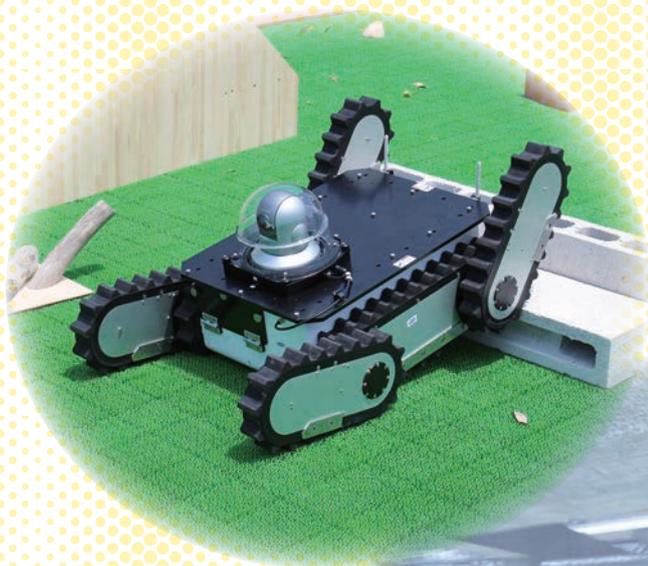


2016年版

東京電力ホールディングス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



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門

はじめに

2011年3月の東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所の事故に対し、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国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）は、福島第一原子力発電所事故への対応を原子力機構の最重要課題の一つと位置づけ、総力を結集して、廃止措置と環境回復の研究開発に取り組んでいます。

事故から6年近くが過ぎ、緊急時の対応の段階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いることを踏まえ、原子力機構のリソースをより効果的に活用しながら原子力機構が果たすべき役割や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、これを常に見直しながら業務に取り組んでいます。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、選択と集中により最大限の成果を挙げるよう努力いたします。

廃止措置に関しては、福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップに基づき、燃料デブリの性状把握や放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発を中心に取り組んでいます。廃止措置研究の国内外の英知を結集する拠点として廃炉国際共同研究センター(CLADS)の国際共同研究棟の建設を開始し、平成29年3月の竣工を予定しています。また、遠隔操作機器等の開発実証施設である櫛葉遠隔技術開発センターについては、昨年4月より本格運用を開始しました。放射性廃棄物の分析・研究を行う施設として整備を進めている大熊分析・研究センターは、施設管理棟が昨年9月に着工し、平成29年度末からの運用を予定しています。

汚染水問題等の喫緊の課題には、国や東京電力の要請に応じて組織横断的かつ機動的に対応する他、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、原子力損害賠償・廃炉等支援機構に対しては、専門的な知見・技術情報をタイムリーに提供する等、廃炉戦略の策定等に貢献してまいります。

環境回復に関しては、昨年7月に、研究拠点となる福島県環境創造センターがグランドオープンし、原子力機構も入居し、同センターを中心とした活動を展開しています。福島県内を中心とした環境放射線のモニタリング等を行い、得られた空間線量率や放射性セシウムの沈着量等のデータを整理し、インターネットを通じて情報を発信しています。また、将来の放射性物質の状況を予測するために環境中で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・疑問への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、この場をお借りして感謝を申し上げますとともに、今後とも、関係府省庁、自治体、住民の方々より、ご指導、ご協力を賜りながら、廃止措置の推進や事故により被災した地域の復興に貢献できるよう努めてまいります。

2017年2月

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門長 森山 善範

目 次

はじめに	1
福島研究開発部門における研究開発体制と取組の概要	6
— 「廃止措置に向けた取組」 及び 「環境回復に向けた取組み」 —	

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	12
— 炉心状況の把握に向けた研究開発の方針と成果 —	
1-1 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(1)	14
— ステンレス鋼へのセシウム付着挙動を評価する —	
1-2 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(2)	16
— 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 —	
1-3 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(3)	18
— 事故時の燃料集合体の溶融や燃料デブリの凝固挙動を評価する —	

II. 燃料デブリの取出しに向けて

2 燃料デブリの取り出しとその後の取組み	20
— 燃料デブリの取り出しに向けた研究開発の方針と成果反映先 —	
2-1 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1)	22
— 模擬デブリと TMI-2 デブリの比較 —	
2-2 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(2)	24
— 集光加熱による模擬 MCCI 試料中の生成相の評価 —	
2-3 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(3)	26
— 大型 MCCI 試験生成物の生成相及び組織 —	
2-4 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(4)	28
— 燃料デブリ特性評価のための乾燥挙動基礎試験 —	
2-5 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(5)	30
— 模擬デブリを用いた酸化特性の評価 —	
2-6 プラント内の放射能分布を知る	32
— 格納容器内の最確な線量率分布の評価技術開発 —	
2-7 燃料デブリの再臨界を防ぐ	34
— BWR 燃料集合体に対する燃焼計算精度の評価 —	
2-8 燃料デブリの核物質量を把握する	36
— 燃料デブリの非破壊測定技術開発 —	

2-9	炉内デブリや不明物等の元素組成をその場で実測する	38
	—炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発—	

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・処分への取り組み	40
	—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)	42
	—汚染水とその処理により発生する二次廃棄物の分析—	
3-2	廃棄物の性状を理解する(2)	44
	—種々の廃棄物が含有する放射エネルギーの推定—	
3-3	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(1)	46
	—実規模吸着塔によるセシウム吸着試験—	
3-4	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)	48
	—ALPS 模擬炭酸塩スラリーの照射実験—	
3-5	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(3)	50
	—処理技術の評価検討と固化基礎試験—	
3-6	事故廃棄物の処分に向けて	52
	—適切な処分概念構築と安全評価のための基盤技術整備—	

Ⅳ. 研究開発基盤の構築などの取り組み

4	研究開発基盤の構築	54
	—楢葉遠隔技術開発センターと大熊分析・研究センター—	

第2章 環境再生への取組について

Ⅴ. 環境モニタリング・マッピングの技術開発

5	環境モニタリング・マッピングの技術開発の全体概要	56
5-1	環境モニタリング(1)	58
	—有人及び無人ヘリコプターを用いた定期的なモニタリング—	
5-1	環境モニタリング(2)	60
	—森林の放射線測定を目的とした最新のドローンを用いた技術開発—	
5-1	環境モニタリング(3)	62
	—無人機を用いた水底の放射性物質濃度分布測定技術開発—	
5-1	環境モニタリング(4)	64
	—PSF を用いた福島第一原子力発電所内の汚染水モニタリング—	
5-2	マッピング(1)	66
	—空間線量率分布の推移—	
5-2	マッピング(2)	68
	—放射性核種の土壌沈着量分布の特徴—	

5-2	マッピング(3)	70
	—環境モニタリングデータ情報発信システムの構築—	
VI. 分析技術の高度化		
6-1	分析技術の高度化	72
	—東京電力福島第一原子力発電所から放出された放射性核種の分析技術の高度化—	
6-2	放射能測定データの信頼性向上	74
	—放射能測定の試験所として ISO/IEC 17025 : 2005 認定を取得—	
VII. 環境動態研究		
7	環境動態研究の全体概要	76
7-1	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (1)	78
	—森林調査—	
7-1	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (2)	80
	—ダム調査—	
7-1	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (3)	82
	—河川調査—	
7-1	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (4)	84
	—河口域調査—	
7-1	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (5)	86
	—市街地調査—	
7-1	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (6)	88
	—放射性セシウムの将来分布等を推測する解析モデルの開発—	
7-2	海洋における物質動態のモデル開発(1)	90
	—沖合海底の海底堆積物に含まれる放射能の調査—	
7-2	海洋における物質動態のモデル開発(2)	92
	—福島第一原子力発電所港湾堆積物からの ¹³⁷ Cs の溶出に関する検討—	
7-2	海洋における物質動態のモデル開発(3)	94
	—1 F 港湾内での放射性物質拡散シミュレーションコードの開発—	
VIII. 除染・廃棄物減容技術の高度化		
8-1	焼却廃棄物、除染除去物等の放射能濃度定量精度向上に係る検討	96
	—散乱ガンマ線等価モデル法による高精度で迅速な定量評価—	
8-2	粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明(1)	98
	—土壌廃棄物の減容化に向けた取り組み—	
8-2	粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明(2)	100
	—計算科学によるセシウム吸着粘土鉱物の結晶構造安定性評価の試み—	
IX. 福島の実環境回復に向けたその他の活動		
9-1	被ばく評価(1)	102
	—個人線量評価に関する研究への取り組みについて—	

9-1	被ばく評価(2)	104
	—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)	106
	—福島での除染活動推進に係る取り組み—	
9-2	福島県除染推進活動(2)	108
	—除去土壌等の再生利用の基本的考え方の整理に関する取り組み—	

第3章 情報収集・発信と理解促進について

X. 情報収集・発信と理解促進

10-1	研究成果の発信・普及活動	110
	—福島原子力事故関連情報と研究開発成果のわかりやすい発信—	
10-2	コミュニケーション活動と人材育成活動	112
	—福島環境回復における具体的な取組の状況—	

福島研究開発部門における研究開発体制と取組の概要

—「廃止措置に向けた取組」及び「環境回復に向けた取組み」—

廃炉国際共同研究センター 研究推進室 宮本 泰明
廃炉国際共同研究センター 遠隔技術ディビジョン 鳥居 建男
福島環境安全センター 計画管理室 竹安 正則

1. 廃止措置に向けた取組み

原子力機構では、東京電力ホールディングス（東電 HD）福島第一原子力発電所（1F）で事故が発生した当初から、炉内で溶融した燃料デブリの取り出しに関する研究、大量に発生した放射性事故廃棄物の処理・処分に関する研究等の廃炉に向けた研究を行ってきています。平成 27 年 4 月に廃炉国際共同研究センター（Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science ; CLADS）を設置して廃炉に向けた研究開発を加速してきましたが、平成 28 年 4 月には、設立当初からの廃棄物処理処分ディビジョン、燃料デブリ取扱・分析ディビジョン及び事故進展挙動評価ディビジョンに、新たに遠隔技術ディビジョンを加えて、4 つのディビジョン体制で廃炉に係る研究開発を総合的に進めています。

また、多様な分野の基盤的な研究開発に関し、外部の研究者が自由に共用できる研究開発拠点として福島県富岡町に整備している「国際共同研究棟」の開設準備に向けて平成 28 年 10 月に国際共同研究棟運営管理準備室を新設して、平成 29 年 4 月の操業開始に向けた取組みを行っています。

CLADS の組織体制を図 1 に示します。

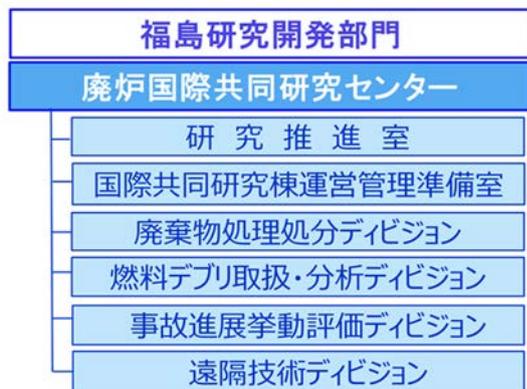


図1 廃炉国際共同研究センターの組織体制

平成 28 年 4 月から遠隔技術ディビジョン、平成 28 年 10 月から国際共同研究棟運営管理準備室を新たに加えた体制で研究開発を進めています。

廃棄物処理処分ディビジョンでは、1F で発生する事故廃棄物の性状の理解、安定保管、処分方策に関する研究を実施しています。例として、汚染水とその処理により発生する二次廃棄物の分析、種々の廃棄物が含有する放射能量の推定、水処理二次廃棄物を安定保管するための研究などがあります。また、事故廃棄物の処分に向けて適切な処分概念の構築と安全評価のための基盤技術整備を行っています。

燃料デブリ取扱・分析ディビジョンでは、事故によって生成した燃料デブリの取り出しに必要な燃料デブ

リ性状に関する研究を行っています。また、格納容器内の線量分布の評価や炉内のデブリや不明物等の元素組成をその場で実測するための技術の開発を行っています。

事故進展挙動評価ディビジョンでは、事故後に原子炉の炉心がどのような状態になっているのかを把握するための研究を行っています。そのために、ステンレス鋼へのセシウム付着挙動の評価、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、事故時の燃料集合体の溶融や燃料デブリの凝固挙動の評価を行っています。

廃炉基盤研究プラットフォームの活動

CLADS は、国内外の英知を結集する場の整備、国内外の廃炉研究の強化、中長期的な人材育成機能の強化、情報発信機能の整備を掲げており、廃炉に向けた研究開発の中核としての役割を担っています。

その具体的な取組として、1F 廃炉に向けた基礎・基盤研究の推進として「廃炉基盤研究プラットフォーム」があります。廃炉基盤研究プラットフォームの位置づけの概略を図 2 に示します。

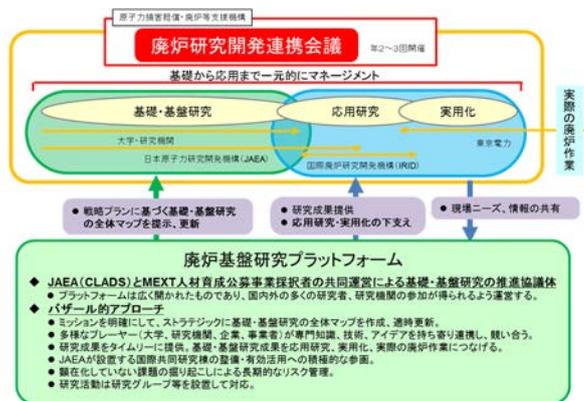


図2 廃炉基盤研究プラットフォームの概略

文部科学省公募事業採択者等と設置した「廃炉基盤研究プラットフォーム」を活用し、基礎・基盤研究分野におけるシーズを、廃炉へ応用していくための道筋をつける研究も着実に実施します。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が設置した「廃炉研究開発連携会議」では、基礎研究から実用化までの研究フェーズを一元的にマネージメントして実際の廃炉作業に結び付けていくこととなっています。廃炉に向けた研究では、基礎・基盤研究、応用研究、実用化のフェーズが想定されますが、基礎・基盤研究のフェーズにスポットを当て、基礎・基盤研究の推進協議体として、廃炉基盤研究プラットフォームを位置付けています。基礎・基盤研究が応用研究、実用化の下支えとなり、これらの成果が実際の廃炉作業につなげられるよう、NDF 戦

略プランや現場ニーズを踏まえた基礎・基盤研究の全体マップを作成し、これに基づいた研究活動を行うことにより、廃炉の実現・加速に貢献しています。

廃炉基盤研究プラットフォームは、CLADS と文部科学省人材育成公募事業採択者の共同運営による基礎・基盤研究の推進協議体です。同プラットフォームは広く開かれたものとし、国内外の多くの研究者、研究機関の参加が得られるよう運営されています。NDF、国際廃炉研究開発機構 (IRID)、東電 HD 及びその他関連機関はオブザーバーとして廃炉基盤研究プラットフォームに参加しています。

廃炉基盤研究プラットフォームは、廃炉に向けた基礎・基盤研究の中心的な役割を果たし、研究開発に必要な人材の育成・活用を行っています。また、JAEA が整備運営する国際共同研究棟が参加メンバーの活発な研究活動の場となるよう仕組みを構築します。参加メンバーは、研究テーマの公開等により広く周知して集めることとします。

福島リサーチカンファレンスの活動

廃炉基盤研究プラットフォームの主要な活動として、福島リサーチカンファレンス (Fukushima Research Conferences ; FRC) を開催しています。FRC は、廃炉関連の基盤研究を取り扱い、福島県で継続的に開催し、廃炉に関連する種々の分野で時代をリードする研究者を世界中から招集して廃炉研究関連分野における最高ステイタスの会議を目指しています。学生、若手研究者も当事者として参加し、先導的研究者と議論を交わすことにより、廃炉研究に関心を持つ若手研究者および学生の裾野を広げていきます。また、廃炉基盤研究プラットフォームのミッションとして掲げている「研究成果をタイムリーに提供。基礎・基盤研究成果を応用研究、実用化、実際の廃炉作業につなげる。」ための一つの方策としても活用します。

表1にこれまでに開催したFRCの実績と今後の予定を示します。

表1 福島リサーチカンファレンスの開催実績と予定

	開催日	開催テーマ	開催場所	参加者数、特記事項
実績	H28.4.19-20	廃炉に向けた放射能センサー及び関連研究に関する国際ワークショップ	いわき	参加者：延べ114名
実績	H28.8.4-6	廃炉のための放射能制御研究カンファレンス	機業	参加者：延べ112名 合同形式で開催
実績	H28.11.7-9	事故廃棄物の安全管理に関する研究カンファレンス	いわき	参加者：延べ110名
実績	H28.11.24-25	Research Conference on Remote Technology for Decommissioning	機業	参加者：延べ86名
予定	H29.4~9	事故態態評価、FP 挙動の研究カンファレンス (仮称)	未定	
予定	H29.5頃	1F 廃止措置及び事故廃棄物処理処分におけるセメント系複合材料の研究カンファレンス (仮称)	いわき or 富岡	企画委員会 (主査：佐藤北大名教授) による開催
予定	H29.7頃	Research Conference on Special sessions on activities in severe accident and post - accident management	いわき or 富岡	アクトノイド会議に合わせ開催
予定	調整中	Fukushima Research Conference on "Corrosion Prediction and Mitigation for Key Components of Fukushima Daiichi NPP"	未定	企画委員会 (主査：Prof. FERON (CEA)) による開催

国際共同研究棟の整備及び予定研究テーマ

福島県富岡町に整備している国際共同研究棟は、平成28年4月に着工し、平成29年3月の竣工を予定しています。

図3に国際共同研究棟の完成イメージを示します。鉄骨造り、地上2階建てになっており、建設面積は1,096m²、延べ床面積は2,115m²を予定しています。

主な研究設備としては、走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型X線分光計、多目的X線回折装置、実験室 XAFS 装置、光ファイバーLIBS 分析装置、ガンマ線エネルギー分析装置、蛍光イメージングリーダー、顕微ラマン分光装置、誘導結合プラズマ質量分析計、制御棒ブレード破損試験装置、水蒸気雰囲気での急速昇温反応炉、汎用クラスタ型並列計算機等を整備する予定になっています。



図3 国際共同研究棟のイメージ図
構造・規模：鉄骨造、地上2階建て、
建設面積：1,096m²、延べ床面積：2,115m²

CLADS が国際共同研究棟において実施予定の研究テーマの例 (H28.12 時点) を図4に示します。研究テーマは、1F 廃炉の進展に伴い変わっていくことになり、廃炉に役立つ研究を行っていくことになります。大学等に関しても施設の利用や共同研究を受け入れていき、試験装置・設備の共同利用等を行うなどして、相互に効率的な交流を実施していきます。

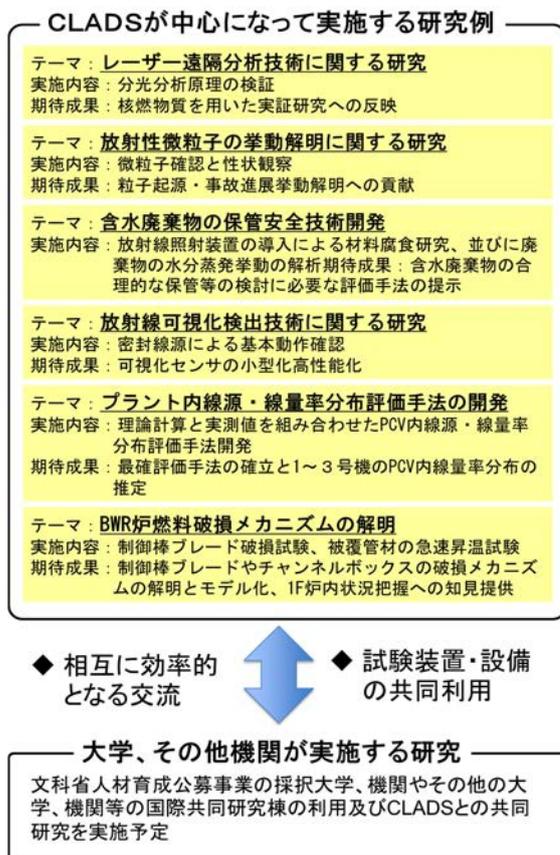


図4 CLADS が国際共同研究棟において実施予定の研究テーマの例 (H28.12 時点)

