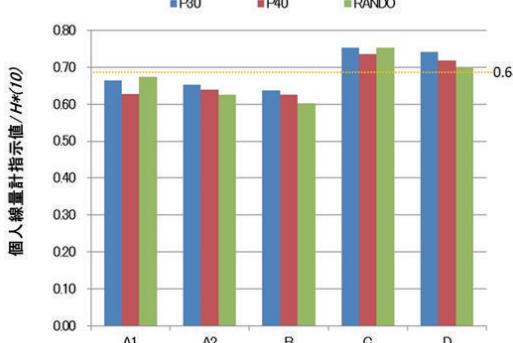
3. 結果

(1) 現地調査の結果

サーベイメータでファントム設置場所を測定して得られた空間線量率から推定した空間線量（横軸）とファントムの両面に取り付けた 5 種の個人線量計の指示値の平均値（縦軸）との相関を図 2a に示します。これらの値には良い相関が見られ、その傾き（以下「レスポンス」と



a) 現地調査



b) 標準場での回転照射試験

A1, A2, B, C 及び D は個人線量計の機種、P30, P40 及び RANDO はファントムの種類を示したものです。
a) 現地調査のグラフの傾き(個人線量／空間線量)に相当する値が、b 標準場での回転照射試験のグラフの縦軸です。

いう。) は 0.6~0.7 の範囲にありました。

現地調査を行った各地点では、場の状況（屋内か屋外か、開けた場所か山中かなど）や除染状況等が様々なため、放射線の量だけでなく入射方向やエネルギーの分布なども異なっています。また、このような状況下での個人線量計の指示値は、機種による若干の差異が生じます。測定結果に見られる多少のばらつきはこのような理由によるものと考えられます。

なおこの調査と同時に行われた別の調査^[4]においては、個人線量計を調査員が実際に着用して現地に滞在して得られた値とこの試験と同様の方法で得られた空間線量との関係が評価されましたが、ここでも標準的な体型の成人男性の場合のレスポンスは 0.7 となり、前述のファントムでの結果と良く一致することが確認できました。

(2) 標準場での試験の結果

5 種の個人線量計を使用した試験で得られた結果から、特に背面照射や回転照射の場合、機種により応答特性が有意に異なることが確認されました。これらの差異は放射線防護の観点からは十分に実用的な精度の範囲内であるものの、線量計が使用される場所、線量評価の目的等によっては、照射条件を考慮した補正が必要な場合があることが示唆されます。

回転照射におけるレスポンスを図 2b に示します。ここで空間線量には標準・校正場として設定された周辺線量当量 H*(10) を用いています。ファントムの違いによる影響は比較的小さく、現地調査において使用した校正用標準ファントムが、人体形状ファントムを十分代用でき

ていることの確認ができました。

ところで、ICRP が示している線量に係る諸量の関係^[3]を整理すると、¹³⁷Cs からの γ 線について、回転照射による実効線量 E(ROT) と周辺線量当量 H*(10) の関係は以下の式で表すことができます。

$$E(ROT) = 0.68 \times H^*(10) \quad \dots \quad (1)$$

今回の試験で得られた回転照射でのレスポンスの平均値は 0.68 で、現地調査の結果 (0.6~0.7) だけでなく、(1)式の係数 0.68 と同程度であることが確認されました。

4. まとめ

以上の結果から確認された事項は次の通りです。

- ・今回の調査区域においては、ある場所の空間線量率に滞在時間を乗じた空間積算線量に 0.7 を乗ずることで、人がその場で実際に個人線量計を着用した場合に得られる結果を推定することができる。
- ・実験に用いた個人線量計については、その指示値は実効線量の良い尺度となる。

この研究は、内閣府原子力被災者生活支援チームからの依頼に基づき(独)放射線医学総合研究所と共同で実施したもので、ほかに帰還後に想定される代表的な生活パターンにおける個人線量レベルの推定等が行われましたが、本稿では原子力機構が主に担当した内容のみを紹介しました。

《参考文献》

- ・小島 尚美他、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る個人線量の特性に関する調査 (2) 線量計の特性、日本保健物理学会第 47 回研究発表会講演要旨集、2014 年、P48
- ・山崎 巧他、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る個人線量の特性に関する調査 (4) 現地試験 (2) 空間線量率、γ 線エネルギースペクトルの測定結果とファントム上の個人線量計の応答、日本保健物理学会第 47 回研究発表会講演要旨集、2014 年、P50
- ・東京電力株福島第一原子力発電所事故に係る個人線量の特性に関する調査、
<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat01/entry99.html>