廃炉への遠隔技術ディビジョンの取組

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）の廃炉を円滑に進め燃料デブリの取り出しを行うためには遠隔技術が不可欠となります。1Fの燃料デブリの取り出しは、廃止措置における最大の課題ですが、この課題に対応する要素技術は原子力機構では機構内に分散しているため、燃料デブリ調査に向けた体制整備を行う必要から廃炉国際共同研究センターに遠隔技術ディビジョンを新たに設け、(1) 燃料デブリ取り出し調査における遠隔技術及び放射線計測技術の開発、及び(2)廃止措置に向けた遠隔技術及び放射線計測技術における可視化に関する研究開発を行っています。

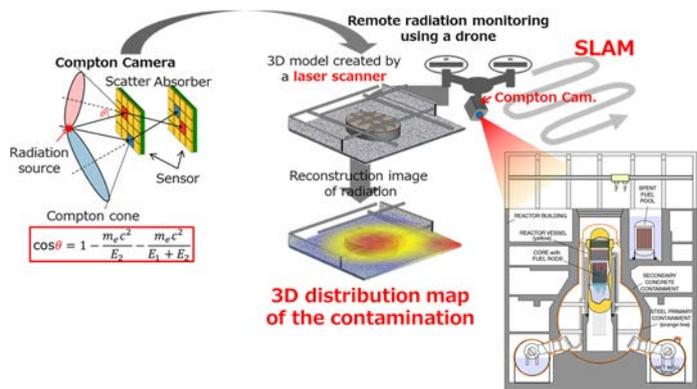


図6 コンプトンカメラの測定原理とドローンからの測定イメージ

放射線イメージング技術

1F 建屋内の高線量率環境下では空間線量率の上昇をもたらす線源の把握が重要となるため、高線量率でも放射線分布の測定、把握ができる放射線イメージングセンサーの開発を行っています（図5）。

まずは、放射線イメージングの基礎技術として比較的線量率の低い場での放射線イメージングを行うために、小型のコンプトンカメラを開発しています。コンプトンカメラは、散乱体及び吸収体と呼ばれる2面のガンマ線センサーからなっており、コンプトン散乱の運動方程式を解くことによりガンマ線の飛来方向を特定します（図6）。このコンプトンカメラは原理上、遮蔽体を必要とせず小型軽量化が期待できるという特徴があります。加えて、視野が広いという利点もあることから小型軽量化が図れます。このガンマ線センサーと光学カメラを組み合わせることで、実空間において視覚的に放射性物質の位置を認識可能とすることができます。

図7に試作した小型コンプトンカメラを示します。このセンサーは重さ1kg未満と軽量で、ドローンにも搭載することができます（図6）。

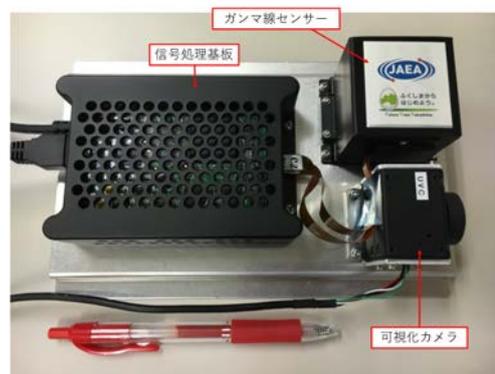


図7 製作したコンプトンカメラの外観

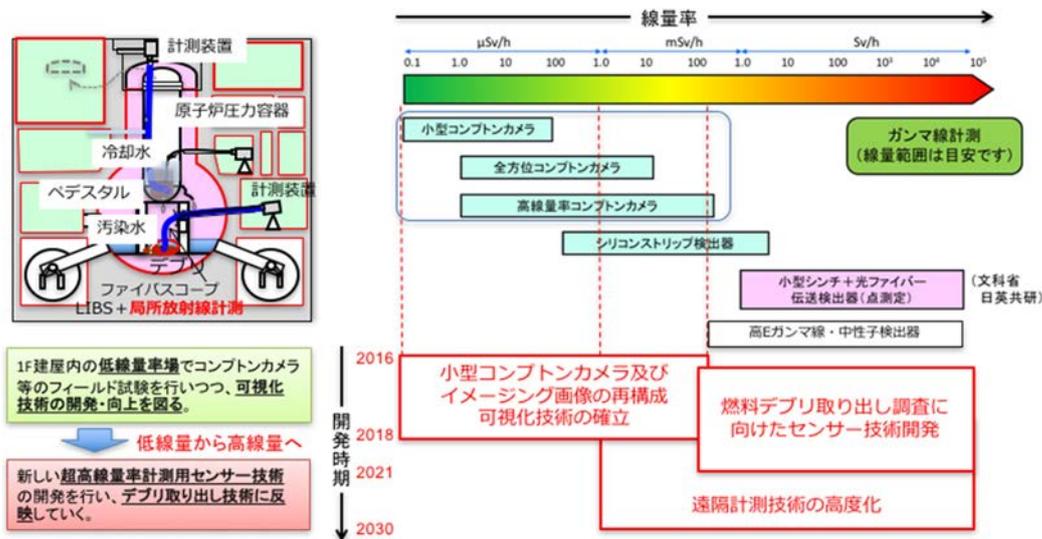


図5 遠隔技術ディビジョンの放射線測定器の研究開発課題（H28.12時点）

この他にも放射線イメージャーとしてシリコンを用いたマイクロストリップ検出器を積層し、高位置分解能で放射線を2次的にイメージングするシリコンストリップ検出器(SSD)を用いたγ線 CT など、様々な放射線場で放射線分布を測定するツールの開発を行っています(図8)。

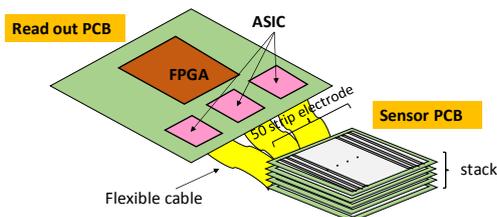


図8 SSD検出器の構造概念図

位置認識技術と放射線の画像再構成技術

こうした放射線測定技術とともに重要となるのが、遠隔技術を用いた位置認識技術と放射線画像の再構成技術です。遠隔技術ディビジョンでは、これらの技術についても研究開発を行っています。その1つが小型測域センサーを用いた位置認識技術です(図9)。

SLAM (Simultaneous Localization and Mapping) 技術

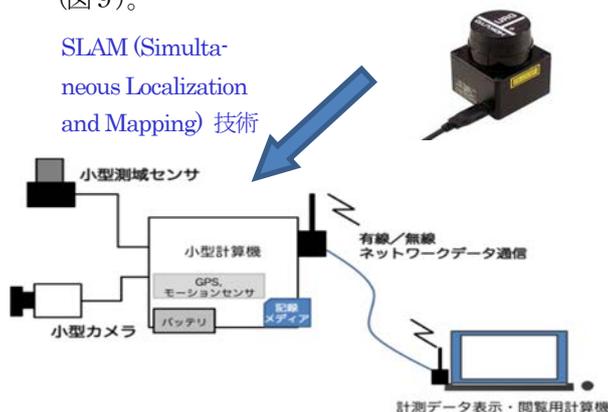


図9 小型測域センサーによる位置認識

これはドローンに搭載する小型測域センサーを使って、周りの3次元的な位置を把握し、マッピングして地上局に伝送するシステムです。緒についたばかりの研究ですが、ドローンからリアルタイムで建屋内の機器や設備の配置を認識し離れた場所から部屋内の構造を認識するとともに、ドローンの飛行制御にも役立てることができると思っています。

また、得られたデータから3次元的な配置を目に見えるようにするための画像の再構成も重要となります。上述のコンプトンカメラによる放射線画像と重ね、ドローンなどに搭載して測定する場合、動く測定機器から得られたデータから放射線源位置を求める必要があることから、放射線源の分布を解析し、建屋内の放射線源分布の3次元的な分布を求める解析技術を開発しています。これらの技術を、除染や建屋内の空間線量率を下げる手法の調査にも役立てたいと思っています。

福島県イノベーションコースト構想への取り組み



図10 無人飛行体を用いた放射性物質分布測定イメージ図

こうした計測技術は福島県の環境回復技術とも共通するものがあります。廃炉技術への適用とともに福島県の環境回復に向け、避難住民の早期帰還や林業等の地元産業再生の観点から、帰還困難区域や県の広域を占める森林地帯において迅速かつ簡便に放射線分布を測定する手法としても、上述のコンプトンカメラをドローン等の無人飛行体に搭載し、詳細な放射線分布の作成に取り組んでいます(図10)。①通常の放射線測定器は“無指向性”であり、放射線がどこから飛んできたのかが分からないことから正確な放射線分布が得られないこと、②放射線測定器の重量・サイズが大きく、ドローンの航続距離や飛行時間に制限を与えていることから、これらを克服する放射線イメージャーとして開発しています。

また、ドローンは低高度で飛行するため、無指向性の測定器では斜め下方向など様々な方向から飛んでくる放射線の方角を特定できず、すべて下からと誤認してしまう恐れがあります。このため放射線の入射方向を高分解能で識別するセンサーを搭載できるドローンシステムを開発し、浜通り企業を生産拠点として先端技術の発信を行うとともに、原子力発電所や治体等に防災ツールとして使っていただけるよう、国際的な標準測定ツールを目指しています。そして、迅速かつ簡便に放射線のイメージングを可能とするモニタリングシステムとして、浜通り地区の除染や農林業などの復興に貢献したいと考えています。さらに、これらの開発成果を通じ、浜通り地域から世界に誇れるロボット技術・センシング技術を発信していきたいと考えています。

今後の予定

放射線イメージャーは放射線源を特定するために不可欠なものです。現在のところ燃料デブリが存在するような高線量率環境下で測定できるものはありません。そこで、上述のコンプトンカメラをはじめとする1F 建屋内でも比較的線量率の低い作業環境下で動作する放射線イメージャーや遠隔で位置認識する小型測域センサー、画像再構成技術を開発しつつ、原子炉格納容器内等の高線量率環境でも測定できる放射線イメージャーの開発に生かしていく予定です。

これらの研究は、1F 廃炉を円滑に進めるために国内外の大学や研究機関、民間企業などとも共同研究を行い、相互に効率的に実施していきたいと考えています。

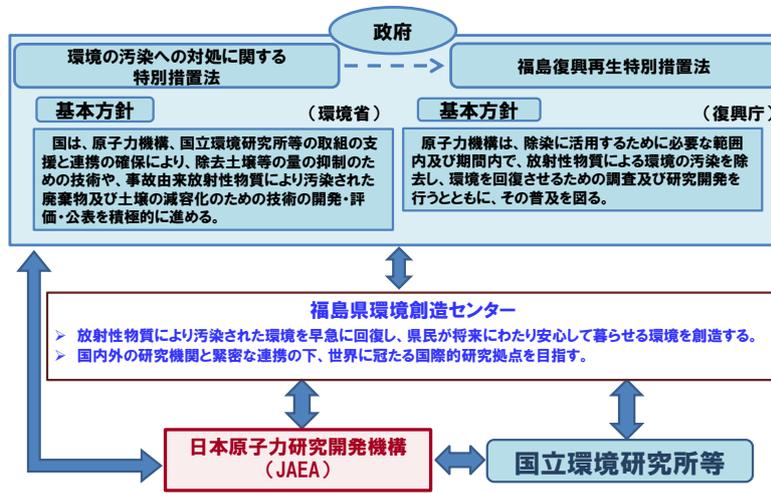


図1 環境回復に係る研究開発の体制

2. 環境再生への取組み

「福島復興再生基本方針」（平成24年7月閣議決定）に基づく取組みを的確に推進するための「環境創造センター中長期取組方針」（福島県環境創造センター運営戦略会議）や同方針で策定される方針等に基づいて、環境創造センター等において住民の方々が安全で安心な生活を取り戻すために必要な環境回復に係る研究開発を進めています。

福島県環境創造センターでの取り組み

福島県は福島県環境創造センターを創設し、三春町（本館、研究棟、交流棟）と南相馬市（環境放射線センター）をはじめとした県内各所に研究施設を整備しました。三春町では、2015年10月に開所した本館に続き2016年7月に研究棟、交流棟が開所し、全館の運用が開始されました。

福島県環境創造センターでは、2015年4月に締結された「環境創造センターにおける連携協力に関する基本協定」に基づき、福島県と国立環境研究所、そして原子力機構の福島環境安全センターが連携し、モニタリング、調査研究、情報収集・発信、教育等の取り組みを行っています。

原子力機構の主な役割は、放射性物質の移行挙動に関する調査研究や放射線計測技術、放射能分析技術等の開

発です。また、こうした研究開発のほか、県民の皆様が帰還後により安心して暮らせるよう、コミュニケーション活動にも取り組んでいます。

研究開発と支援活動の実施

環境回復のための研究開発及び支援活動として、環境モニタリングの技術開発、環境動態研究開発、除染・減容化技術の高度化、並びに自治体等への支援を行っています。図3に研究開発の全体像を、図4に支援活動の例を示します。

環境モニタリング・マッピングの技術開発では、住民の方々の安全・安心に向けた情報発信のため、広域な計測データ、放射性物質の移動に関するデータ及び住民の方々の被ばく線量に関する知見を提供するとともに、オフサイトの環境回復技術を防災やオンサイトの環境対策にも活用していきます。

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

除染・減容技術の高度化では、除染の効果的・効率的な実施、住民の帰還に向けたリスクコミュニケーションに活用する除染効果の予測評価技術の提供により自治体



図2 福島県環境創造センターの開所

等を支援するとともに、中間貯蔵施設で取り扱う除去土壌等の分別・減容等処理技術の開発・評価を踏まえ再利用方策を提案しています。

自治体等への支援では、除染特別地域及び除染状況重点調査地域への協力・支援、コミュニケーション・原子力人材育成活動、県民健康管理調査への協力を行っています。



図3 研究開発の全体像

- 文部科学省チルドレンファーストへの協力
- 福島県内市町村における除染計画策定等への対応
- コミュニケーション活動
- ホールボディカウンタによる福島県民の測定

図4 支援活動の例

環境回復の研究開発に係る戦略

環境回復に係る研究開発は、以下の戦略に基づき実施していきます。

- ・環境回復に係る研究開発のうち、比較的短い期間において成果が見出せるもので国や自治体の政策判断の材料となるものを、短期的に直接活かす事業と位置付け、さらに加速します。
- ・一方、環境の修復には長期の取り組みを要し、この間、放射性セシウム沈着状況の変化とそれに伴う空間線量の変化や予測評価、それらを踏まえた個人被ばく線量評価

と将来予測、さらに、森林から河川、ダムを通じて河口へと至る広域の放射性セシウムの分布と移行挙動を評価していくことが重要である。このような取り組みには長い時間を必要とし、基盤研究として実施していきます。

- ・環境回復に係る研究開発のうち、遠隔モニタリング技術等は、応用として廃炉・防災につながるものであるため、応用研究という新たな切り口として実施していきます。
- ・環境回復に係る研究開発は、環境放射線モニタリング技術から除染廃棄物の減容化技術、そして環境動態研究のように非常に幅の広い領域であり、福島部門として得意な領域以外にも研究が及びます。そのため、原子力機構内外のそれぞれの機関との連携協力が大切であり、それらを踏まえたシナジー効果を醸成していきます。
- ・現在、一定の成果を得たものについては、原子力機構が実施する必要性を確認した上で、福島県や民間へ技術移転を図っていきます。

3. 1F 関連情報の幅広い収集と発信

1F 事故関連の研究成果を広く活用してもらうために、1F 関連情報の幅広い収集と発信を行っています。

恒久的なアクセスを確保し、検索利便性を向上させ、学会発表等における口頭発表情報も収録した「福島原子力事故情報関連アーカイブ」、原子力機構による成果をまとめた「研究開発成果検索・閲覧システム (JOPSS)」の公開により情報発信しています

また、放射線について正しく理解し不安を和らげることを目的に「放射線に関するご質問に答える会」を、さらに、学生の人材育成活動として、放射線測定や模擬住民説明会などの体験型学習も行っています。「答える会」は2011年7月から2016年10月末までに250回開催し、約2万人の方が参加しました。また放射線測定により、1F 事故の環境回復のために行われた除染や除染後に発生する廃棄物の仮置き場の設計や安全管理の現状を理解するとともに、体験型学習により自分以外の他者への説明の難しさを自ら体験し、コミュニケーションの困難さや重要性を把握することができました。これらにより、机上検討のみではない、実践に即した社会的活動としての業務を進める人材の育成が可能になると考えられます。

	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H36
研究開発計画	短期:2年間		中期:3~5年間			長期:6~10年間					
	福島市					福島県環境創造センター(H27年:南相馬市施設)		福島県環境創造センター(H28年:三春町施設)			
環境動態研究	除染等の対策に反映					福島長期環境動態研究 (Cs将来予測モデリング、Cs移動抑制、被ばく低減化対策)					
環境モニタリング・マッピングの技術開発	区域見直し、除染計画の立案、住民帰還等の判断等のための測定評価技術の高度化、民間への技術移転					Csの吸着・脱着に関する研究					
除染・減容技術の高度化	効果的除染技術及び評価技術の開発と自治体等への支援活動					個人線量モニタリング・評価技術開発、民間技術移転					オフサイトとオンサイト研究との融合(防災(Post accident)への応用展開、迅速解析手法(遠隔測定手法)の整備)
自治体等への支援	除染技術の調査・実証評価					自治体等への技術移転					効果的除染技術及び評価技術の開発と自治体等への支援活動
	環境省・地方自治体への支援・協力(除染作業指導、住民説明会支援等) コミュニケーション活動の実施(放射線に関するご質問に答える会) 県民健康管理調査(内部被ばく検査)の立案、評価、支援										

表1 環境回復の研究開発に係るロードマップ

1 原子炉の状況を知る

— 炉心状況の把握に向けた研究開発の方針と成果 —

廃炉国際共同研究センター 事故進展挙動評価ディビジョン 倉田 正輝

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(図1)では、2017年を目途に、燃料デブリ(破損・溶融し格納容器内に堆積した燃料)の取り出し方針を決定し、2018年に、初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定することが大きな目標として掲げられています。そのためには、燃料デブリがどのように分布しているか、あるいは、炉心損傷にともなって放出された放射性物質がどこにどのように付着しているか等の炉内状況に関する知見が重要となります。一方で、圧力容器や格納容器の内部や周辺の探査が今後さらに進展すると期待されますが、強い放射線下での作業であることから、得られる情報にはどうしても限りがあります。

そこで、国の廃炉・汚染水対策補助金事業では、廃炉作業に資する知見を提供することを目的に、1F事故の現場データや米国のスリーマイル島原子力発電所事故等の従来知見とシビアアクシデント解析コード(MAAP、SAMPSON)を用いたコンピュータシミュレーションによる事故進展解析とを組合せて、圧力容器や格納容器の内部の状態を総合的に分析・評価する炉内状況把握の高度化プロジェクトを進めています。原

子力機構は、2016年度からこの事業に参加しています。また、炉内状況把握に関連する5つの分野で基盤研究を進め、当該事業への知見提供と、それを通じた燃料デブリ取り出し方針と取り出し方法の選定への知見提供に取り組んでいます。

(1) はじめに

1Fの1~3号機は電源喪失により炉心損傷に至りました。事故以降、コンピュータシミュレーションによる事故進展解析、宇宙線(ミュオン)を用いた炉心部の透視観測、ロボットによる格納容器内部の観察などが試みられています。しかし、それぞれの炉で実際に何が起き、圧力容器や格納容器の内部に、燃料デブリや放射性物質がどのように分布しているのかは、いまだに詳らかではありません。高線量下にある圧力容器の内部を直接観察することは、現時点でも困難な状態にあります。そこで、事故進展解析と現場の様々な測定データ等を総合的に評価し、圧力容器や格納容器内部の状態を分析・評価する手法が現実的と考えられています。

2011年度から、国のプロジェクトとして、シビアアクシデント解析コード(MAAP、SAMPSON)の高度化と事

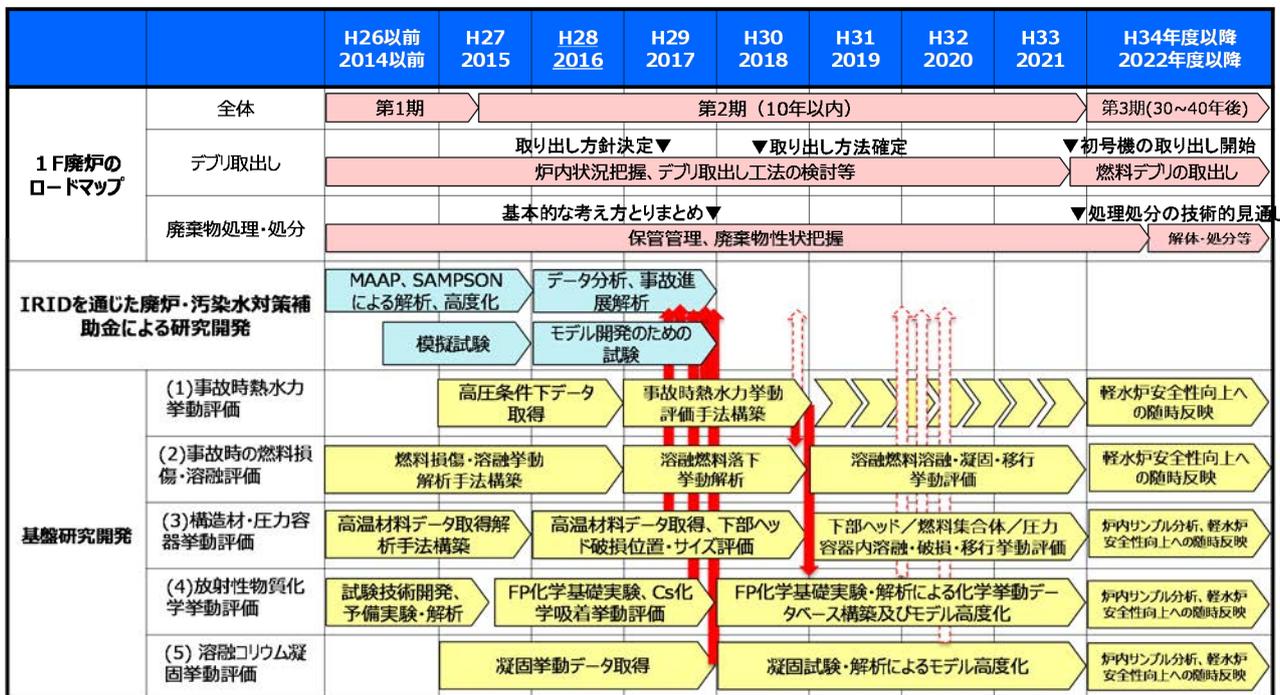


図1 1F廃炉ロードマップと炉内状況把握の高度化プロジェクト及び原子力機構の関連基盤研究

1F廃炉ロードマップ(第2期)では、2017年度の燃料デブリ取り出し方針決定と2018年度の初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定が重要なマイルストーンとなっています。国の廃炉・汚染水対策補助金事業では、これらに必要な知見を提供する炉内状況把握の高度化プロジェクトが進められています。原子力機構は、プロジェクトの主要メンバーとして検討・評価に加わると共に、関連する5つの分野について、試験と解析により、基盤的な知見の提供を進めています。

故進展の模擬試験を中心にこのような炉内状況把握の取組が進められてきました。2015年度までにコードの高度化と模擬試験がひと段落し、2016年度からは高度化した解析コードと取得した試験データを用いて1F炉内状況の検討が進められています。原子力機構は、2016年度から、この事業の主要メンバーとして参画し、東京電力、エネルギー総合研究所、プラントメーカー等と協力して解析・評価を進めています。

また、原子力機構では、炉内状況把握に関連する5つの分野での基盤研究を推進しています。2016年度からは、これらの基盤研究成果についても上述の国のプロジェクトに知見提供することで、燃料デブリ取り出しに直接活用できるように取り組んでいます。

(2) 概要

炉内状況把握へのアプローチとしては、現場調査から得られる情報の精査、高度化したシビアアクシデント解析コードによる解析結果の考察、事故時のプラントデータ分析による現象の理解、を組合せることが重要です。これらは相互に補完する関係にあり、技術分野の異なる専門家の効率的な連携が重要となります。

そこで、2016年度から、原子力機構の廃炉国際共同研究センターに炉内状況把握の高度化プロジェクトのコアチームを設置し、原子力機構と関係機関の専門家が結集して、得られた知見の総合評価に取り組んでいます。また、当該プロジェクトでは、MAAPコードの開発元である米国電力研究所(EPRI:Electric Power Research Institute)との連携、及び、OECD/NEAの1F事故進展のベンチマーク解析プロジェクト(BSAF:Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)との連携により、海外知見の活用も進めています。さらに、原子力機構は、当該プロジェクト内での具体的な担当課題として、炉心物質スランピング時の事象推移解析(2号機と3号機の事故進展解析において不確かさの要因となっている破損した炉心物質の下部プレナム水中への落下にともなう圧力変動解析)、放射性物質の化学的特性の評価、制御棒を含む燃料集合体の破損・溶融挙動の模擬試験と解析、溶融燃料プールの成層化挙動の模擬試験と解析、溶融燃料凝固時の偏析解析を実施し、得られた知見をコアチームに提供していく予定です。

他方、原子力機構では、従来から炉内状況把握に関連する以下の技術分野で基盤研究を進めています。

- ・事故時の熱水力挙動
- ・事故時の燃料棒破損・溶融挙動
- ・構造材・圧力容器の破損挙動
- ・放射性物質の化学挙動
- ・溶融コリウム凝固挙動

本報告書では、これらの中から最近のトピックスとして、圧力容器や格納容器の主要構造材であるステンレス鋼へのセシウム付着挙動の評価、シビアアクシデント進展評価に必要な熱水力挙動に関する技術開発、事故で発生する溶融燃料の凝固共同に関する検討について、以下の章で紹介します。

(3) 今後の展開

炉内状況把握に関する原子力機構の知見を集約して、国のプロジェクトのコアチームに知見提供して総合評価を行い、燃料デブリ取り出し方針と方法の選定に有用な知見として提供していく予定です。一方で、東京電力福島第一廃炉推進カンパニー、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF:Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation)、国際廃炉研究開発機構(IRID:International Research Institute for Nuclear Decommissioning)、原子炉プラントメーカー等の国内関係機関との情報交換を進め、廃炉現場で必要とされるニーズをタイムリーに反映しながら、取り出し方針や方法の選定だけでなく、その先の工程での課題を先取りしつつ、原子力機構内の基盤研究を進めていく予定です。

1-1 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(1)

— ステンレス鋼へのセシウム付着挙動を評価する —

原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター 軽水炉基盤技術開発ディビジョン 性能高度化技術開発グループ
中島 邦久、フィデルマ ジュリア ディレンマ、鈴木 恵理子、山下 真一郎、鈴木 知史、三輪 周平、逢坂 正彦

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故におけるデブリ取出し等廃止措置を進めるためには、炉内の放射性物質の分布や付着性状(剥離特性や水への溶出特性など)を評価することにより、放射線源分布や、その変化(除染効果や廃止措置作業時の放射性物質の飛散などによる作業環境の放射線量変化)を把握する必要があります。核分裂生成物(FP)の放出移行挙動は、FPの化学形や制御材、炉内構造材との化学反応等に支配されます。このため原子力機構では、炉内FPの分布推定のために必要なFP化学挙動に関する基礎基盤的知見やデータを取得して化学モデルを高度化することを目的とした研究開発を進めています。

特に1F廃止措置においては、長期的に主たる線源となる放射性のセシウム(Cs)が重要です。Csについては、事故進展解析コードを用いて建屋内の分布状況を推定した例が報告されています[1]が、化学形態としては水酸化セシウム(CsOH)のみしか考慮されていません。Csについては、制御材に用いられているホウ素(B)等多くの元素と化学的親和性が高く、様々な化学形態をとることが知られています。また、蒸気圧や水に対する溶出特性についてもCsの化学形に応じて大きく異なるため、Csの放出移行挙動に化学形態は大きな影響を及ぼすことが予想されます。ところが、これまでの放出移行挙動に関する実験研究においては化学形態に関する情報がほぼ皆無であった事もあり、事故進展解析コードには、このような化学挙動が十分考慮されているとは言い難い状況です。このことは、原子炉建屋内等のCs分布の解析結果に大きな不確かさが生じる原因となっています[2]。このように、Csの放出移行挙動評価の精度向上には、化学挙動を考慮したモデルの開発が必要です。特に、Csの化学挙動に着目して実験と解析の両面から研究を進めております。

(2) 概要

Csの放出移行挙動評価に影響を与える要因のひとつに、ステンレス鋼(SS)等の原子炉構造材に含まれている不純物元素である珪素(Si)などとの高温化学反応によってCsが吸着されるCs化学吸着と呼ばれる現象が知られています。特に、1F事故時に高温になった可能性がある原子炉压力容器内上部には、気水分離器や蒸気乾燥器などの炉内構造物があり、多くのステンレス鋼(SS304)が使用されていることから、これら压力容器上部構造材に有意量のCsが化学吸着している可能性が考えられ、デブリ取り出し作業等において考慮することが不可欠です。

スリーマイル島原子力発電所事故においても、冷却系よりも炉内の放射線が高く、Csが構造材内のSiと化合物を形成していることが示唆されています[3]。ところが、このような鋼材とCsとの化学吸着に関する研究は、そのメカニズムが十分解明されないまま1980年代でほぼ終わっています。1Fにおいては事故条件が異なる3つの号機が存在すること、またこれまでに良く調べられていないBの化学的影響など、多種多様な条件における化学吸着挙動を明らかにする必要がありますが、関連する知見やデータは圧倒的に不足しています。そこで、雰囲気・温度・元素種類等をパラメータとしたCs化学吸着についての基礎的な実験を行い、CsのSS等炉内構造材への付着性状をメカニズム面から理解するための研究を開始しました。

(3) 成果

前述のとおり、既往知見では鋼材中に含まれるSiとCsが化合物を形成していることが示唆されたことから、主にSiの影響に着目するため、Si濃度を0.2wt%、1.0wt%、4.9wt%に調整した3種類のSS304試料を調製して、Cs化学吸着試験を行いました。通常、SS304のSi濃度はJIS規格において1.0wt%以下と規定されていますが、本研究においてはCsとSiとの相互作用をより明確にするために、特別に約5wt%Siの試料を製作しました。図1に化学吸着試験に使用した装置体系を示します。

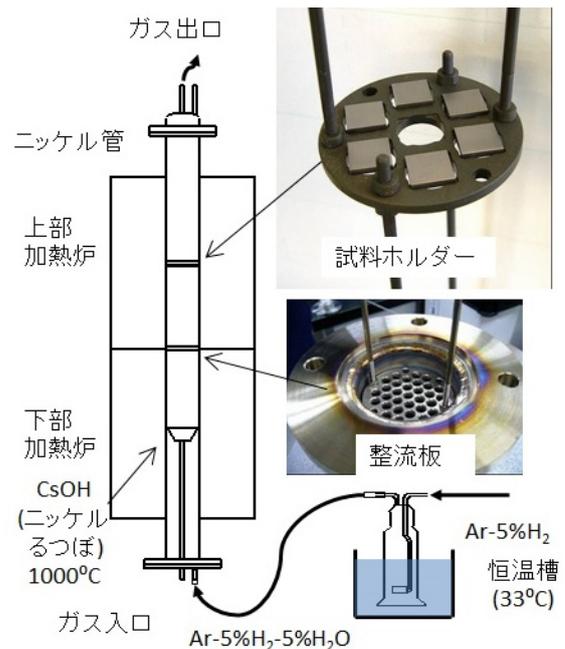


図1 Cs付着試験

下部加熱炉でCsOH等を蒸発させ、上部加熱炉に装荷されたSSに1F環境を模擬した条件(温度や雰囲気)でCsを付着させる試験を実施します。

吸着温度は、800°Cと1000°C、雰囲気は、Arに5%のH₂を含有させたガス（還元雰囲気）と33°Cに保たれたバブラー内の水にAr-5%H₂のガスを通してH₂O/H₂=1となるように調整した水蒸気雰囲気（Ar-5%H₂O-5%H₂）ガス、SSと反応する気相中のCsの化学形態としてはCsOHを考慮しました。化学吸着試験後試料については、X線回折（XRD）やラマン分光分析測定による存在相の同定やエネルギー分散型X線分析付二次電子走査型電子顕微鏡（SEM/EDX）を用いた元素分析により、表面および断面の微細組織構造を調査しました。試験結果の一例として、800°C、Ar-5%H₂還元雰囲気で行った試験後試料断面の様子と表面のXRDパターンを図2および図3に、それぞれ示します。

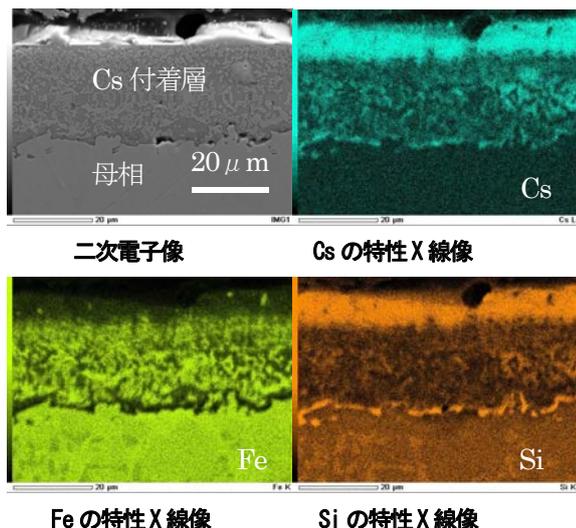


図2 Csを付着させたSS断面の微細組織観察結果
CsとSiが似た分布挙動を示し、表面のみならず付着層と母相との境界領域にも分布しており、Cs除去において考慮すべきこと

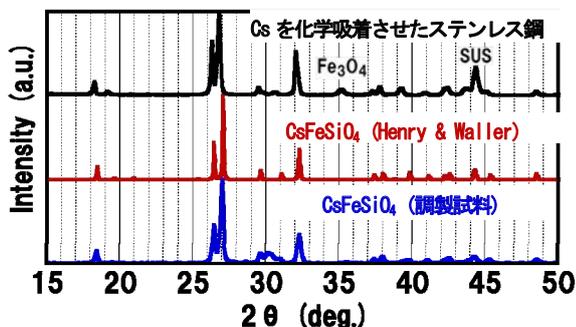


図3 Csを付着させたSS表面と調製したCsFeSiO₄のXRDパターン
800°C、Ar-5%H₂雰囲気中CsOH蒸気でCs化学吸着させたSUS304(4.9wt% Si)表面には、CsFeSiO₄が生成していました。また、ほぼ純粋なCsFeSiO₄試料を調製することができました。

試料表面において、これまでの報告例と同様、CsとSiが同じような分布を示していますが、試料内部においてもこのようなCsとSiが同様に分布することが分かり

ました。試料表面の化学形態については、図3のXRDパターンからも分かるように、CsFeSiO₄が生成することが確認されました。一方、図2の断面の特性X線像からもわかるように、表面だけでなく、Cs付着層と母相との境界領域においても、CsとSiが濃縮している現象が見られています。さらに、この相境界領域の詳細な元素分析の結果から、表面とは異なり鉄を含んでいないSiとの複合酸化物であるCsシリケート（Cs₂Si₂O₅あるいはCs₂Si₄O₉）の存在が示唆されました。現在、各位置で生成されたCs-Fe-Si-O化合物の化学形や化学状態を第一原理計算や透過型電子顕微鏡（TEM）による微細組織観察により評価していますが、組成の違いにより、同じCsシリケートであっても、水への溶解性等の性状が異なる可能性があります。また、図2に示すような深部にまでCsが侵入する挙動を示すことは、除染方法を検討する際の懸念事項になる可能性があります。

このため、本研究では上述したCs吸着試験と化合物の同定に加えて、同定されたCsFeSiO₄の試料調製を行い、図3に示されているように、ほぼ純粋な試料を得ることができました。調製した試料は、様々な分析の際の標準試料としての利用だけでなく、水などに対する溶出特性や化学的安定性など化合物本来の特性を調べて明らかにするために用います。これにより、様々な反応生成物が存在し複雑な現象が絡み合う化学吸着挙動に関する試験結果を解釈し、より正確な現象理解の把握に役立つと考えられます。

(4) 今後の展開

今後は、さらにCs付着量に及ぼす広範囲での温度や雰囲気条件の影響を調べ、付着量の温度依存性や雰囲気依存性に関するデータを取得することで、事故進展解析コードへの組み込みを想定した化学吸着モデルを構築し、Cs分布評価の精度向上に貢献していきます。また、放射性Csの除染や飛散に関わる付着性状の評価については、1Fの廃止措置ではホウ酸水の使用も考えられることからホウ酸水へのCs付着物の溶出特性や、一部の試料については剥離しやすい性質があることが分かったため、付着物の剥離特性を評価するための試験も予定しています。様々な特性の評価や知見の取得は、燃料デブリ取り出し工法選定における重要度を考慮して進めていきます。

そのほか、Csが吸着したSS試料内に様々な組成のCs-Fe-Si-O系化合物の存在が示唆されていることから、放射光やTEMなどの分析技術を用いた存在相の同定とそれらの水への溶出特性などを明らかにすることで、Csのステンレス鋼等への付着性状のメカニズム面からの解明に寄与していきます。

《参考文献》 F. G. Di Lemma, et al., "Surface Analyses of Cesium Hydroxide Chemisorbed onto Type 304 Stainless Steel", Nucl. Eng. Des. **305**, 411 (2016).

《引用文献》 [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, "東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015", <http://www.dd.ndf.go.jp/strategic-plan/index2015.html>
[2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, "東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2016", <http://www.dd.ndf.go.jp/strategic-plan/index2016.html>
[3] V. F. Baston et al., "A Comparison of TMI-2 and Laboratory Results for Cesium Activity Retained on Reactor Material Surfaces" in: Proceedings of American Nuclear Society Winter Meeting, p. 223 (1985).