《引用文献》

- [1] 原子力規制委員会 第 4 回帰還に向けた安全・安心対策に関する検討チーム、2013 年
http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/kikan_kentou/20131111.html
- [2] 大町 康他、東京電力株福島第一原子力発電所事故に係る個人線量の特性に関する調査 (3) 現地試験 (1) (空間線量率及び γ 線エネルギースペクトルの測定結果と人体に着用した個人線量計の応答)、日本保健物理学会第 47 回研究発表会要旨集、2014 年、P49
- [3] International Commission on Radiological Protection (ICRP). Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation: ICRP Publication 74, 1996 年

9-1 被ばく評価（3）

—全身カウンタ（WBC）による測定と結果の評価—

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 武石稔



図1 福島県民健康調査支援業務で使用する全身カウンタ車

原子力機構では、2014年現在、主に車載式全身カウンタを用いて測定を実施しています。車内には、体表面モニタ（図4-1-1a）、立位型全身カウンタ（図4-1-1b）が設置されています。事故直後は、東海村の原子力機構施設に設置された据置型の全身カウンタ等を用いて測定してきましたが、その後は、車載式全身カウンタを活用し居住地域に近い場所での測定を強化しました。また、原子力機構は事故前から全身カウンタ用いた体内放射能測定技術に加え、内部被ばく評価についても専門的なノウハウを蓄積してきました。

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故とともに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の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、図1b）を用いた体内放射能の測定（以下、この業務を「県民WBC調査」と称します。）が実施されています。

原子力機構は、この「県民WBC調査」において、実際に県民の体内放射能の測定を実施するだけではなく、装置の維持管理、測定結果の評価・通知・記録等に係る技術的助言、受検者及びそのご家族の方を対象とした電話相談等を行っています。

原子力機構における「県民WBC調査」は、2011年7月から開始し、2014年7月末までに約6万9千人の方々の測定を終えています（表1）。この測定においては、当初東海村の拠点に整備されていた据置型WBCや緊急時用WBC車が用いられましたが、2013年3月からは、福島の環境回復活動に係る職員等のために新たに整備した車載式全身カウンタ車2台を投入しました。なお、この車載式全身カウンタ車での測定は、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装備しています（図1a）。



図1a 体表面モニタ

全身カウンタでの測定に先だって衣服、体表面の汚染を検査します。



図1b 立位型全身カウンタ

被測定者は、全面の上下に配置された検出器にて2分間体内からのガンマ線を測定します。

事故直後においては、検出下限値を超えて測定された原因として、主に放射性物質を含む空気を呼吸したことによる吸入摂取によるものでした。これらの吸入摂取は、東京電力福島第一原子力発電所からの放出の状況と気象条件や被測定者の行動に大きく影響を受けます。そこで2011年7月から2012年1月までの検査では、全身カウンタ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日に全て吸入摂取したものが時間の経過とともに物理的半減期による減衰や人体の代謝とともに生物学的半減期にて減少したものとする保守的な仮定のもとで実効線量を評価しました。2011年度に原子力機構が実施した「県民WBC調査」にて測定を受けられた方は約1万4千人ですが、このうち99.8%の方の内部被ばくに係る実効線量は1mSv未満でした。1mSvを超えた方が0.2%おりましたが、最大の方の実効線量でも3mSvでした（表1）。

代謝により体内の放射性セシウムが半分になるのにかかる生物学的半減期は、成人で約3ヶ月、子供で約1~2ヶ月と言われています。2012年に入る頃になると測定結果は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うかがいすると、食品を通じた経口摂取の可能性が推察されました。そこで2012年2月以降、「県民WBC調査」における線量評価は、日常的な経口摂取を仮定した方法に切り替えることとされ、現在もこの評価方法を継続しています。

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～)	9,585	4,843	14,428	14,405	23
2012年度	20,956	5,539	26,495	26,495	0
2013年度	14,865	5,888	20,753	20,753	0
2014年度7月末まで	7,356	12	7,368	7,368	0
合計	52,762	16,282	69,044	69,021	23

この評価方法では、平成23年3月12日から測定日前日まで毎日同量ずつ経口摂取したと仮定し、この量を1年間摂取し続けた場合の実効線量を評価しています。現在、市場に流通している食品は事前に検査されており、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、市場を通していない経路での摂取の可能性が高く、日常的に放射性セシウムを摂取することは考えにくいのですが、保守的な評価方法として採用されました。

表1に2011年7月から2014年7月末までの測定結果を示します。事故直後は吸入摂取の影響で1mSvを上回った方がおられ、最大で3mSvでしたが、2012年度以降は1mSvを超える方は見られなくなりました。

この間、原子力機構では、全身カウンタによる測定結果の信頼性を向上させるため種々の検討を実施しました。

原子力機構が所有している全身カウンタは、職業人として成人用に整備されていたものですから、当初は、4歳児未満の幼児の測定は困難でした。このため幼児を模擬したファントム（ブロック状の線源を組み合わせ人型にした線源）での特性試験を実施し、専用の椅子を用いる等により測定を可能にしました（図2）。

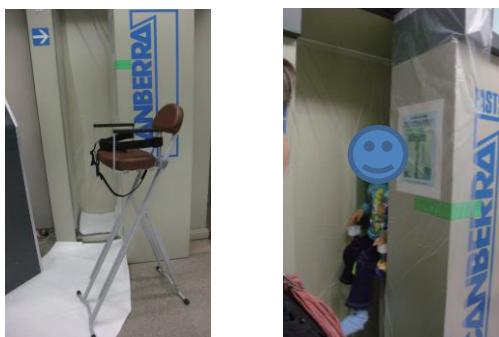


図2 4歳児未満の幼児の測定

また、空気中等に存在する天然放射性核種の付着により、放射性セシウム-134が存在しないにも関わらず誤って検出されたとする事例が見受けられました。これを判定するため天然核種の影響を調査するとともに判定のアルゴリズムを整備するなど、測定結果の信頼性向上に努めました。

県民WBC調査で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。

本研究には、福島県保健福祉部からの受託研究「ホールボディカウンタ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。

《参考文献》

- ・高田千恵他, Evaluation of Internal Exposure of the Workers and the Residents Caused by the Fukushima Nuclear Accident, Full papers of The 13th International Congress of the International Radiation Protection Association, (2012).
<http://www.irpa13glasgow.com/information/downloads/> (File P12.22.doc).
- ・百瀬琢磨他, Whole-body Counting on Fukushima Residents after the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, NIRS-M-252 (2012)p67-82
- ・寺門義則他、WBC測定における天然放射性核種の影響、日本保健物理学会第47回研究発表会要旨集、p125 (2014)

9-2 福島県除染推進活動（1）

—H25年度 国への支援実績—

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 川瀬啓一

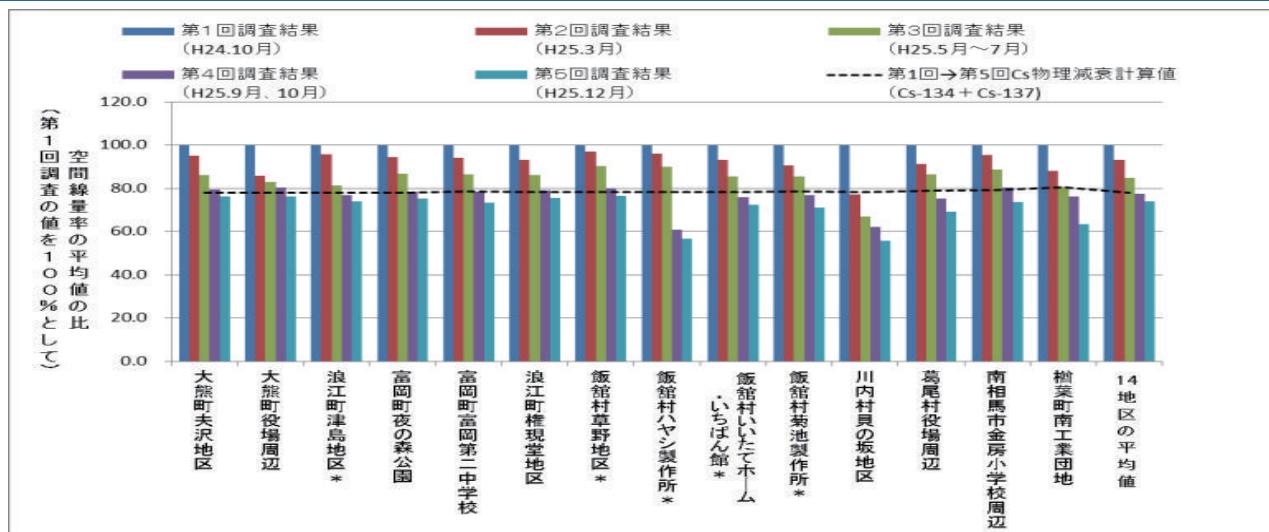


図1 除染効果の維持確認調査（定点測定の結果）

福島環境安全センターにおいて、環境省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。その活動内容について紹介します。

（1）国直轄除染工事に係る技術支援

環境省の依頼により、平成25年度に富岡町で実施された国直轄の除染工事である「平成24年度富岡町緊急除染工事（富岡町第一中学校周辺除染工事）」や「平成25年度（平成24年度繰越）富岡町インフラ復旧準備等除染工事」において、「施工計画への助言」、「除染作業中の放射線測定」、「試験施工への立会い」、「除染作業中の気付き点の連絡」、「ガンマプロッタHを用いた除染前後の測定・除染効果の評価」などの技術支援を行いました。

1) 除染計画及び手順の確認、打合せ、除染支援実績

環境省（福島環境再生事務所県中・県南支所）において開催された環境省と受注者等による施工計画書等の確認及び中間打合せに参加し、除染方法などへの技術的な助言等を行いました。