1-2 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 —

原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター軽水炉基盤技術開発ディビジョン 熱流動技術開発グループ

吉田 啓之、劉 維、山下 晋、永武 拓、上澤 伸一郎

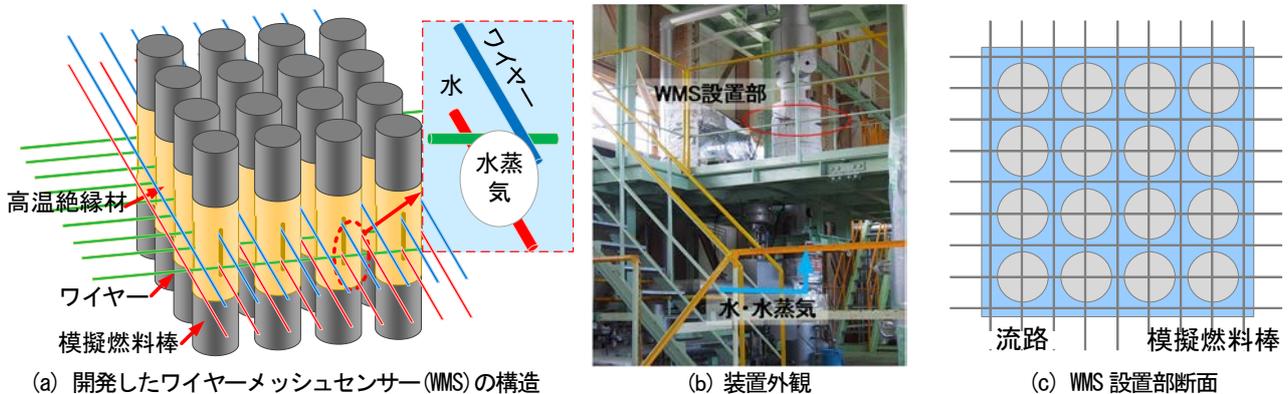


図1 燃料集合体内蒸気体積割合計測装置の概要と計測原理

ワイヤメッシュセンサーでは、ワイヤーの間に電圧をかけて電流を測定します。ワイヤーの間に水蒸気があると電気が流れにくくなり電流が小さくなります。例えば、(a)で赤色と緑色の間の電流は小さく、緑色と青色の間の電流は大きくなります。高温高圧の燃料の中の計測を行うため、高温に耐える絶縁材に穴を開けるなど工夫し、試験装置を製作しました。

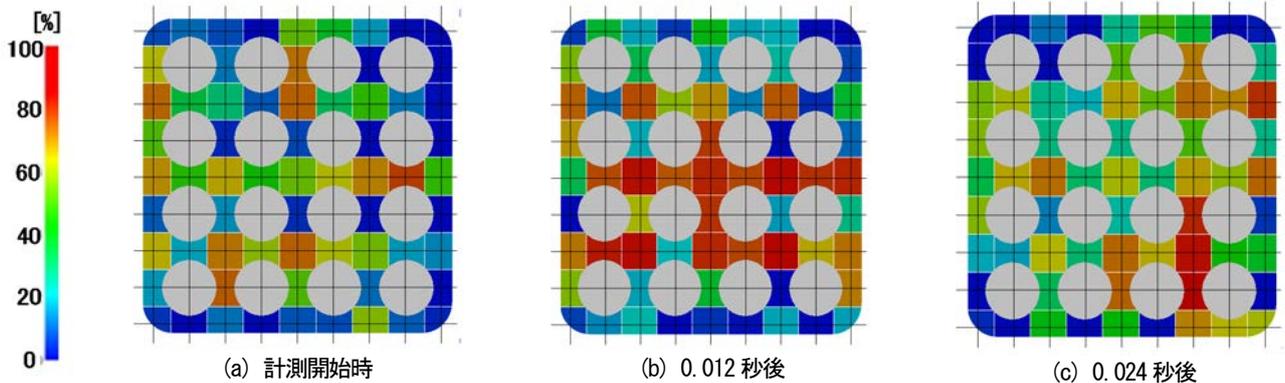


図2 計測したボイド率(水蒸気の割合)分布の時間変化

圧力 2.6 MPa、温度 226 °C、水の流速 0.58 m/s、水蒸気の流速 1.74 m/s で計測した結果です。(b)では中心部で水蒸気の割合が大きいが、(c)では全体的に割合が小さくなるなど、短い時間でボイド率分布が大きく変化することが分かります。

(1)はじめに

シビアアクシデント (SA) 時の原子炉内状況は、冷却材である水や熱の移動 (熱流動挙動) により大きな影響を受けます。このため、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所 (1F) 事故における炉内状況の変化の解析による予測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、その時間的な変化など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 年に起こったスリーマイル島原子力発電所 (TMI-2) での事故後広く行われました。しかし、炉内状況の変化を含めて SA の進展を予測するためには、事故時の熱流動挙動の解析技術が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、事故時の熱流動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、溶融した燃料が炉内を移動する際の挙動や事故時の炉内の水と蒸気の挙動 (熱水力挙動) 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、実験及び解析手法開発の中から、事故時の炉内熱水力挙動に関する実験と、溶けた燃料の炉内の移動挙動の評価手法開発について紹介します。

(2) 事故時の炉内の熱水力挙動に関する実験

原子炉内では、冷却材である水の沸騰により、水(液相)と水蒸気(気相)が混ざった流れである気液二相流(二相流)ができます。原子炉内の温度は、二相流の状況、特に水と水蒸気の割合に影響を受けます。この水と水蒸気の割合を表す指標として、水蒸気の体積割合であるボイド率があります。このため、事故時の炉内の状況を検討する上で、ボイド率の評価が重要となります。しかし、高温高圧で燃料棒の存在により冷却材が流れる部分(流路)が狭い原子炉炉心内ボイド率を計測することは難しく、主に低温あるいは低圧の条件での実験結果をもとにした評価が行われています。そこで、事故時のような水の流れが遅い、あるいは停滞した条件を主な対象として、原子炉炉心内のボイド率を評価することを目的に、高温高圧

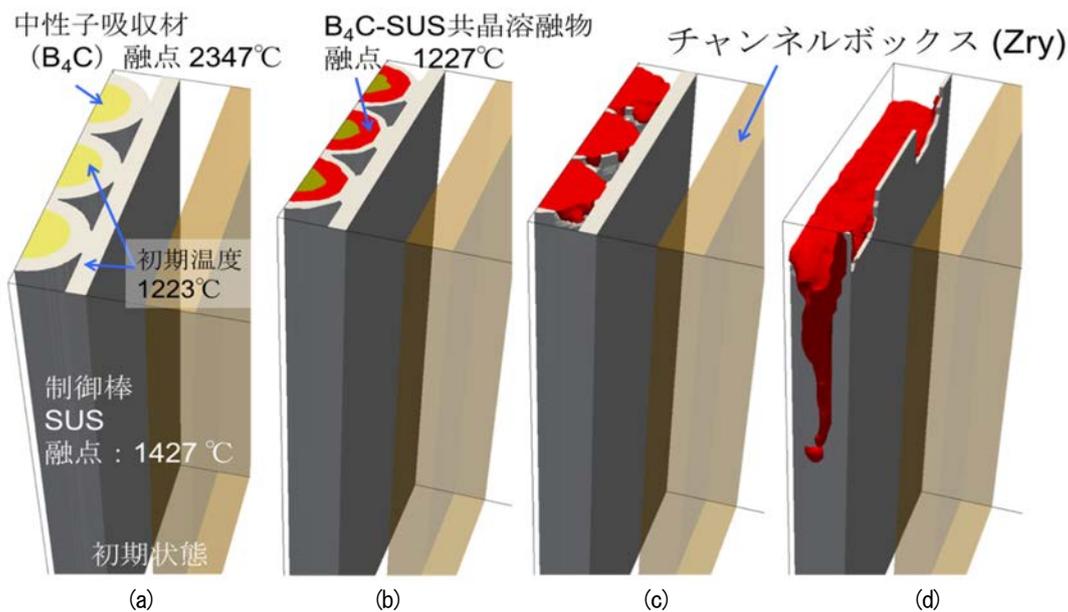


図3 制御棒中の液相の出現や落下挙動を計算した結果

制御棒内の中性子吸収材(図中黄色領域)とステンレス鋼が接する面(界面)に形成された液相(図中赤色領域)の成長と溶融移行挙動開発したモデルを組み込んで、原子炉炉心の一部(制御棒とチャンネルボックス)を模擬した計算体系の計算を行いました(a)。中性子吸収材(B₄C)と制御棒部材であるステンレスがある温度以上に達すると、化学反応(共晶反応)により界面で液相が形成されます(b)。温度上昇に伴い徐々に液相の範囲が広がり(c)、最終的に共晶反応でできた溶融物は重力により下に移動します(d)。

条件でのボイド率計測が可能なワイヤメッシュセンサー(WMS)という計測方法を基に、原子炉炉心を模擬した試験装置の中のボイド率を計測する方法を開発しました。

図1(a)に開発したWMSの構造と計測の原理を示します。電気を通す金属は、電流を使ったWMSの計測に悪影響を与えます。そこで、通常は金属で作られる燃料棒を模擬した金属管の中間に、図1(a)のように高温に耐え電気を通さない絶縁材に穴を開けて設置し、その中にワイヤを通す構造としました。図1(b)に製作した試験装置の外観を示します。内部には原子炉炉心を模擬するため、長さ約4mの模擬燃料棒を縦横4本ずつ計16本設置しました(図1(c))。実験結果の一例として、計測したボイド率の時間変化を図2に示します。赤で示される蒸気が多い部分と、青で示される水が多い部分が、短い時間で変化をしている様子が計測されています。今後は、さらに多くのデータを計測するとともに、得られたデータを使って、解析コードの検証や二相流を評価するための実験式などの評価・改良を行い、事故時の原子炉炉心に関する温度分布などを含む熱水力挙動の評価に役立てます。

(3) 溶融燃料挙動評価手法の開発

燃料や制御棒等の炉内にある構造物が溶融し、炉心から重力により移動する際の挙動は溶融物の分布や压力容器下部の損傷に影響を及ぼします。1Fの原子炉は沸騰水型であり、加圧水型であるTMI-2と比べて複雑な下部構造となっており、構造物の中を移動する溶けた燃料の挙動が複雑です。このため、燃料や構造物が溶けて移動する際の挙動を詳細に解析するため、数値流体力学(CFD)技術に基づく多成分多相流解析コードJUPITERの開発

を行っています。この手法では、スーパーコンピュータを使った詳細な計算を行うことで、仮定やモデルをできるだけ使わずに燃料溶融の過程や溶融物移行経路についての情報も知ることができると考えられます。

開発では、炉心内外を構成する多くの物質(二酸化ウラン、ジルコニウム合金、ステンレス合金など)の溶融、移動、凝固挙動を評価するため、異なる物質間(例えば、二酸化ウラン-ジルコニウム合金や二酸化ウラン-ステンレス合金)に形成される界面の移動や変形を含め、多成分の溶融・凝固を取扱える解析コードとしました。

SA時の炉心では、制御棒(ステンレス)とその内部の中性子吸収材(炭化ホウ素(B₄C))等の界面で、各物質の融点以下の温度で物質が溶ける(液相が出現)ことが実験等から知られています。開発している手法においても、液相の出現や出現した液相の下方への移動を計算する必要があります。このような複雑な液相の出現などを計算できる方法は確立されてないため、新たに液相形成進展モデルと呼ぶ方法を開発し、開発を行っている解析コードに組み込みました。図3に示すように、開発した手法を用いて制御棒中の液相の出現や落下挙動を計算した結果、①制御棒とその内部の中性子吸収材界面における液相の出現、②その液相の成長、③液相の下方への移動を計算できることを確認し、実現象に則した炉心内部の溶融物挙動を計算できる見通しを得ました。今後は、実験結果との比較により手法の妥当性の確認などを進め、不確かさの大きい溶けた燃料の分布状況等の解明へ向けて、炉心の溶け方のより正確な把握に対応していきます。

- 《参考文献》
- W. Liu, et al., "Measurement of Void Fraction Distribution in Steam -Water Two -Phase Flow in a 4×4 Bundle at 2 MPa", Proc. of ANS Annual Meeting, No.17102, New Orleans, LA, USA, June 12-16, 2016 (in CD-ROM)
 - S. Yamashita, et al., "Development of Numerical Simulation Method for Relocation behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors (6) Consideration of the melt diffusion model on interfaces", Proc. AESJ, 2016, www.aesj.net/events/2016annual

1-3 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(3)

— 事故時の燃料集合体の溶融や燃料デブリの凝固挙動を評価する —

廃炉国際共同研究センター 燃料溶融挙動解析グループ 佐藤 一憲、吉川 信治、中桐 俊男、須藤 彩子、阿部 雄太
高速炉研究開発部門 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 石見 明洋
高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター 高速炉安全技術開発部 構造・材料信頼性評価技術開発グループ
永江 勇二

(1)はじめに

原子力機構では、2011年に発生した東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故時の事故進展や炉内状況の推定に役立てるため、事故時の燃料集合体の溶融移行挙動および溶融物質が格納容器底部のペDESTAL上に落下しコンクリートと反応して生成した燃料デブリの凝固挙動を調査するための研究開発を進めています。

(2)概要

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

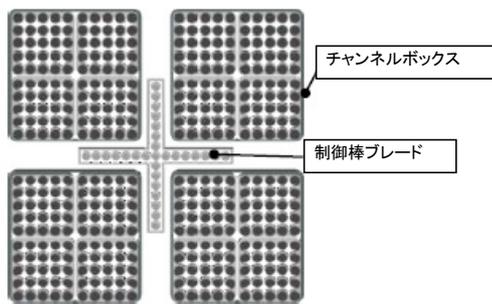


図1 BWR燃料集合体の断面概略図

BWRでは角型の燃料集合体4体と十字型の制御棒1体を基本単位として炉心が構成されています

また、ペDESTAL上に落下した炉心溶融物はコンクリートと反応し、Molten Core-Concrete Interaction (MCCI)生成物を形成します。この生成物が冷却され凝固する際には、図2のようにいくつかの相(酸化物デブリ、コンクリート混合デブリ等)に分離するとともに、構成元素が局所的に濃化したり、内部に引け巣という空洞が形成され、デブリ取出し作業に影響することが考えられます。本研究では、高周波誘導炉の一種であるコールドクルーシブル炉を用いてウラン酸化物を溶解し、冷却時の凝固過程における、相分離、引け巣生成挙動や元素分布を調査しています。

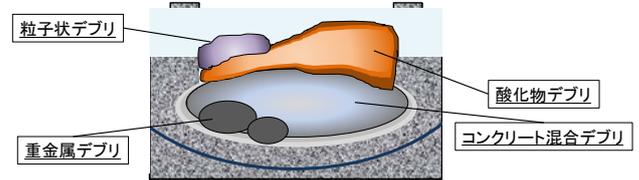


図2 MCCI生成物のイメージ

MCCI生成物は冷却・凝固する過程で粒子状デブリ、酸化物デブリ、コンクリート混合デブリ、重金属デブリなどに分離します。また、それぞれのデブリ内でも元素の分布が生じます。

(3)成果

BWR体系における制御棒や燃料集合体の溶融および崩落挙動を調査するため、図3のような非移行型プラズマトーチによる模擬燃料集合体の加熱試験を実施しています。本試験では、燃料模擬物質として高融点のジルコニアペレットを使用し、制御棒は実機と同じ炭化ホウ素-ステンレス製で平板形状のものを使用しています。試験体は燃料集合体下部の約50cmと下部支持構造部を模擬しており、BWR事故時の燃料集合体下部で予想される2,000K/m程度の非常に大きい温度勾配を模擬するため、上部からプラズマトーチで加熱しています。

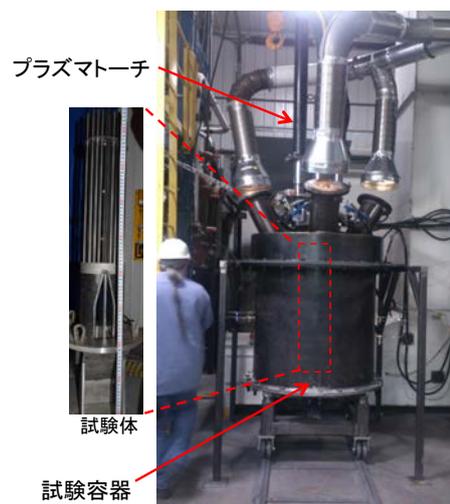


図3 プラズマ加熱試験装置

試験体は燃料集合体と下部支持構造部を模擬しており、試験では非移行型のプラズマトーチで上部から加熱し、BWR事故時の非常に大きい温度勾配を模擬します。

プラズマ加熱後の試験体は図4のように上部が大きく溶融崩落し、X線CT断面像から溶融物が試験体中部以下の制御棒周辺に移行していることがわかります。溶融後の試験体はホウ素を含むジルコニアセラミックスが主成

分であり非常に硬いため、切断手法はウォータージェット等を利用しています。現在、X線分析、化学分析等により溶融物の元素分布の調査を実施中です。

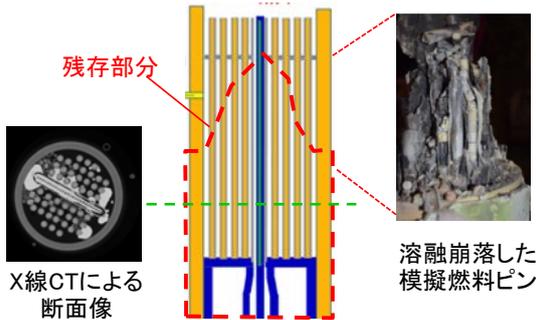


図4 プラズマ加熱後の模擬燃料集合体

試験体上部が大きく溶融崩落し、X線CT断面像から溶融物が制御棒周辺に移行していることがわかります。

燃料デブリの凝固試験は、ウラン酸化物やジルコニウム酸化物を含むMCCI生成物の融点が2,500°Cを超えるため、高融点セラミックスを溶解可能な高周波誘導加熱技術の一種であるコールドクルーシブル炉(図5)を有するチェコ共和国のレジュ研究センター(CVR)との研究協力により実施しています。



図5 コールドクルーシブル炉外観

るつぼは銅製の水冷パイプから構成され、充填した混合粉末は高周波誘導により加熱します。

実験では、ウラン酸化物(UO₂: 69wt%)、ジルコニウム酸化物(ZrO₂: 29wt%)、ガドリニウム酸化物(Gd₂O₃: 2wt%)からなる混合粉末1kgを空気雰囲気中で溶融し、冷却速度を変化させ凝固させて、固化後の内部状態観察および走査型電子顕微鏡(SEM-EDX)等による元素分布の評価を行いました。

図6に示すように、冷却速度が大きい場合には、中心部にガドリウムの濃化が見られました。また、ゆっくり冷却した場合には、中心部に大きな引け巣の生成が見られました。

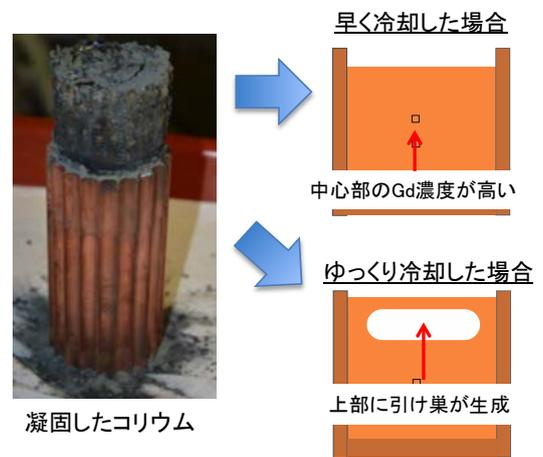


図6 溶融固化物の内部状態

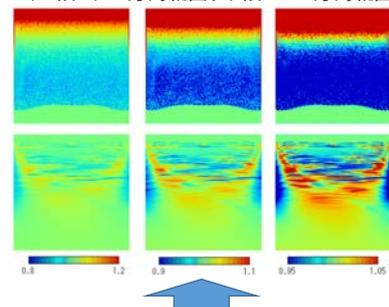
早く冷却した場合には中心部にGdの濃化が見られました。また、ゆっくり冷却した場合には上部に大きな引け巣の生成が見られました。

(4) 今後の展開

模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験は、技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)の組員として廃炉・汚染水対策事業の一部として実施中であり、得られたデータは模擬燃料集合体が溶融固化した際の水蒸気透過性の評価に利用され、SA解析コードによる事故進展解析に反映される予定です。

また、ステンレス鋼を含んだデブリの凝固試験を不活性雰囲気中で実施予定であり、得られたデータは平成28年度からIRID事業の中で実施されている3次元CFD(Computer Fluid Dynamics)による凝固解析に反映され(図7)、炉内状況把握の高度化に反映される予定です。

UO₂-5%ZrO₂系の凝固解析例(Zrの濃化)
(上段: 下方向凝固, 下段: 上方向凝固)



温度勾配、放熱方向、重力方向、流れのパターンなど影響により、凝固時偏析傾向は大きく変化

図7 3次元CFDによる凝固解析例

下面からの冷却(下方向凝固)と上面からの冷却(上方向凝固)ではジルコニウムの濃化傾向(赤色が濃化している部分)に違いが見られます。

《参考文献》 ・ Y. Abe, et al., "Preparation for a new experimental program addressing core-material-relocation behavior during severe accident with BWR design conditions -Conduction of preparatory tests applying non-transfer-type plasma heating technology", Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE24-60249)(2016).
《引用文献》 [1] R. Wachowiak, et al., "Modular Accident Analysis Program (MAAP)-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study", Electric Power Research Institute, Product ID:3002004449, (2014).