2) 除染作業中の放射線測定の報告

除染作業中の放射線測定は、除染直後にGM計数管式サーベイメータで除染対象の表面汚染を測定し除染効果の確認を行い、効率的な除染作業が行われるように現場作業員などへの情報提供を行いました。

3) 試験施工への立会い

本格除染工事において、除染方法の詳細を決めるため、各種除染対象（屋根、壁、ウッドデッキ、道路（アスファルト、コンクリート）、碎石、草地、樹木）に適した除染方法（高圧水洗浄、超高压水洗浄、ショットブラスト、表土の剥ぎ取り、ブラシ掛け、拭き取り等）による試験施工が行われ、機構もこれらの試験施工への立会いを行いました。試験施工においては、機構独自の放射線測定

（ β カッタを利用した β 線成分の測定）を行い、除染効果を整理して報告し、除染方法の決定に活用されました。

4) 除染作業の立会いにおける気づき点の連絡

除染作業中の立会いにおいて、実施されている除染作業が適切に実施されていることを確認するとともに、立会い時に気づいた除染作業に係る良好事例、改善事項等を気づき点として整理し、環境省などへ連絡して効果的な除染作業となるように情報共有を行いました。

5) ガンマプロッタHによる測定

今回測定に使用したガンマプロッタHは、歩行式のサーベイで広い範囲を迅速に測定し、結果をマッピングして可視化が行える測定装置であり、この特徴を活かし除染現場での除染前後の線量率測定を実施し、評価を行いました。測定対象の場所は、比較的広い敷地を有する施設、道路において周囲の状況が異なる場合（住宅地や橋梁部分など）の影響を把握しやすい区間など、除染現場の環境として代表的な9か所を選定して測定を実施しました。測定・評価結果については環境省へ適宜報告を行い、受注者の実施する放射線モニタリング（30m間隔）結果を補間する情報や高線量範囲での不要な被ばく防止対策等に活用されました。

（2）除染効果の維持確認調査

除染作業後に除染の効果が維持されているかどうかを調べるために、平成23年度に除染モデル実証事業を実施した地区のうち、14地区を対象に空間線量率を追跡調査しました。平成25年度は、3回の調査を実施（第3回調査：平成25年5月28日～7月10日、第4回調査：平成25年9月6日～10月11日、第5回調査：平成25年12月2日～12月18日）し、除染直後及び平成24年10月に実施した第1回調査の測定結果との比較を行いました。



第1回調査 (2012年12月5日測定)

Google earth©2013ZENRIN Image© Digital Globe



第5回調査 (2013年12月16日測定)

凡例	<0.5 μ Sv/h	0.5~1.0 μ Sv/h	1.0~1.5 μ Sv/h
	1.5~2.0 μ Sv/h	2.0~2.5 μ Sv/h	2.5 μ Sv/h<

図2 ガンマプロッタHによる歩行サーベイ結果の比較

調査は、事前に設定した定点での空間線量率の測定とガンマプロッタHによる歩行サーベイの2つの方法で実施しました。

定点測定の結果、第5回の調査時点での平均の空間線量率が最も高かったのは大熊町夫沢地区で16.2 μ Sv/h、最も低かったのは檜葉町南工業団地の0.20 μ Sv/hでした。図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5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。）を同期間の放射性セシウム物理減衰計算値（ウェザリング効果なしで計算）と比較すると、後者が約80%であるのに対し、各地区的線量比はそれよりも低い値を示していました。線量比が特に大きい飯館村ハヤシ製作所、檜葉町南工業団地、川内村貝の坂地区の3地区では調査地区及びその周辺で本格除染が実施されており、その効果が現れていると考えられます。

ガンマプロッタHによる測定結果の例として、富岡町第二中学校の測定結果を図2に示す。第1回調査時と比べ、第5回調査の方が空間線量率が面的に低くなっていることが確認でき、ガンマプロッタHによる測定でも第1回調査時と比べ、第5回調査の空間線量率が面的に低くなっていることが確認できました。

これらの調査の結果、各地区的空間線量率の平均値は、第1回調査から継続して低下しており、除染の効果は概ね維持されていることが確認できました。また、第1回調査の空間線量率を100%としたときの第5回調査時の線量比は、セシウム物理減衰計算値が約80%であるのに対し、14地区的平均値は約75%でした。飯館村ハヤシ製作所、川内村貝の坂地区等では線量比が約60%に低下しており、本格除染の効果が出ていると考えられました。

除染直後の空間線量率を100%としたときの第5回調査の線量比は、放射性セシウム物理減衰計算値が約70%であるのに対し、14地区的平均値は約60%に低下していました。