2 燃料デブリの取り出しとその後の取り組み

— 燃料デブリの取り出しに向けた研究開発の方針と成果反映先 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 鷲谷 忠博

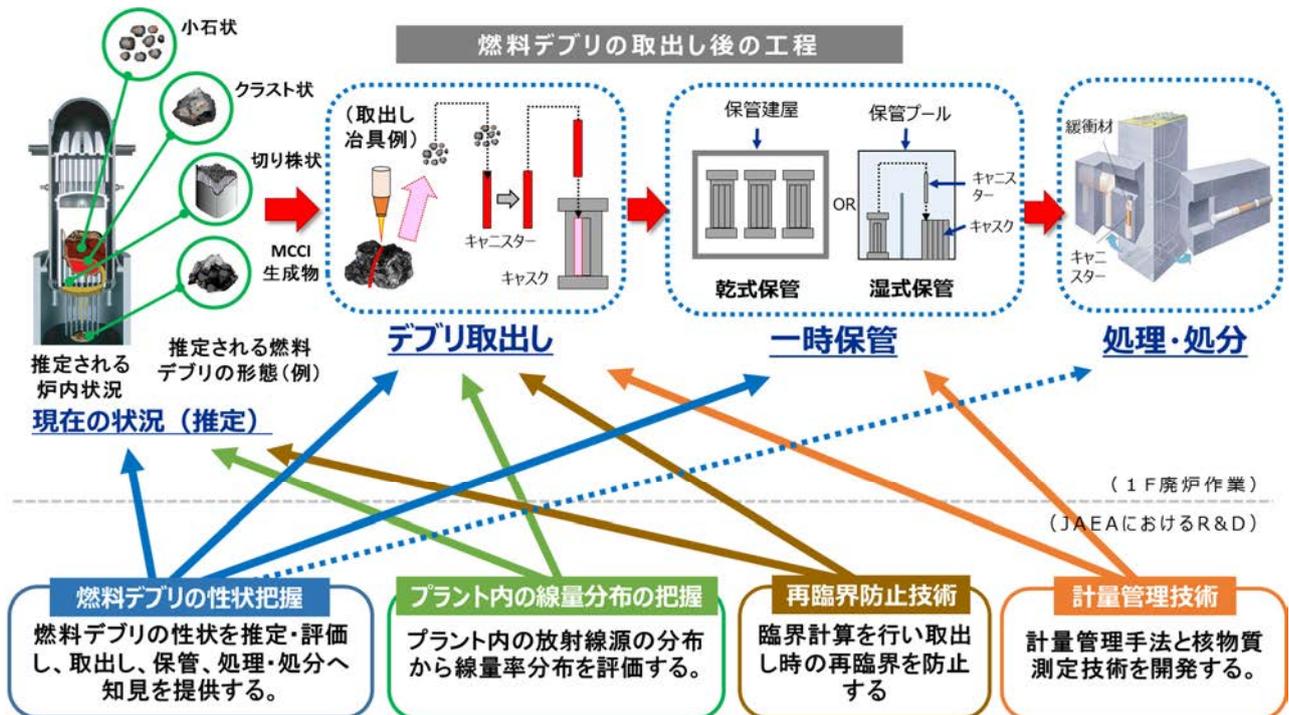


図1 燃料デブリの取り出しとその後の取り組みに関する技術開発全体イメージ

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

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F) 1~3号機の炉内には燃料要素や構造材等の様々な成分が複雑に熔融混合した燃料デブリが形成されており、その組成や形態は炉内の各場所で異なると推定されています。廃炉作業の最大の課題である燃料デブリの取り出しでは、発生している燃料デブリの特性(化学的特性、物理的特性、等)を把握することが一連の廃炉作業を円滑に進める上で重要となります。

損傷した原子炉は放射線量が高いため、作業者の被ばくを最小限に抑えるためにロボット等の遠隔技術が多く使われています。また、作業時の被ばくを低減するためには、作業の計画段階で十分な検討が必要となります。具体的には、炉内の放射線の状況等をよく理解し、放射線に対する適切な遮蔽措置等を施すことが重要となります。

燃料デブリの取り出し時には、炉内状況やデブリ特性に合わせた取出し方法を検討するとともに、再臨界を防止するための臨界安全管理技術が必要となります。また、取出した燃料デブリ中には核物質が含まれるため、それを適切に管理するための核物質の管理技術が必要となります。通常の原子炉の場合、燃料集合体の単位で核物質を管理しますが、1Fの場合は燃料デブリが対象となるため、新たな管理方法が必要となります。原子力機構ではこれらの課題に対して、様々な研究開発を実施しています。

(2) 概要

1Fの廃炉作業のロードマップでは、炉内からの燃料デブリの取出し作業は2021年以降に計画されています[1]。原子力機構では、1Fの廃炉作業計画と整合を図りつつ、廃炉の各段階で必要となる研究開発を実施し、タイムリーに成果を提供し、廃炉の早期完遂に貢献して行きます。また、研究開発を進めるにあたっては国内外の研究機関や大学との協力・連携を強化し、廃炉に関する基礎基盤研究の強化を図りつつ、30年~50年といわれる長期間の廃炉作業に必要な人材育成に取り組んで行きます。

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

- ・燃料デブリの性状把握
- ・プラント内の線量分布の評価
- ・再臨界防止技術
- ・計量管理技術

(3) 成果及び今後の展開

a. 燃料デブリの性状把握

燃料デブリの性状については、スリーマイル島原子力発電所(TMI-2)事故やチェルノブイリ原子力発電所事故等の情報がありますが、炉の形式や事故時の経緯等が1F事故と異なる部分があると考えられるため、利用できる情報を整理しつつ1Fに特有な影響を評価する必要があります。そのため、原子力機構では種々の条件を考慮して作製した模擬デブリを用いた実験を行い、燃料デブ

りの機械的及び熱的な特性を取得しています。また、TMI-2 事故のデブリサンプルを用いた実験結果と比較することで、模擬デブリで得られた結果の妥当性を評価しています。1F 事故で想定されている溶融燃料とコンクリートとの反応 (MCCI) 生成物については、フランス原子力・代替エネルギー庁 (CEA) との国際協力により、CEA が過去に実施した大型 MCCI 試験のサンプルも活用して、性状を把握しています。

また、燃料デブリの収納・移送・保管の検討に反映するために、燃料デブリの安定性や乾燥時の特性に関する試験データを取得しています。

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

b. プラント内の線量分布の評価

事故が発生した 1F 炉内は現在でも非常に高線量であり、廃炉作業時の作業員の安全を確保するためには適切な放射線管理が必要です。そのため、プラント内の放射能分布を十分に理解し廃炉作業計画を構築する必要があります。このためにはプラント内の放射線源の分布と、これにより放出される放射線の線量率分布を把握する必要があります。しかし、現状では格納容器や圧力容器内の線源強度を広く測定することは困難な状況にあります。

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

本研究は国内外 (イギリス等) の研究機関や大学とも連携し、積極的に外部資金を獲得すると共に共同研究等により研究の加速化、高度化を図って行きます。本成果は東電 HD、NDF、IRID 等と連携して 1F 廃炉作業計画に反映して行きます。

c. 燃料デブリの再臨界防止技術

1F の炉内では燃料が溶融しており、本来の臨界を適切に管理する手法が喪失されています。このため、燃料デブリの取り出し等の作業時の安全を担保するためには、再臨界を確実に防止するための技術が必要となります。原子力機構では、これまでに培った臨界計算や使用済み核燃料同位体組成評価の手法を活かして、燃料デブリに対する再臨界を防止する技術開発を行っています。昨年度までは国際燃焼計算ベンチマークの解析を中心に行っていましたが、今年度は、SWAT4.0 コードによる BWR 燃料の照射後試験解析を実施し、最新の燃焼計算コードによる使用済燃料の同位体組成評価の精度検証を実施しました。これらの成果は、1F の燃料デブリ取出し時の臨界安全評価に活用して行きます。

d. 計量管理技術

1F の燃料デブリは、取り出し後は適切に管理する必要があります。原子力機構では 1F の燃料デブリに適した管理手法とそれに含まれる核物質質量を測定・評価する技術の開発をアメリカ、国際原子力機関 (IAEA)、東電 HD、NDF 等と連携して進めています。TMI-2 事故では、炉心から取り出した燃料デブリを米国国内規則に基づく管理を行うために核物質質量を評価しています。この評価は、燃料デブリ取り出し後に原子炉容器内等に残留した核物質質量を非破壊測定や破壊分析、また、目視や記録等の評価により行いました。更にデブリを収納した容器毎の核物質質量の評価も行われています。1F の燃料デブリについては、炉心から取り出した後どのように管理するかについてはまだ決まっていません。原子力機構では核物質質量を適切に把握し管理する手法を検討しています。

また、原子力機構は燃料デブリの非破壊測定技術の研究開発を実施しています。燃料デブリは通常核燃料物質と異なり形状も組成も一定でなく、また、中性子毒物を含むなどこれまでに開発してきた非破壊測定技術をそのまま用いることは出来ません。このため燃料デブリへの適用について研究開発を進めています。なお燃料デブリの破壊分析方法については、他の分野でも必要になるため既に研究開発が進められており、目視や重量測定などの結果から核物質質量を評価する手法については、今後実際の燃料デブリの状況等が明らかになって来た時点で検討することとしています。

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

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

- 《参考文献》
- ・ N. Kaji, "Current Status of Research and Development Program for Characterizing Fuel Debris at Fukushima Daiichi NPS by JAEA", Global 2013, Salt Lake City, US, Sept. 29-Oct. 3, 2013.
 - ・ T. Washiya, "Characterization of Fuel Debris Properties for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations", WRFPM2014, Sendai, Japan, Sep14-17, 2014.
- 《引用文献》
- [1] 廃炉・汚染水対策関係関係等会議、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」, 平成 27 年 6 月 12 日, 第 8 回 廃炉・汚染水対策福島評議会 (2015)
 - [2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016」, 2016 年 7 月 13 日, http://www.dd.ndf.go.jp/jp/strategic-plan/book/20160720_SP2016FT.pdf

2-1 燃料デブリとはどのようなものを理解する(1)

— 模擬デブリと TMI-2 デブリの比較 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 燃料デブリ取扱技術開発グループ 高野 公秀
原子力科学研究部門 原子力科学研究所 福島技術開発試験部 実用燃料試験課 小野澤 淳

(1) はじめに

炉心溶融物が冷えて固まった燃料デブリの主要な構成成分は、(U,Zr)O₂ で表される混合酸化物(固溶体)で、これは燃料ペレットの UO₂ と、ジルカロイ合金中の Zr が酸化した ZrO₂ からできています。また、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故で生じた燃料デブリ中の(U,Zr)O₂には、Pu の他に可燃性毒物や核分裂生成物の希土類元素、ステンレス鋼由来の Fe や Cr、海水塩由来の Ca 等が固溶元素として少量含まれていると予想されます。そこで、1F 事故炉心の燃料デブリ取り出しに向けた性状予測データ取得のため、未照射の U を用いた種々の模擬デブリを実験室規模で作製し、生成相の元素組成、微細組織、微小硬さ等を調べ、これらの相関関係を検討しています。

一方、模擬デブリで得られた性状データが、実際のデブリを本当に模擬できているかを検証することが重要です。原子力科学研究所の燃料試験施設には、スリーマイル島原子力発電所(TMI-2)の事故炉心から採取された様々な部位の燃料デブリが保管されています。1F とは原子炉の型式や事故進展状況に違いはあるものの、実際に炉内で溶融・固化した燃料デブリであり、主成分の(U,Zr)O₂の基本的な性状に関しては、1F の燃料デブリと共通が多いと考えられます。そこで、模擬デブリと TMI-2 デブリを比較し、性状データの相関に共通の傾向があるかどうかを検証した結果を説明します。

(2) 概要

(U,Zr)O₂の基本性状(生成相、組織、微小硬さ)には、高温状態からの冷え方(冷却速度)が深く関与していま

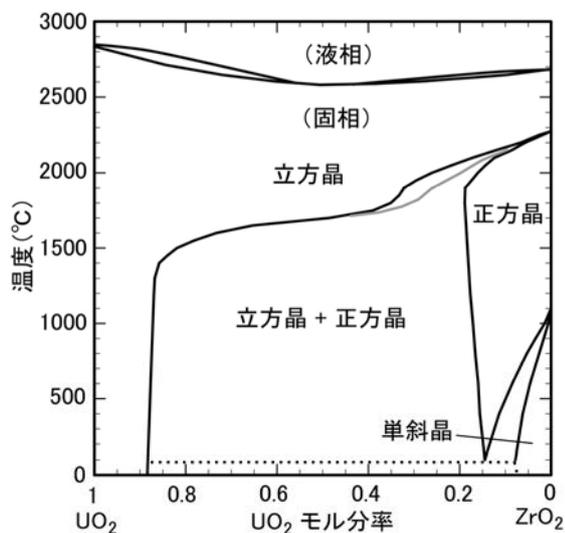


図1 UO₂-ZrO₂ 擬二元系平衡状態図の例 [1]

およそ 1500°C 以下では、U 含有率の高い立方晶と Zr 含有率の高い正方晶への二相分離が起こることを意味しています。

す。図1は、既存文献の UO₂-ZrO₂ 系平衡状態図の一例 [1] です。固相線温度(約 2600°C)直下の超高温では、UO₂ と ZrO₂ は全率固溶して立方晶単相ですが、温度が低下するにつれて相互の固溶度が減少し、U 含有率の高い立方晶と Zr 含有率の高い正方晶へ二相分離することがわかります。したがって、短時間で急冷された条件下では、立方晶単相の均質組織が維持されやすいのに対し、長時間かけて徐冷された条件下では、U 含有率の異なる立方晶と正方晶(+単斜晶)が入り混じった二相分離組織ができやすいことが状態図から予想されます。

このことを実験で再現するため、模擬デブリとして(U,Zr)O₂と少量の Gd₂O₃、Fe₂O₃の粉末混合物をペレット状に成型し、集光加熱という手法で溶融させ、溶融状態から加熱出力を瞬時に遮断することで急冷条件を模擬しました。一方、徐冷条件を模擬するため、同様の成形体を 1600°C で長時間保持して焼結した後、ゆっくりと室温まで温度を下げました。

比較対象の TMI-2 デブリは、徐冷条件であったと推測される溶融プール部から採取されたものと、比較的急冷条件であったと推測される溶融プールの外側表面に相当する上部クラストから採取されたものを用いました。これらの模擬デブリと TMI-2 デブリの外観、断面全体像を図2に示します。

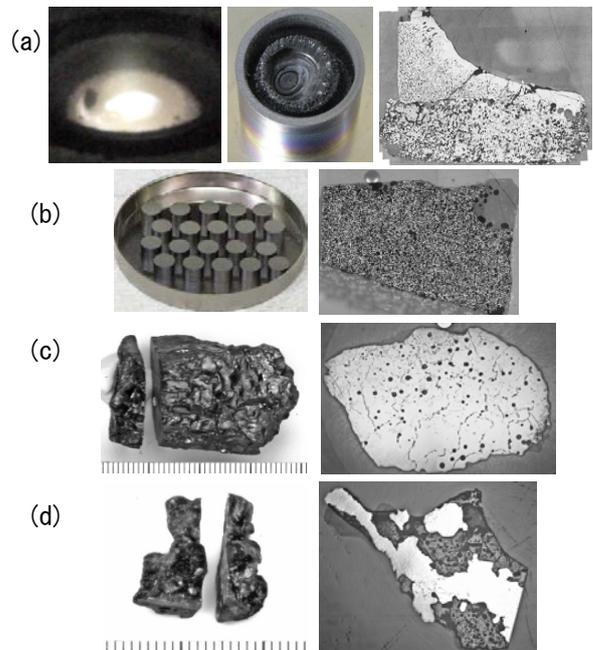


図2 模擬デブリ及び TMI-2 デブリの外観と断面全体像

(a) 溶融状態(写真左)から急冷した模擬デブリ、(b) ペレット状に焼結した徐冷条件の模擬デブリ、(c) TMI-2 デブリの上部クラスト部(急冷)、(d) TMI-2 デブリの溶融プール部(徐冷、白色部分は Ag, In, Sn, Ni 等の酸化しにくい金属成分)

(3) 成果

各試料の断面について、X線回折による相の同定、走査電子顕微鏡 (SEM) による微細組織の観察と X線元素分析、マイクロビッカース硬度計による微小硬さ測定を行いました。図3は、模擬デブリと TMI-2 デブリで、それぞれ急冷組織と徐冷組織の拡大観察像を比較したものです。急冷組織は、両者とも均質な立方晶単相組織であることが分かります。一方、徐冷組織は、U含有率の高い立方晶と Zr含有率の高い正方晶 (+単斜晶) がミクロンサイズで入り混じっており、模擬デブリと TMI-2 デブリでよく似ていることが分かりました。

図4は、模擬デブリと TMI-2 デブリの硬さの値が、どのくらいの範囲に分布しているかを矢印で表したもので、青線は立方晶単相組織に、赤線は二相が微細に入り混じった組織にそれぞれ対応しています。立方晶単相組織の方が微小硬さの値は大きく、概ね 11~14 GPa の範囲にあります。これに対して二相分離組織は、入り混じりの程度によって幅はありますが、概ね 8~11 GPa の範囲に分布しています。これらは、TMI-2 デブリと模擬デブリで同程度の値であり、(U,Zr)O₂ の硬さは、単相組織か、あるいは二相分離組織かで 2 種類に整理可能なことが分かりました。なお、未照射の UO₂ 燃料ペレットの微小硬さは約 6 GPa と低い値なので、ZrO₂ が固溶することで硬

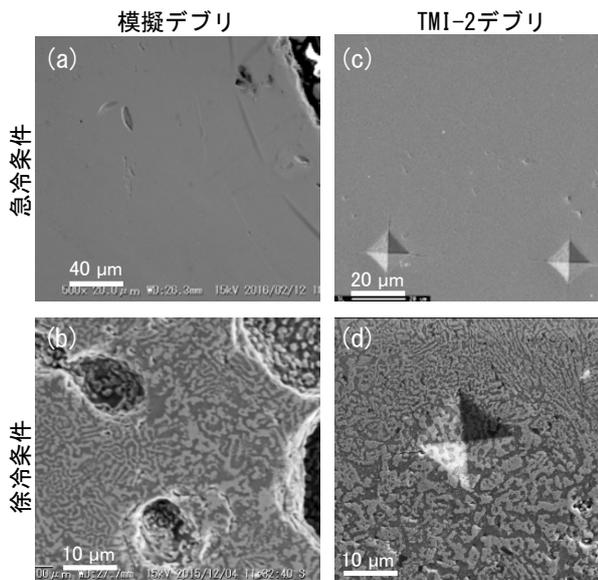


図3 模擬デブリと TMI-2 デブリの冷え方による微細組織の比較 (二次電子像)