(3) その他の除染試験等の技術支援

1) 富岡町本格除染事業の試験施工に係る技術支援

富岡町本格除染（その1）においてH25年11月12日からH26年2月14日までに実施された12回の試験施工に立会い、機構独自に放射線測定（ β カッタ使用の有無による β 線成分の測定）を行い、除染効果を整理し、評価しました。これらの評価結果については、適宜環境省への報告を行い、受注者の測定結果と合わせて本格除染工事における施工条件の決定に活用されました。

2) 歩行サーベイ技術の評価試験に係る技術支援

現在、除染実施区域の汚染状況を迅速かつ広範囲にわたって把握するために、地表面から1mや1cmの空間線量率を測定することで、生活空間の除染の状況や除染対象物の汚染の状況を確認することが除染関係ガイドラインに示されています。今後の大規模な農地・道路等の除染を考えた場合の測定作業の効率化のために、環境省福島環境再生事務所においてGPSと連動した計測装置の導入を検討するための評価・実証試験が計画されました。

機構では、この評価・実証試験の試験計画への助言及びフィールド試験（平成25年8月実施）への機構所有のガンマプロッタHの提供、試験結果の評価などの協力を行いました。この試験の結果等を基に、環境省において検討が行われ、平成25年10月18日付けで除染関係Q&Aが改定されました。これにより、道路や農地、広場などの比較的空間線量率の変動が少ないと考えられる場所での測定に適用することが認められることになりました。

3) その他の除染効果評価に係る技術支援

国による本格除染が終了した田村市でのフォローアップモニタリングの結果について、環境省が行う除染効果の評価や除染直後のモニタリング値に比べて上昇しているような地点についての現地調査や対応策の検討の支援を行いました。

9-2 福島県除染推進活動（2）

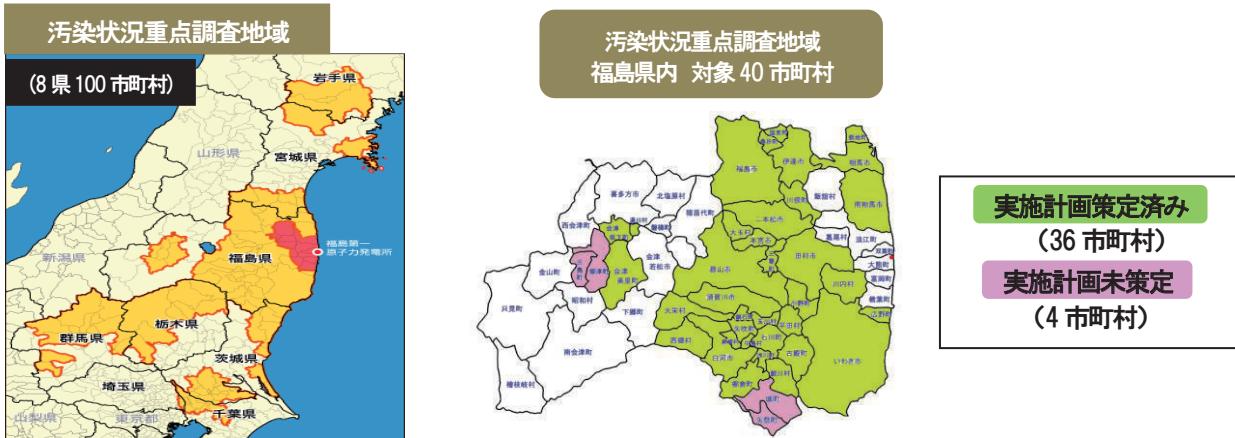
－専門家活動による自治体支援：概要・実績－

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 山下卓哉

【除染推進専門家チームの発足と役割】

- H23.9.28：各拠点から専門分野に精通した技術者・研究者が集結、『除染推進専門家チーム』が発足
- 福島県内の除染活動の円滑な推進のため自治体を支援

1) 福島県内各市町村における除染実施計画の策定協力



2) 除染に係る技術指導・支援等

①「除染活動」支援協力、技術相談・指導

②講習会講師対応

③仮置場設置に係る技術指導、現地調査

④住民説明会における説明支援

小学校再開に向けた線量測定

馬事公苑の馬場の線量測定

樹木からの影響調査

除染現場での技術指導、除染方法の助言

モデル住宅除染試験(ブラシ除染)

住宅除染フォローアップモニタリング

地形・地質条件等の観点から技術指導、住民説明会にて技術的な説明・助言

図1 除染推進専門家チームの対応概要

内閣府あるいは環境省からの要請により、平成23年9月に「除染推進専門家チーム」を設置し、福島県及び関東・東北ブロックの各市町村における除染活動の円滑な推進のため、各自治体等に対する支援活動を行ってきました。