記号(a)~(d)は図2に対応しています。模擬デブリ、TMI-2 デブリともに、急冷条件では均質な立方晶単相組織ですが、徐冷条件ではU含有率の高い立方晶 (明相) と Zr含有率の高い正方晶 (+単斜晶、暗相) がミクロンサイズで入り混じった組織になっています。写真中、四角錐のくぼみは、微小硬さ測定時の圧痕で、この対角線長から硬さを算出します。

さが大幅に増すことが分かります。

以上のことから、燃料デブリの主要構成成分である (U,Zr)O₂ について、急冷条件では立方晶単相組織ができやすく硬いこと、徐冷条件では平衡状態図にしたがい U含有率の異なる二相分離組織ができやすく硬さの値が低いことが、模擬デブリと TMI-2 デブリで共通の傾向として確認することができました。これにより、実験室で作製した種々の模擬デブリが、生成相、組織、硬さ等のミクロな性状に関して十分に模擬性を有していると考えられます。

(4) 今後の展開

上で述べた冷え方による性状の違いに加えて、(U,Zr)O₂ に Gd、Fe、Ca などの元素が少量固溶した際のマクロな機械特性 (弾性率、破壊強度等) への影響や、高温で酸化雰囲気下に保持した際の酸化挙動への影響を調べ、燃料デブリの幅広い生成条件に対応した性状予測データの取得・整理を進めているところです。

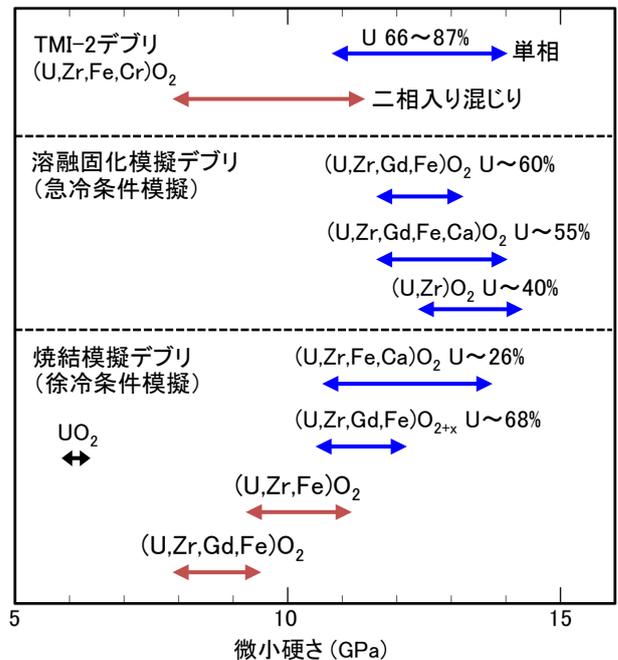


図4 模擬デブリと TMI-2 デブリの微小硬さの比較

青線は立方晶単相組織の硬さの分布を、赤線はU含有率の高い立方晶と Zr含有率の高い正方晶 (+単斜晶) の微細入り混じり組織の硬さの分布をそれぞれ示しています。この図から、(U,Zr)O₂ の微小硬さの分布は、急冷か徐冷かによって 2 種類に大別することができます。単相のものにはU含有率 (mol%) を示しました。

本研究は、平成 25 年度及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した成果を含みます。

- 《参考文献》
- ・高野公秀 他, “燃料デブリの性状把握 (27A) (9) 模擬燃料デブリと TMI-2 デブリの微小硬さ”, 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集 G39 (2015).
 - ・高野公秀 他, “燃料デブリの性状把握 (28A) (3) 二酸化物模擬デブリの相状態への少量固溶元素の影響”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 3E03 (2016).

《引用文献》 [1] I. Cohen, et al., “A metallographic and X-ray study of the UO₂-ZrO₂ system”, *J. Nucl. Mater.* **9**, 18-52 (1963).

2-2 燃料デブリとはどのようなものを理解する(2)

— 集光加熱による模擬 MCCI 試料中の生成相の評価 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン燃料デブリ取扱技術開発グループ 須藤 彩子、高野 公秀

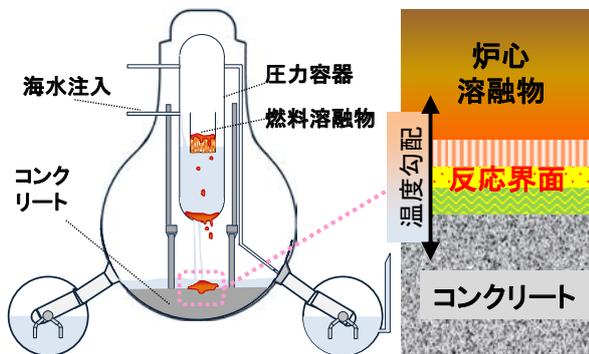


図1 事故進展時のMCCIのイメージ

圧力容器から流下した炉心溶融物は、格納容器底部に堆積し、コンクリートを侵食しながら次第に冷えて固まると考えられます。コンクリートとの反応界面付近には非常に大きな温度勾配ができます。

(1) はじめに

炉心溶融物が格納容器底部に流下し、コンクリートの床面に堆積して高温反応することをMCCI (Molten Core-Concrete Interaction)と呼びます(図1)。堆積物の表面が冷えて固まった後も内部ではコンクリートとの高温反応が続き、界面付近では大きな温度勾配をもって階層状に反応層が形成されると考えられます。

欧米では、1980年代から大小様々な規模でMCCIに関する実験が行われてきましたが、コンクリートの侵食速度や侵食方向を解析する計算コード開発に主眼が置かれており、取り出し作業の観点から必要な詳細な化学形や組織に関する知見はこれまで十分ではありません。そこで、反応界面付近のUの化学形と侵入深さに関する基

礎データ取得を目的とし、集光加熱という手法を用いて実験室規模でMCCIを模擬した試験を行いました。ここでは模擬MCCI生成物断面の観察・分析により得られた知見を説明します。

(2) 概要

炉心溶融物を構成する材料として、主要成分の(U,Zr)O₂、Zr、ステンレス鋼(SS)の他、少量成分として制御材のB₄C、可燃性中性子毒のGd₂O₃、白金族核分裂生成物を模擬した合金(Mo-Ru-Rh-Pd)を用いました。これらの粉末混合物をディスク状に成型し、コンクリート片の上に置きます。図2に示す集光加熱装置により、成形体の上表面にランプ光を集光し、溶融具合を確認しながらランプ出力を上げて行き、コンクリートの溶融物と混ざり合った状態から出力を下げ冷却・固化しました。

得られた模擬MCCI試料を鉛直方向に切断し、断面を光学顕微鏡及び走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型X線元素分析(SEM/EDX)による観察・分析を行い、深さ方向の生成相と組織の変化を調べました。

(3) 成果

まず、図3左の写真は、単純な系を把握するために行った、(U,Zr)O₂成形体をコンクリート上で集光加熱した結果の断面全体像と組織観察像です。全体像から、元の成形体の形がある程度残っており、横方向に溶融物が広がっていませんが、内部ではコンクリート成分とともに溶融が起こっています。溶融界面付近の気泡痕は、加熱中に下方のコンクリートから放出された水蒸気が逃げられずに残ったものです。溶融界面より下は、コンクリー

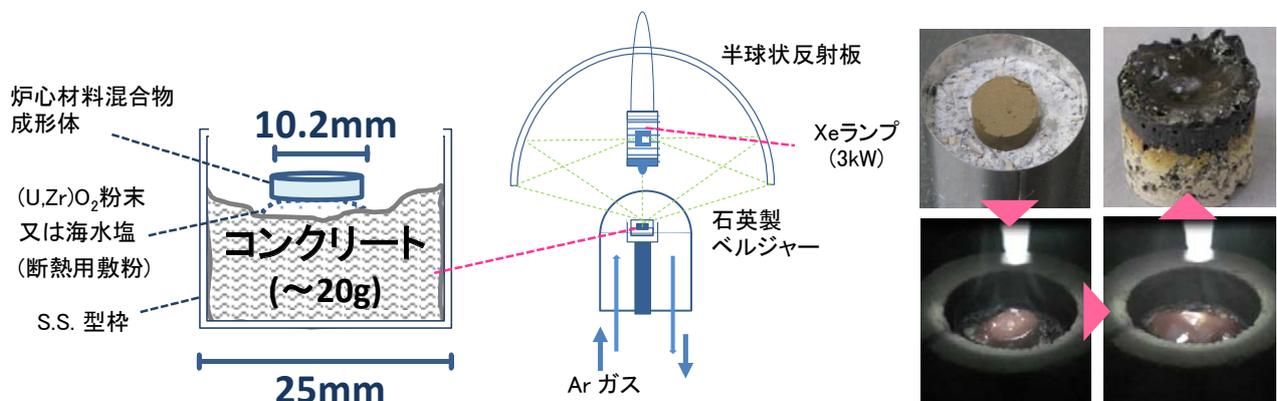


図2 集光加熱装置の模式図と試料配置及び試料外観写真

炉心溶融物構成材料の成形体を、敷粉を介してコンクリート片の上に置きます。出力可変のランプ光を成形体に集光し、コンクリートとともに溶融させます。加熱時には、コンクリートの脱水により内部から水蒸気が発生して溶融物が沸騰しているように見える他、溶融表面からはSi-Na-O系の蒸発物が生じてすぐに凝結するため、煙が発生しているように見えます。

トは溶融していませんが、脱水により非常に脆くなっています。上方の高温部（組織観察像 (b)）では、コンクリートが溶融してできたケイ酸ガラス中に一度溶融した $(U,Zr,Ca)O_2$ が粒子状に析出しています。Ca はコンクリートに由来するもので、 $(U,Zr)O_2$ に固溶しやすい成分です。さらにケイ酸ガラス中には微量の U と Zr が溶解していることが分かりました。より低温領域（組織観察像 (c)）では、 $(U,Zr)O_2$ が未溶融の粉末粒子のまま残っていますが、上方で U と Zr が溶解したケイ酸ガラスがこの領域まで下がって来ています。また、観察像下方のケイ酸ガラスには U と Zr が検出されなかったため、ここが階層構造の境界の 1 つと言えます。

次に、構造材等の金属と少量成分を加えた例として、 $ZrO_2/Zr/S.S./B_4C/Gd_2O_3$ /白金族合金混合物の成形体をコンクリート上で溶融させた結果を説明します（図 3）。右の写真は、全体像、金属析出物の周辺の組織観察像と、この領域の X 線元素マップ像です。MCCI 進展時には、コンクリートが放出する水分が酸化要因となるので、金属成分のうち酸化されやすい Zr、Cr 等は順次酸化され、コンクリートとの界面付近では Fe と Ni が金属成分として残りやすいことが確認されました。また、Mo と白金族元素は Fe 及び Ni と合金を形成し、比較的酸化に対して安定なことが分かりました。なお、制御材由来のホウ素は試料中に検出されず、酸化により溶融表面から蒸発し

たか、あるいはケイ酸ガラス中に低濃度で溶け込んでいると考えられます。

実験結果からの知見をもとに予想した冷却固化後の MCCI 生成物の階層構造イメージを図 4 に示します。層境界に対応する到達温度は、 UO_2-SiO_2 系状態図や、コンクリートのみを各温度で高温加熱した際の組織観察結果を元に推測しています。 SiO_2 と共存する場合、 $(U,Zr)O_2$ が固化する温度は 2000°C 近くまで低下すると予想されますが、U が溶け込んだガラスの固化温度はさらに低いため、 1500°C 前後の温度領域にまで U が侵入する可能性が考えられます。一方、未溶融の熱劣化コンクリートの層は対応する温度幅が大きい（ 1200°C 以下）ので、比較的厚い層となることが予想できます。この層は機械的に脆く、MCCI 生成物取り出し時に汚染水が容易に浸透しやすいため、この部分も削り取る必要があると考えられます

(4) 今後の展開

MCCI 生成物の取出し作業を考慮し、集光加熱で作製した模擬 MCCI 試料を卓上型の小型ボーリング装置でコア抜きする試験を実施しています。これにより、酸化物セラミックス、ガラス質、金属析出物等の機械的性質の異なる生成物が混在する際に、コア抜きの障害となる要因の検討を進めています。

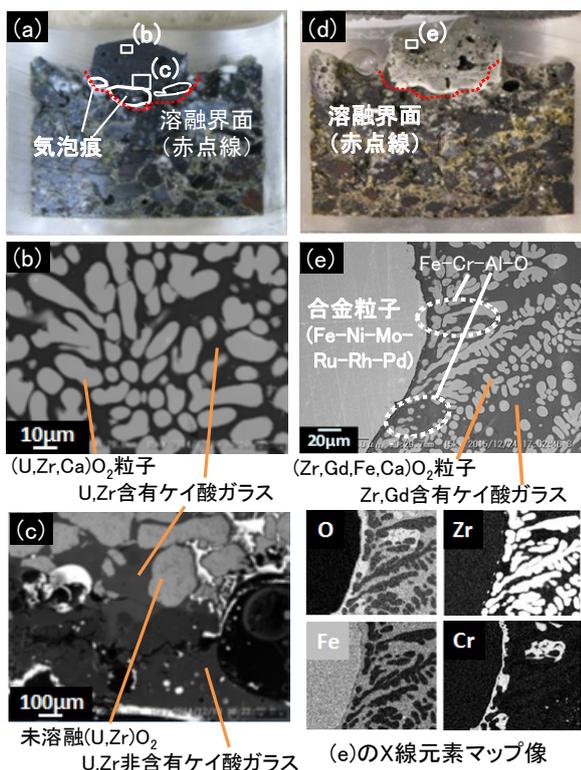


図 3 模擬 MCCI 試料断面の観察像

左は $(U,Zr)O_2$ 成形体をコンクリート上で溶融。(a) 全体像、(b) 上方高温部の組織観察像、(c) 下方低温部の組織観察像。右は $(U,Zr)O_2/Zr/S.S./B_4C/Gd_2O_3$ /白金族合金混合物成形体をコンクリート上で溶融。(d) 全体像、(e) 金属析出物周辺の組織観察像及び同領域の X 線元素マップ像

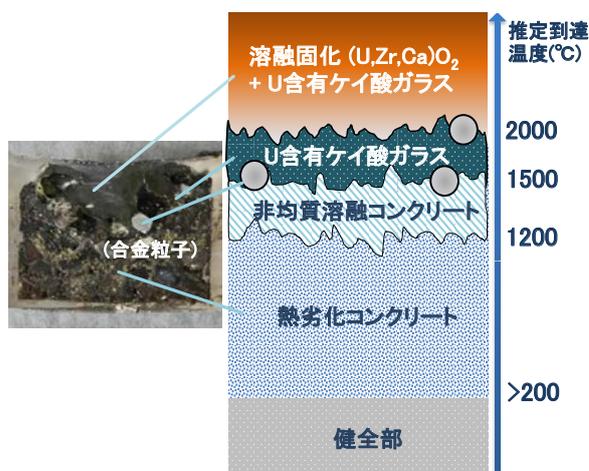


図 4 炉心溶融物とコンクリートの界面付近の到達温度と冷却後の階層構造のイメージ

コンクリートとともに溶融固化した $(U,Zr)O_2$ には、Gd、Ca、Fe、Al 等が少量固溶します。逆に、U、Zr、Gd、Fe、Cr 等の炉心成分元素がコンクリート由来のケイ酸ガラス中に少量溶け込みます。非均質溶融コンクリートの層では、ケイ酸ガラスと未溶融の SiO_2 （骨材成分）が入り混じっています。

本研究は、平成 25 年度及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した成果を含みます。

《参考文献》 ・ 須藤彩子 他，“模擬 MCCI 生成物の調製と性状評価 (2) コンクリートの界面付近の性状”，日本原子力学会 2015 年春の年会予稿集 B37 (2015)。
・ 須藤彩子 他，“燃料デブリの性状把握(28A) (4) 集光加熱による模擬 MCCI 試料中の生成相の評価”，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 3E04 (2016)。

2-3 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(3)

— 大型 MCCI 試験生成物の生成相及び組織 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 燃料デブリ取扱技術開発グループ
北垣 徹、池内 宏知、矢野 公彦、荻野 英樹

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故では、溶融した燃料が圧力容器を貫通し、格納容器内のコンクリートと反応(MCCI)したと考えられています(図1)。MCCIによる燃料やコンクリートなどの成分が不均質に混ざり合った生成物(MCCI生成物)については、今後の燃料デブリの取り出しやその後の処置において、炉内にある主要な対象物のひとつとして重要となります。特に取り出しや保管等のある程度の量を取り扱う作業を検討する際には、マクロな観点からその性状を把握しておくことが重要と考えられます。

しかしながら、1F事故直後の日本では、MCCIについて限られた分野のみ研究が実施されている状況であったため、MCCI生成物の性状把握を行うためには、海外の有識者や研究機関の協力を得て研究を進めることが合理的でした。そこで、MCCIに関する大規模試験設備を有し多くの知見を有するフランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)と協力し、CEAに保管されている過去の大型試験サンプルを分析することにより、MCCI生成物の生成相や組織に関する知見を得ることが出来ました。

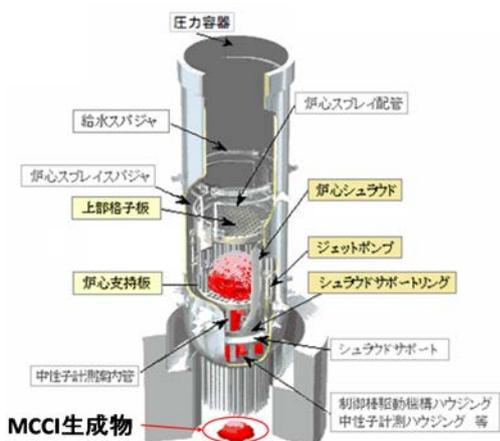


図1 破損した原子炉圧力容器イメージ

溶融した燃料は圧力容器の下部に移動し、圧力容器を貫通して格納容器内のコンクリート床面上に落下したと考えられています。

(2) 概要

分析対象とした大型MCCI試験生成物のイメージを図2に示します。図2に示されている異なる5つの部位からそれぞれ数cm程度のサンプルを採取し(図3、図4)、切断後、断面の観察や元素分析、結晶構造解析を行うことで、各部位の生成相や組織を把握しました。

(3) 成果

それぞれの部位から採取したサンプルの分析結果及び得られた知見を以下に示します。

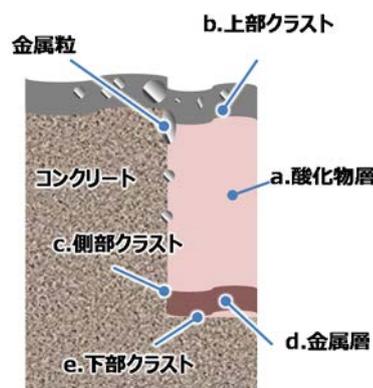


図2 大型MCCI試験の生成物のイメージ

代表的な5つの部位から一つずつサンプルを採取し、切断面の観察や元素分析、結晶構造解析等を実施しました。



図3 d. 金属層から採取したサンプルの外観

主にFeで構成されているため、若干の金属光沢を有します。



図4 e. 下部クラストから採取したサンプルの外観

外観は他の酸化物を主成分とするサンプルと比較的似ています。左下のサンプルでは、コンクリートの熱分解ガス由来と考えられる気泡が数多く確認できます。

a. 酸化物層

酸化物層から採取したサンプルの断面を観察した結果、 $(U,Zr)O_2$ を主成分とする直径数mm程度の丸みを帯びた物質がコンクリート由来の SiO_2 等を主成分とする物質に囲まれて存在することが確認されました。これは、コンクリート成分は燃料成分より融点が低いため、低い温度領域では溶融状態のコンクリート由来物質中を固体状の燃料成分を多く含む物質が漂っていたことを示していると考えられます。

b. 上部クラスト

上部クラストは金属や酸化物の塊で構成されていることが分かりました。これより、MCCI の終了段階では図 2 に示すように多くの金属成分が金属層に集まりますが、MCCI が激しく生じている初期段階では、金属成分が溶融物中に不均質に分散しており、空気との境界面に移動した金属成分は急冷されて上部クラストに残ると推測できます。また、酸化物の塊中に観察された気泡は酸化物層のサンプルに比べて約 2 倍程度多いことが分かりました。これも、MCCI の初期段階で H_2O や CO_2 等のコンクリートの熱分解ガスが多く出ている時に冷えて固まったことによるものと考えられます。

c. 側部クラスト

側部クラストは、酸化物層と比較的近い組織であることが分かりました。また、異なる点として燃料成分を多く含む領域が丸みを帯びた形状ではなく、いびつな形状をしていること、コンクリート成分が主の領域では、未溶融のコンクリート骨材の一部と思われる SiO_2 の塊を含むことを確認しました。これらは、コンクリートとの境界付近の溶融物は酸化物層と比べて比較的早く冷却されること、コンクリートとの境界付近はコンクリートの混合量が多くなることを示すと考えられます。

d. 金属層

金属層以外のサンプルは様々な生成相が非均質に混ざり合ったマイクロな組織を形成していましたが、金属層は α -Fe を主成分とする、マクロ的にもマイクロ的にも均質な組織を形成していることが分かりました (図 5)。また、

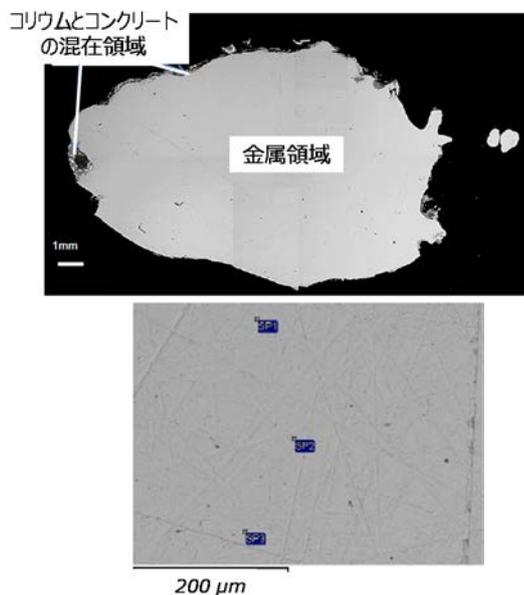


図 5 d. 金属層から採取したサンプルの断面観察結果

上図のマクロな断面観察像、下図のマイクロな断面観察像から、マクロ的にも、マイクロ的にも均質なことが確認できます。また、金属層は主に α -Fe で構成されることが分かりました。

金属層に含まれる気泡は非常に少ないことも確認できました。これより、金属層中には有意な量の燃料成分は含

まれないこと、溶融状態の金属層中に含まれた気泡は抜けやすいことが推測できます。

e. 下部クラスト

下部クラストでは、内部に気泡や骨材が多く確認されました (図 6)。特に、コンクリート成分が多く残る領域から数 mm 程度の範囲では、直径 1~3 mm 程度の比較的大きい気泡が数多く観察されました。これより、コンクリートの熱分解ガスが溶融物中に移行した際、溶融物の粘性や対流による影響により、大きな気泡はコンクリート近傍に留まり、1 mm 以下程度の比較的小さい気泡は溶融物全体に移行するものと推測できます。また、本サンプルでは、他の部位のサンプルでは確認されなかった

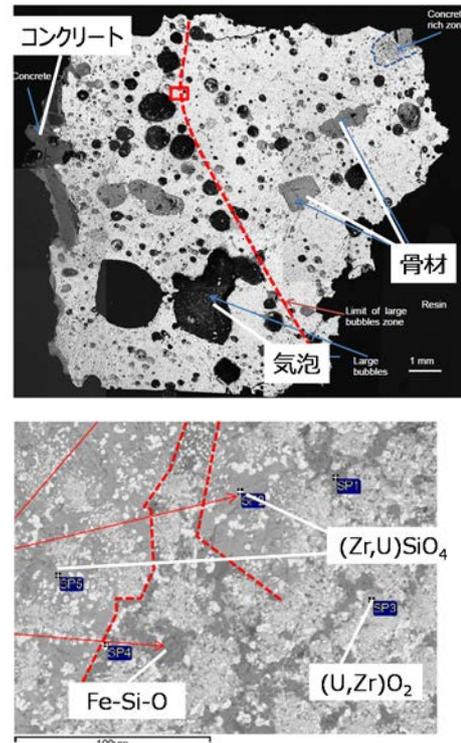


図 6 e. 下部クラストから採取したサンプルの断面観察結果

上図のマクロな断面観察像では、多くの気泡や骨材が確認できます。また、下図のマイクロな断面観察像からは、U を少量含んだジルコン ($ZrSiO_4$) の生成が確認されました。

U を少量含んだジルコンと呼ばれる相が確認されました。これより、MCCI 生成物の底部は、上部クラストとは異なる反応が生じていることが分かりました。

(4) 今後の展開

今後は 1F を想定した大型 MCCI 試験を実施し、同様のサンプル分析を平成 29 年度までに行います。これらの成果は 1F 廃止措置における燃料デブリ取り出し工法の検討に活用される予定です。

本研究は、平成 25 年度及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した成果を含みます。

《参考文献》 ・ 北垣徹, 他, “燃料デブリの性状把握(28A) (5)大型 MCCI 試験生成物の生成相及び組織”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会 3E05 (2016) .
・ 北垣徹, 他, “燃料デブリとはどのようなものかを理解する(4)”, H27 年度福島研究開発部門成果報告書, (2015) .

2-4 燃料デブリとはどのようなものを理解する(4)

— 燃料デブリ特性評価のための乾燥挙動基礎試験 —

バックエンド研究開発部門 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
鈴木 誠矢、仲吉 彬、岡村 信生、渡部 雅之、小泉 健治



図1 想定した燃料デブリ収納・保管フロー

取り出し後の燃料デブリの処置方針は現時点で未定ですが、水素発生源となる水分を乾燥により可能な限り除去し、中長期保管することが考えられます。

(1) はじめに

水中で冷却されている燃料デブリには多くの水が含まれています。燃料デブリに同伴する水は、放射線の作用により分解され、水素が発生します。安全確保のため発生する水素の量を正確に管理することも必要ですが、設備負荷や管理コストの観点から、水素の発生量をなるべく少なくすることが合理的です。そのため、水素の発生源となる水分の除去、すなわち乾燥処理は、中長期保管のための前処理プロセスとして有効なオプションのひとつと考えられます(図1)。乾燥処理を検討するためには、対象となる燃料デブリの乾燥挙動を十分に理解しておくことが重要です。

そこで、燃料デブリの乾燥挙動について検討するため、燃料デブリに含まれると考えられるセラミックスやセメントペーストなどの試料を用いてこれらの乾燥特性を実験的に評価しました。

(2) 概要

供試体を飽水状態(内部の空隙がすべて水で満たされている状態)まで含水させた後、乾燥中の重量変化を測定し、その結果から、乾燥特性として含水量(または率)の時間変化および乾燥特性曲線(含水量(または率)と乾燥速度の関係を示す曲線)を作成、評価しました。

本研究では、燃料デブリの特性として、材質、内部構造(気孔率および細孔径)、環境要因として乾燥温度に着目して、その乾燥特性をまとめました。

(3) 成果

a. 材質が乾燥特性に与える影響

材質の影響を知るために、被覆管に由来する ZrO_2 以外に燃料デブリの主成分として考えられる UO_2 と、構造物の一部として混入が想定されるセメントペーストについても乾燥特性を調べました。なお、本来の構造物はコンクリートですが、骨材(砂、砂利)は乾燥特性に影響を殆ど与えないため、ここではセメントと水、空気の混合物であるセメントペーストを対象としました。

含水させた ZrO_2 、 UO_2 ならびにセメントペーストを $100^\circ C$ で乾燥させた際の含水量の時間変化と乾燥特性曲線を評価しました(図2)。 ZrO_2 と UO_2 の比較から酸化

物の元素の違いによる乾燥特性への顕著な影響はありませんでした。一方、セメントペーストの乾燥挙動は酸化物質試料と明確に異なっていました。他の酸化物質試料は35分程度で乾燥が終了し重量が一定になっているのに対し、セメントペーストは含水させた量を超えても緩やかな減少が継続していました。また、乾燥特性曲線においてもセメントペーストでは定率乾燥期間(最大の乾燥速度を維持する期間)がなく、乾燥速度が最大値に達した直後から緩やかに減少していきました。この理由は、セメントペーストに含まれる水和水の一部がゆっくりと分解されていったためと考えられます。

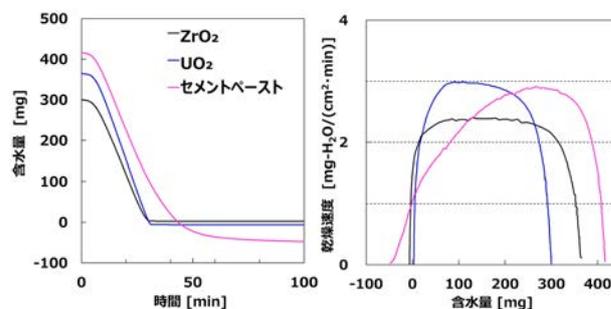


図2 材質の違いによる乾燥特性の変化

ZrO_2 、 UO_2 およびセメントペーストについて乾燥温度 $100^\circ C$ での乾燥挙動を評価しました。

b. 内部構造が乾燥特性に与える影響

乾燥し難い内部構造として多孔質体[1]を選定し、体積全体に占める気孔体積の割合を表す空隙率と気孔が外部と通じる経路の内径(細孔径)が異なるものを用意しました。空隙率を20~60%の範囲で変化させ、細孔径を10~ $0.1\mu m$ と $1\sim 0.1\mu m$ の範囲に2種類に分布させた ZrO_2 試料を準備しました(表1)。乾燥温度 $100^\circ C$ における乾燥特性については、乾燥特性曲線を用いて評価しました(図3)。空隙率が大きいほど初期の含水率は増加しますが、すべての試料とも約40分あれば含水率はほぼ0%となり乾燥が終了しました。また、乾燥特性曲線より、含水率の減少に伴い乾燥速度は大きくなり、空隙率が大きい試料では定率乾燥期間の後、減少しにくいことを確認しました。空隙率が20%で細孔径が $1\sim 0.1\mu m$ の試料では、減率乾燥期間(定率乾燥期間から含水率が0%になる

までの期間)において乾燥速度が緩やかに減少しました。この条件では、工程終盤での乾燥が進み難くなるため、乾燥終了の見極めが困難になることが予想されます。このことから、微小径の細孔だけが存在する場合は乾燥特性に影響を及ぼすことが明らかになりました。

表1 模擬体の空隙率・細孔径および外観 (ZrO₂)

空隙率を20~60%の範囲で変化させ、細孔径を10~0.1μmと1~0.1μmの範囲に2種類に分布させたZrO₂試料を準備しました。

空隙率	20%		40%		60%	
細孔径 [μm]	1~0.1	10~0.1	1~0.1	10~0.1	1~0.1	10~0.1
試料写真						

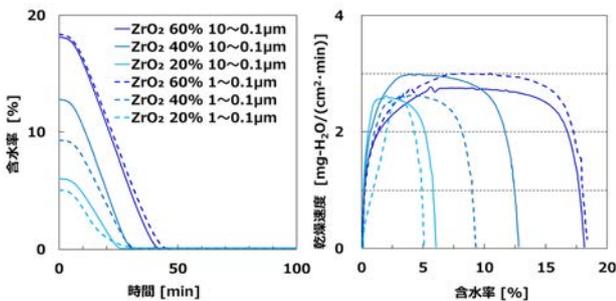


図3 内部構造の違いによる乾燥特性の変化

表1のサンプルについて、乾燥温度100℃における乾燥特性を評価しました。

c. 乾燥温度が乾燥特性に与える影響

乾燥温度を変えた場合でも、同様の傾向が現れるかについて評価し、内部構造等の影響について200℃以上でも同様の傾向を示すことを確認しました。また、ZrO₂は、乾燥温度が高いほど短時間で含水量が0mgに到達しました(図4)。一方、セメントペーストは、どの乾燥温度でも初期の含水量を上回る重量減少がみられ、200℃以下では100分経過後も重量減少が継続していました。これは、水和水の分解が継続していたためと考えています。つまり、セメントペーストについては含水させた以外の水分である水和水の分解の挙動が、乾燥特性を左右することがわかりました。

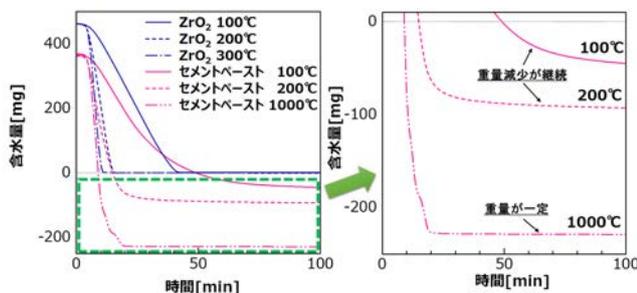


図4 乾燥温度の違いによる乾燥特性の変化

ZrO₂は200℃および300℃で、水和水の影響があるセメントペーストは200℃および更に高温である1000℃で乾燥させました。

さらに、乾燥温度と最大乾燥速度の関係性を評価しました(図5)。乾燥温度とともに最大乾燥速度は増加することがわかります。この傾向は全ての模擬体に当てはまり、内部構造や材質の差異には影響されませんでした。

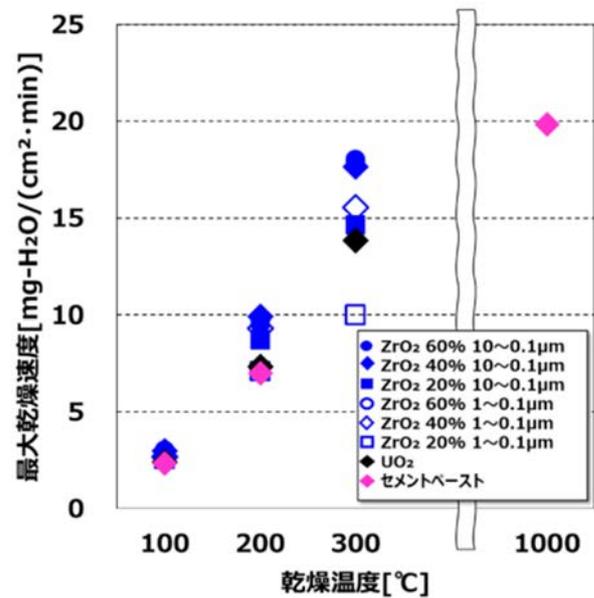


図5 最大乾燥速度と乾燥温度の関係

異なる特性のサンプルで得られた最大乾燥速度データを合わせて示しています。

d. まとめ

本研究により以下のことがわかりました。

- 水和水を含まない酸化物の乾燥特性は、材質の影響を顕著に受けない。一方、セメントペーストの乾燥特性は水和水の影響により緩やかに重量が減少し続ける。
- 空隙率が大きい場合、初期の含水量が多いため、定率乾燥期間の後、乾燥速度が減少しにくい。
- 微小径の細孔だけが存在する場合は、乾燥特性に影響を及ぼし、終盤での乾燥が進み難くなる。
- 乾燥温度を変えた際も、上記の傾向は同様であった。これらの模擬材料のデータは、燃料デブリの乾燥プロセス検討に利用できるものと考えます。

(4) 今後の展開

これらの成果は2016年度の収納缶に係る燃料デブリ性状データのとりまとめの一部として、収納・移送・保管プロジェクトに提供される予定です。

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

《参考文献》 鈴木誠矢他, “燃料デブリの性状把握(28’A)(8)燃料デブリの含水・乾燥特性の評価(種々の燃料デブリを想定した材質について)”, 日本原子力学会2016年秋の大会予稿集 3E08 (2016).

《引用文献》 [1] E. Nowak, G. Combes, E.H. Stitt, A.W. Pacey, “A comparison of contact angle measurement techniques applied to highly porous catalyst supports”, *Powder Technology*, 233, 52–64 (2013).