(1) 専門家活動における自治体支援活動の概要・実績

除染推進専門家チームの対応概要を図1に示し、これまでの主な活動の実績は以下のとおりです（括弧内は平成26年7月末時点）。

- 1) 福島県内各市町村の除染実施計画の策定協力（116件）

- ①各市町村を訪問し、技術的内容を説明（116件）
- 2) 除染に係る技術指導・支援等（1404件）
 - ①「除染活動」支援・協力、技術相談・指導（474件）
 - ②除染講習会開催、監督者等育成（67件）
 - ③仮置場設置に係る技術指導、現地調査（215件）
 - ④住民説明会における説明支援（118件）
 - ⑤その他（電話相談等）（530件）

除染に係る技術指導・支援等においては、福島県以外の7県（岩手県、宮城県、茨城県、千葉県、埼玉県、群馬県、栃木県）からの支援要請にも対応しています。

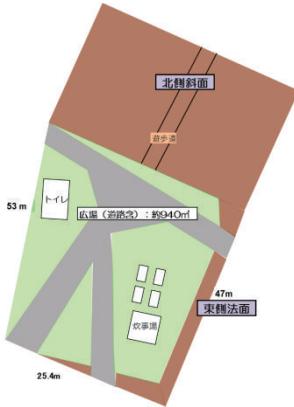


図2 除染対象エリア及び除染方法による除染係数

ケース	除染方法	除染係数 (DF)		
		広場	北側斜面	東側法面
1	・広場の堆積有機物除去 ・北側斜面除染無し ・東側法面除染無し	2	1	1
2	・広場の芝の剥ぎ取り(5cm) ・北側斜面除染無し ・東側法面除染無し	3	1	1
3	・広場の堆積有機物除去 ・北側斜面の堆積有機物残渣除去 ・東側法面の堆積有機物残渣除去	2	2	2
4	・広場の芝の剥ぎ取り(5cm) ・北側斜面の堆積有機物残渣除去 ・東側法面の堆積有機物残渣除去	3	2	2

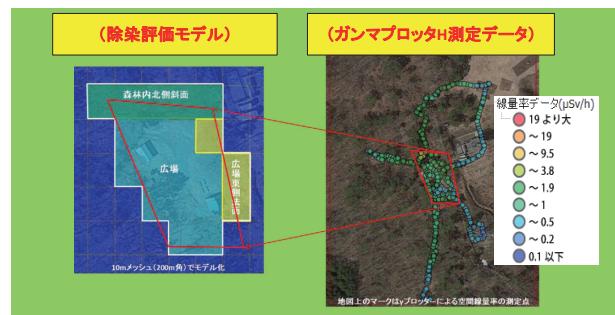


図3 RESETによる評価モデル

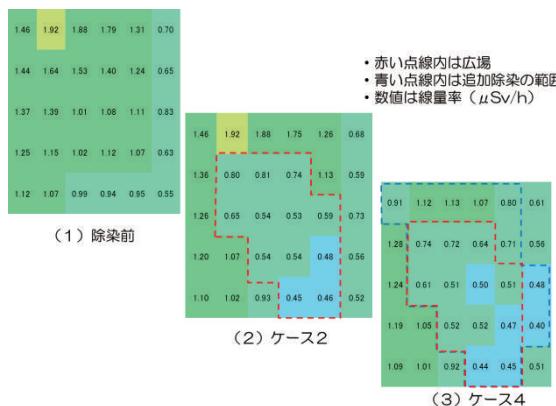


図4 RESETによる除染後の空間線量率予測値と低減率

除染推進専門家チームにおいて、各自治体が進める除染活動への様々な技術指導・支援等のうち、除染技術を高度化したガンマプロット H 及び RESET (除染効果評価システム) を用いて実施した公園の除染指導の例を紹介します。

(2) 高度化除染技術による専門的な評価・解析

1)公園の除染指導の概要

除染指導を実施した公園の対象エリアは、森林に近い状況で規模も大きく、中央には芝の広場、広場北側には森林斜面（北側斜面）、広場東側には法面がある環境でした（東側法面）。空間線量率は、北側斜面が高く、1m 高さで 1.3~1.5 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、1cm 高さで 2.6 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ となっており、これが線源となって広場の空間線量率に寄与していると推察できる状況でした。このため、RESET を用いて除染後の線量率を評価することにより、広場の空間線量率の低減に効果が高い除染箇所及び除染方法を提案することとしました。

2)試験施工による除染方法の除染係数の算出

RESETによる評価を行うため、北側斜面、東側法面及び広場で各除染方法の試験施工を行い、除染係数 (DF) をそれぞれ算出しました。その結果、北側斜面では堆積有機物残渣除去により DF=2、広場では堆積有機物除去、芝の剥ぎ取りで DF=2~3程度が達成可能であることが分かりました。このため、RESETによる除染後の空間線量率予測には、ケース1~4の除染箇

除染の状況		1m空間線量率 [$\mu\text{Sv}/\text{h}$]	1m空間線量率平均 [$\mu\text{Sv}/\text{h}$]	低減率 [%]
除染前		0.94 ~ 1.64	1.19	—
除染後	ケース1	0.57 ~ 1.01	0.74	38
	ケース2	0.45 ~ 0.80	0.59	50
	ケース3	0.56 ~ 0.95	0.70	41
	ケース4	0.44 ~ 0.74	0.55	54

所及び除染方法を設定しました（図2参照）。

3) RESETによる評価結果

RESETによる評価範囲は、広場、北側斜面、東側法面を含む 200m 四方のエリアとし、評価に用いる除染前の 1m 高さの空間線量率データは、ガンマプロット H により取得しました（図3参照）。

RESETにより除染後の空間線量率を評価した結果、広場における 1m 高さの空間線量率は、広場のみの除染を行った場合、DF=2（ケース1）で 4割程度、DF=3（ケース2）で 5割程度の低減が見込まれることが分かりました。また、広場の除染に加え、北側斜面及び東側法面を DF=2（ケース3、4）で除染した場合は、広場の空間線量率の低減率は 3~4% 向上する結果となりました（図4参照）。

以上のことから、広場の空間線量率の低減に効果が高い除染箇所は広場であり、その除染方法は、広場内の堆積有機物除去、芝の剥ぎ取りが有効であることが分かりました。

4)まとめ

広大な面積を有する公園の除染指導において、複数の除染方法を用いた場合の除染後の空間線量率を RESET により評価することにより、自治体への効果的な除染方法の提案と円滑な除染活動の推進が図られるものと考えます。

9-3 コミュニケーション活動

—放射線に関するご質問に答える会—

福島環境安全センター 計画管理室 板橋靖



図1 答える会 実施例

(1) はじめに

平成23年3月11日に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故では、大量の放射性物質が放出され、広い地域で通常時に比べて高い放射線量率が観測されました。特に事故の影響が強い福島県では、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していただくことにより過剰な不安を和らげていただくことを目的に平成23年7月に「放射線に関するご質問に答える会」(以下、答える会)を開始しました。

(2) 答える会の実施方法

答える会を実施するに際して、従来機構が実施してきたコミュニケーション活動の実績を踏まえて、説明方法や説明資料などについて検討し、機構側からの一方的な説明とならないよう、参加者とのコミュニケーションを通じて理解していただくような進め方を行うことやイラストや比喩を用いて一般の方に馴染みのない放射線に関する用語などを説明する資料を準備しました。また、当時は福島県内に機構の研究拠点等がなく県内では知名度が低かったことから、答える会を実施することについて福島県にご協力を仰ぎ、県内の保育園、幼稚園、小中学校に周知していただきました。機構は、答える会の実施を希望する学校等からの申込みに応じて4名程度の職員で構成する説明チームを構成し、申込みをいただいた学校等と事前に進行方法、説明内容(事前質問)などを確認の上、ご希望の場所、時間にお伺いし、参加者に対して事前質問があった事項などについて説明を行っています。また、答える会の終了後には参加者にアンケートをお願いし、説明した内容についての理解度、関心のある事項などについて回答い

ただくとともに追加の質問があった場合には後日回答するようにしました(図2)。

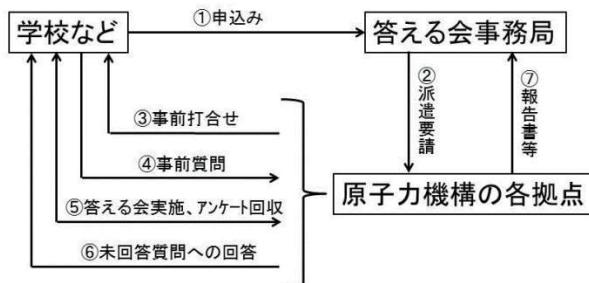


図2 実施手順

(3) 答える会の実施状況

平成26年3月末までに232回の答える会を実施し、約1万9千人の方に参加いただきました。福島県の地域別に示すと図3のようになります、やはり人口の多い中通りでの開催が多いという結果となっています。



図3 地域別実施状況(平成26年3月末時点)

また、年度別に開催実績をみると、平成 23 年度：169 回（ただし、7 月から翌年 3 月）、平成 24 年度：51 回、平成 25 年度：12 回でした。実施の申込みは年度を経るごとに減ってきています。

（4）アンケートの集計結果

平成 23 年度、平成 24 年度に実施した答える会では、7,613 名分のアンケートが回収され、その集計結果の一部は前年度の本冊子で紹介しました。答える会の目的は放射線について正しい知識をもつていただくことにより過剰な不安を和らげていただくことでしたが、平成 25 年度にはアンケートの様式を改め、理解度に加えて疑問解消の度合いや不安・心配の程度を少し詳しく伺いました。以下、平成 25 年度に実施した答える会で回収された 375 名分のアンケート結果の例を紹介します。

始めに理解度の集計結果を図 4 に示します。

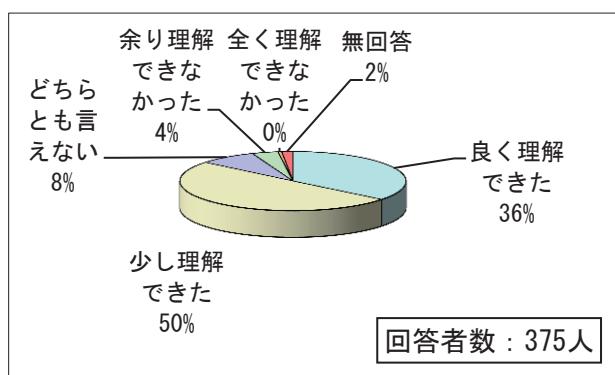


図4 理解度

アンケート回答者の 36% が良く理解できたと回答しています。

次に疑問の解消については、以下のようない結果でした（図 5）。

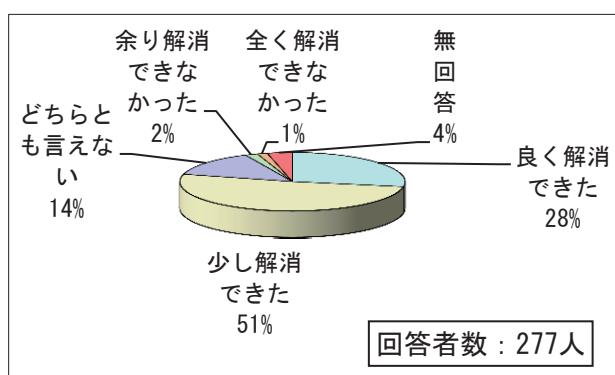


図5 疑問解消度

アンケート回収数は 375 名分ですが、疑問解消度にお答えいただいたのは 277 名で、この項目は参加者の方か

らすると答えにくかったのかも知れません。回答内容は、良く解消できた（28%）、少し解消できた（51%）、どちらとも言えない（14%）、余り解消できなかつた（2%）、全く解消できなかつた（1%）などとなっています。

アンケートで項目を示して、それぞれの項目について不安・心配の程度を伺った結果は、図 6 のとおりです。

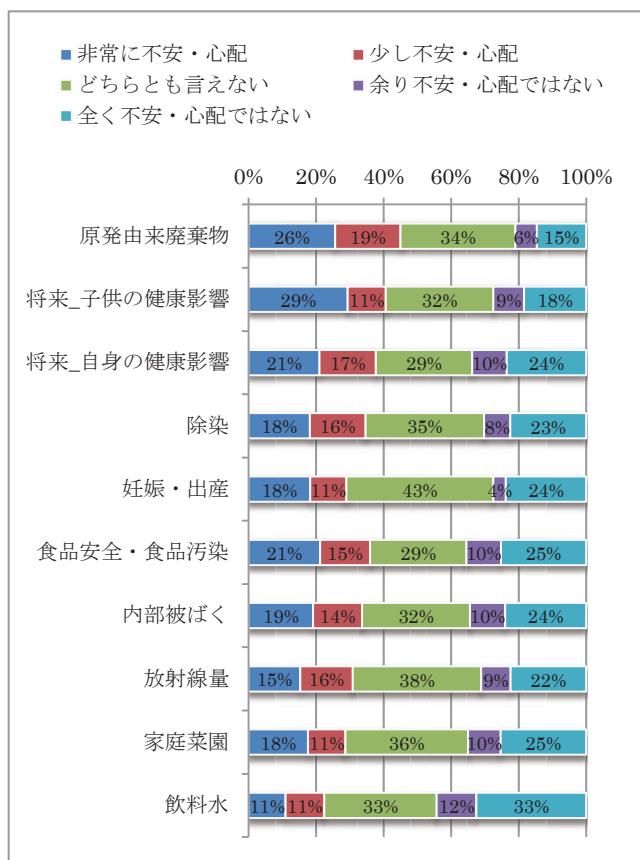


図6 不安・心配の程度

原発由来廃棄物、将来の子供やご自身の健康影響について不安・心配を感じている方が多いという結果となりました。

（5）今後の予定

近年、答える会の実施回数は減少していますが、平成 25 年度は参加者の 6 割が 10 代であり、その中でも中学生の参加者が増えています。これは、若い人たちに放射線について正しい知識を持ってもらい、将来に亘って健康に過ごして欲しいという保護者、学校関係者の意向の表れと考えています。今後は若い人たちに放射線について理解いただく活動にも積極的に取り組んでいくことを検討したいと考えています。

《参考文献》・杉山他、放射線に関するご質問に答える会 参加者アンケートの解析、JAEA-Review 2014-018、2014 年、110 ページ <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2014-018.pdf>



**独立行政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/>