2-5 燃料デブリとはどのようなものを理解する(5)

— 模擬デブリを用いた酸化特性の評価 —

バックエンド研究開発部門 プルトニウム燃料技術開発センター 燃料技術部 燃料技術開発課 仁科 匡弘、廣岡 瞬、森本 恭一

(1) はじめに

燃料デブリは原子炉内から取り出した後、乾式保管（燃料デブリを乾燥処理後、金属容器等に収納し、空気中あるいは N_2 雰囲気中で保管する方法）が選択肢の一つと考えられます。そのため、その際に火災等のトラブルが発生しないような安全性の確保についても重要な観点となっています。

燃料デブリには生成時の環境条件によって被覆管由来の金属 Zr が一部含まれる可能性があります。一般的に金属 Zr は空気中では表面に酸化被膜を形成し、安定に存在しますが、比表面積の大きな形状、つまり金属粉末として存在する場合は急激な酸化により発火を伴うことが知られています。このため、燃料デブリ中に金属 Zr 粉末が残留していた場合のリスク低減策として、残留する金属 Zr を事前に安定化処理（酸化処理）しておくことが一つのオプションとして考えられます。また、この際同時に処理を行うことになると考えられる酸化物デブリの酸化特性についても確認しておくことが重要になります。

金属 Zr およびウラン酸化物の酸化特性については多くの研究が行われてきていますが、酸化物デブリの主成分である U や Zr を含む混合酸化物の酸化特性について評価した例はほとんどなく、実験的にデータを取得しておくことが重要となります。

(2) 概要

本研究では、デブリの安定化処理時の酸化特性を評価することを目的として、MOX 燃料と被覆管の主成分である Zr からなる MOX 模擬デブリを用いた熱分析およびその時の性状変化に関する試験を実施しました。MOX 模擬デブリ試料の組成は東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)3号機の燃料組成について燃焼・冷却の観点から予測された結果[1]を基に代表例として($U_{0.645}Zr_{0.345}Pu_{0.01}O_2$)を選択し、 UO_2 、 ZrO_2 および PuO_2 の混合酸化物の焼結試料を溶解させて得た約 100 mg の試料を用いました。試験では空気中における 2 種類の酸化試験（等速度昇温試験及び等温試験）を実施するとともに、得られた試料の走査電子顕微鏡（SEM）観察および X 線回折測定を実施しました。

(3) 成果

a. 等速度昇温酸化試験

昇温時の酸化特性を調査するため、酸化雰囲気（空気雰囲気）中で昇温速度 $3^{\circ}C/min$ で $1300^{\circ}C$ までの熱分析を実施しました。図 1 に示す熱分析の結果から $500^{\circ}C$ および $1000^{\circ}C$ 付近の 2 段階で酸化に伴う急激な重量増加が確認されました。また、試験後の試料は図 2 に示す通り非常に脆くなっておりハンドリングにより容易に破碎しました。試料について試験前後で X 線回折測定を実施したところ、結晶構造が立方晶から斜方晶に変化していることを確認しました。本試験で生じた試料の脆化はこの結晶

構造の変化に由来するものと考えられます。

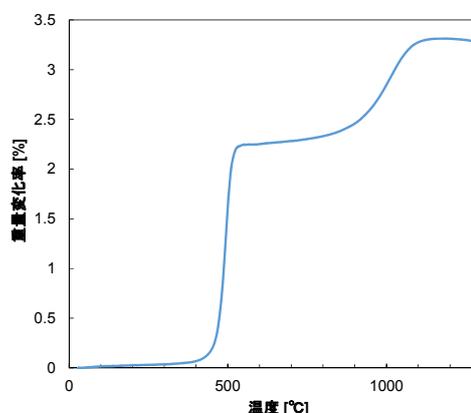
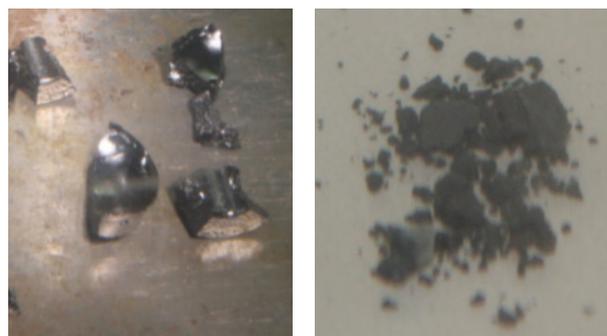


図1 等速度昇温酸化試験における熱分析測定結果

温度の上昇とともに酸化に伴う重量の増加が確認されました。重量の増加は $500^{\circ}C$ 及び $1000^{\circ}C$ 付近で顕著に見られました。



(a) 試験前

(b) 試験後

図2 等速度昇温酸化試験前後の試料外観

試験前試料に比べ非常に脆くなっており、ハンドリングにより細かく破碎しました。

b. 等温酸化試験

等温酸化では、 $500^{\circ}C$ から $100^{\circ}C$ ごとに $1000^{\circ}C$ までの各温度での酸化特性を調査しました。試験手順は以下の通りです。試験雰囲気は、昇温中は還元雰囲気（ $Ar+H_2$ 雰囲気）とし、目的とする各温度に到達した後に空気雰囲気に切り替えて、酸化に伴う重量変化を測定しました。図 3 に示した各温度における熱分析の結果から、いずれの温度においても雰囲気切り替え直後から急激に重量が増加する様子が確認されました。また、初期の酸化において、 $500^{\circ}C \sim 900^{\circ}C$ では高温になるほど重量変化が急速でしたが、 $1000^{\circ}C$ の重量変化の速さは $900^{\circ}C$ と同程度となりました。その後の重量変化においては、高温になるほど重量変化率が大きくなる傾向を示しました。

次に等温酸化試験前後の試料について、外観観察のため SEM 観察を実施しました。図 4 に酸化試験前後の試料についての SEM 観察結果を示します。なお、酸化試験後の試料については代表例として $600^{\circ}C$ 、 $800^{\circ}C$ 、 $1000^{\circ}C$ の結果を示しています。酸化前の試料はクラック

のない緻密な組織であり、一部に凹凸が見られました。一方で酸化後の試料では多数のクラックが発生しており、高温になるほどより細かく割れ、大きなクラックも確認されました。また、さらに高倍率のSEM写真では、クラックの中にさらに微細なクラックが発生している様子が観察されました。

次に等温酸化試験前後の試料の構造解析のためX線回折測定を実施しました。図5に示したX線回折測定の結果から、酸化前の試料は立方晶、500~700°Cでは単純斜方格子の単相、800~1000°Cでは単純斜方格子及び側心斜方格子の2相となっていることが分かりました。また、800~1000°Cにおける2相について、高温になるほど側心斜方格子の相が支配的になっている様子が観察されました。なお、単純斜方格子は試料に添加したZrO₂、側心斜方格子はUO₂の酸化により生じるU₃O₈に由来するものと考えられます。

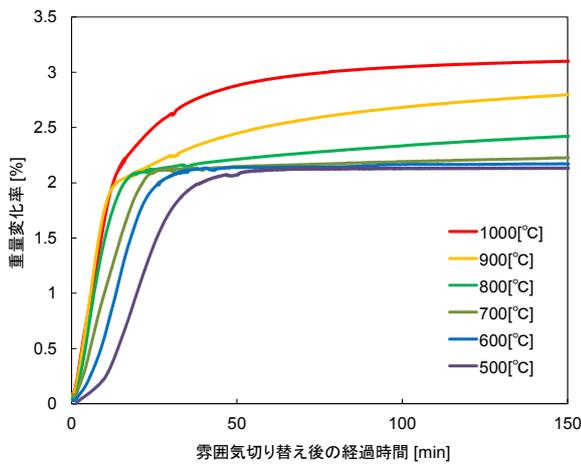


図3 等温酸化試験における熱分析測定結果

初期の約20分間で重量が増加し、その後緩やかとなる傾向が見られました。また、重量変化は高温になるにつれてより急速になる傾向が得られました。

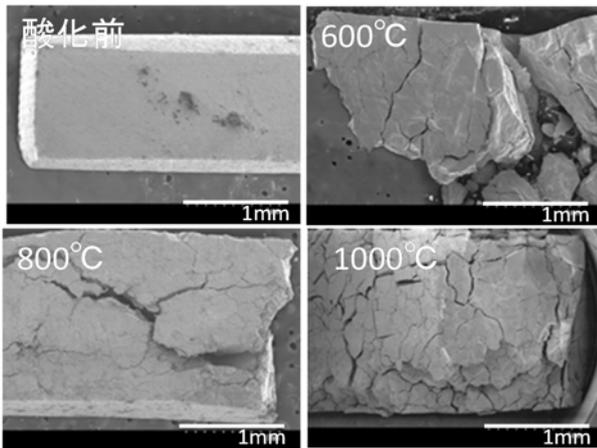


図4 等温酸化試験前後のSEM観察結果の比較

酸化前の試料は組織が緻密で高密度であったが、酸化後はいずれの試料も全体にクラックが入り、非常に脆くなっていることが確認されました。

以上の結果に対してUO₂の酸化機構についての報告[2]を踏まえて考察した結果、模擬デブリは約700°C以下では酸化により単純斜方格子構造を持つ相が生じ、約700°C以上ではさらに酸化が進行することで側心斜方格子構造を持つ相が生じると考えられます。図1に示した等速度昇温酸化試験の結果において500°C付近での重量増加は前者、1000°C付近は後者によるものであり、これにより重量増加曲線が2段階となったと考えられます。図3に示した等温酸化試験の結果においても初期の約20分間で単純斜方格子構造の相が生じ、その後、約700°C以上では側心斜方格子構造の相が生じています。また、図5に示したように約700°C以上では高温になるにつれて側心斜方格子構造の相の比率が増加していることから、それに伴い高温では重量変化率が増加したものと考えられます。ここで、単純斜方格子への構造変化は立方晶から斜方晶への変化を伴っていることから、核生成及び成長が支配的であり、一方で側心斜方格子への構造変化は斜方晶から斜方晶への変化であり酸素拡散が支配的であるため、初期の重量変化曲線はS字曲線となり、その後、緩やかな曲線となったと考えられます。

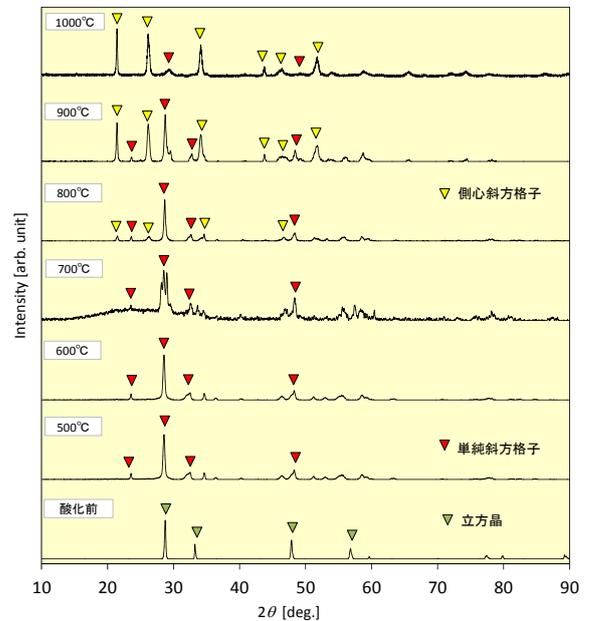


図5 等温酸化試験前後のX線回折測定結果の比較

酸化前の試料は立方晶、500~700°Cでは単純斜方格子の単相、800~1000°Cでは単純斜方格子及び側心斜方格子の2相となっていることが分かりました。

(4) 今後の展開

本研究では、酸化特性に係る基礎的評価を実施しました。今後、金属Zrの酸化処理をデブリの取出し・保管の計画に取り入れていく場合には、酸化速度等の評価も必要になると考えられます。

本研究は、平成25年度及び平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)の一員として実施した成果を含みます。

《参考文献》 仁科匡弘 他、燃料デブリの性状把握(28A)；(9) 模擬デブリの酸化特性評価、日本原子力学会2016年秋の大会予稿集、3E09、2016

《引用文献》 [1] 西原健司 他、"福島第一原子力発電所の燃料組成評価", JAEA-Data/Code 2012-018.

[2] R.J. McEachern and P. Taylor, "A review of the oxidation of uranium dioxide at temperatures below 400°C", J. Nucl. Mater. 254, 87 (1998).

2-6 プラント内の放射能分布を知る

— 格納容器内の最確な線量率分布の評価技術開発 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 線量評価・計量管理グループ 奥村 啓介
 廃炉国際共同研究センター 遠隔技術ディビジョン 放射線イメージング技術開発グループ 若井田 育夫

(1) はじめに

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

原子力機構では、様々な計算技術を駆使すると共に東京電力ホールディングスや国際廃炉研究開発機構(IRID)により実施されているロボット等を使ったPCV内の線量率の実測値を利用すると共に、事故進展解析等から得られる最新の知見を利用することで、最も確からしいPCV内の線源分布と線量率分布を評価する手法(最確線量率分布評価手法)を開発します。また、この評価手法をより有効なものとするためには、線量率の実測値を効率的に取得していくことが重要となります。このため、PCVやRPV内に挿入しやすい長尺細径の耐放射線性光ファイバと新しいシンチレータ素材を組み合わせた計測システム(局所線量評価手法)を検討しています。

(2) 概要(最確線量率分布評価手法の開発)

図1に最確線量率分布評価手法の開発の全体計画を示します。

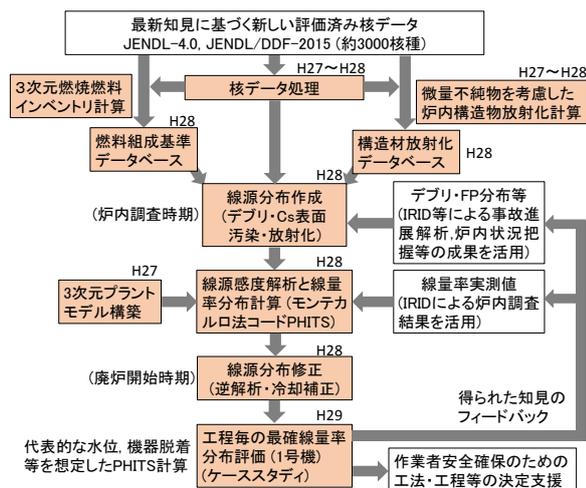


図1 最確線量率分布評価手法の開発の全体計画

PCV内の放射線源としては、a) 燃料デブリに含まれる核分裂生成物(FP)などの放射性核種、b) 事故前の運転により構造材が放射化して生成される⁶⁰Coなどの放射化生成物、c) 事故時に燃料が溶融して放出された揮発性FP核種(主にCs)による構造物の表面汚染の3種類が主なものとして挙げられます。これらのうち、a)とb)について

は、原子力機構が開発した最新の核データと燃焼・放射化計算コードを使用して、なるべく正確な燃料デブリの核種組成を求めて、線源データを作成します。c)については、原子力機構やIRID等が行っている事故進展解析によるFP分布の結果を利用しますが、現状では不確かさが大きいので、PCV内部調査による局所的な線量率の実測値がある場合には、これを再現するように線源分布を決めます(線源逆解析)。これらの方法により、線源分布が確定したら、図2に示す3次元プラントモデルと粒子輸送モンテカルロ計算コードPHITS[1]を用いて、時々々の最確な線量率分布を求めます。

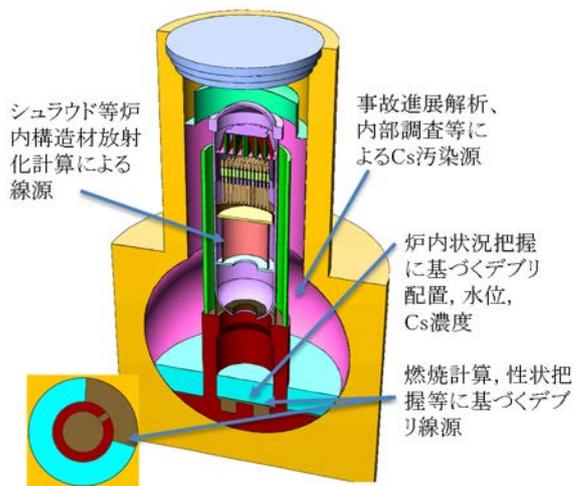


図2 PHITSコードによる線量率分布計算モデル

(3) 概要(局所線量評価手法の開発)

局所的であってもPCV内の線量率実測値が得られれば、感度解析や線源逆解析等の手法を用いて、体系全体の線量率分布評価の信頼性を高めることができます。そこで、図3に示すような構成で、長尺細径の耐放射線性光ファイバとこれに適したシンチレータ素材を組み合わせて、低線量領域から高線量領域までのプラント内の線量率実測値を得るための光計測システムの開発を進めています。

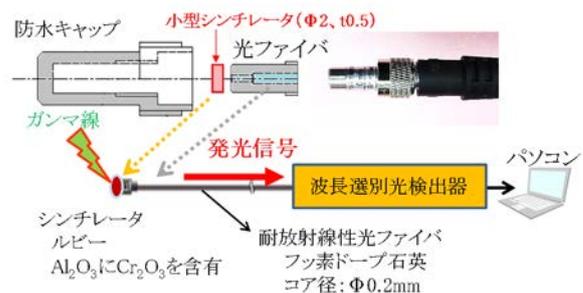


図3 光計測システムの構成例(ルビーシンチレータの場合)

シンチレータ素材としては、これまでにルビー及び

Nd:YAG を使った試験を実施してきました。試験では、 ^{60}Co による照射を行い主に発光波長分布を観察するとともに、発光強度が線量率に対して線形であるかどうかを確認しています。

(4) 成果 (最確線量率分布評価手法の開発)

昨年度までは簡易な 2 次元円筒形状のプラントモデルを用いて、定性的評価を行ってきました[2]。その後、図 2 に示した詳細なプラントモデルを 1 号機から 3 号機に対して構築し、線量率分布の定量的評価や線源逆解析に利用できるものとししました。このモデルを用いて、ペDESTAL内外及び RPV 下部に分布する燃料デブリ、PCV 及び RPV の各所(約 30 か所)に分布する放射性 Cs、上部格子板やシュラウド等の炉内構造物に分布する放射化線源(^{60}Co)を設定し、これらの各単位線源によるプラント内線量率分布(応答関数 $d_i(\vec{r})$)を PHITS による計算により得ました。図 4 は、その結果の一例を示したものです。

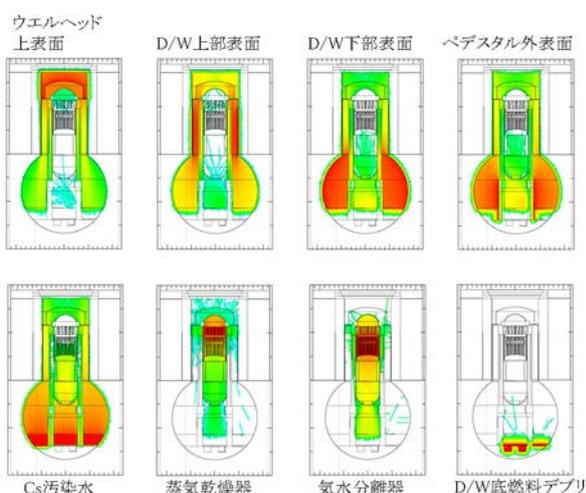


図 4 単位線源による線量率分布 (応答関数)

プラント内の線量率分布 $D(\vec{r})$ は、各線源強度 S_i を用いて、 $D(\vec{r}) = \sum_i S_i d_i(\vec{r})$ として評価することができます。この $d_i(\vec{r})$ は、プラント内任意位置における線量率への線源寄与度(線源感度)を表すもので、局所的な線量率実測値を用いた線源逆解析や線量率分布の不確かさ解析にも適用することができます。

(5) 成果 (局所線量評価手法の開発)

^{60}Co ガンマ線照射により得られたルビーシンチレータの発光波長分布を図 5 に示します。700nm 近傍にルビーシンチレータからの蛍光成分が確認され、ガンマ線フラックスの検出が可能であること、 ^{60}Co の線量率で約 100Gy/h から 10kGy/h の範囲で発光強度が線形であることが確かめられました。同時に、400nm から 700nm にかけて光ファイバ自身からの蛍光成分も観測され、低線量率の場合は波長選別や差分観測が必要なこともわかり

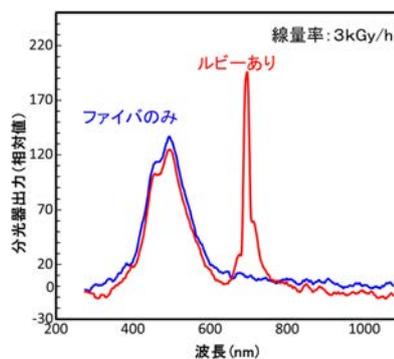


図 5 ルビーシンチレータの ^{60}Co 照射による発光波長分布

ました。

図 6 には、 ^{60}Co 照射に対する Nd:YAG シンチレータの出力特性を示します。このシンチレータでは、885nm と 1064nm の波長にシンチレータの蛍光成分が観測され、いずれも線量率に対して良好な線形性が確認できました。これらの発光波長は、OH 基ドープの耐放射線性光ファイバの透過域ですので、使いやすいものと考えられます。

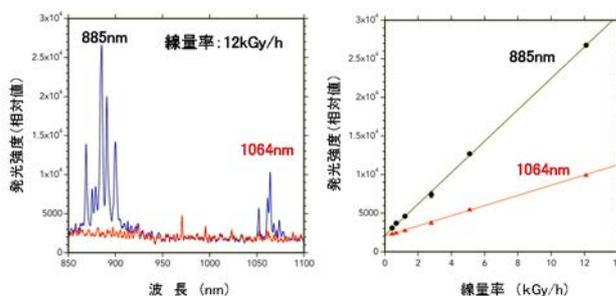


図 6 Nd:YAG の ^{60}Co 照射による出力特性

(6) 今後の展開

最確線量率分布評価手法の開発については、現在各号機の線源強度(S_i)の評価を進めており、2016 年度中には、現時点で最も確からしいと考えられるプラント内の線量率分布情報を提供する予定です。また、2017 年度には、廃炉工程のケーススタディを実施し、各工程における最確線量率分布を評価して、中長期ロードマップに示されている 2018 年度上半期の「初号機燃料デブリ取り出し方法の確定」に貢献したいと考えています。

局所線量評価手法の開発については、タングステン酸鉛のほか、従来の 2 倍の密度を有し、小型で波高分析(γ 線エネルギー分析)の可能性のある新しい高密度結晶として、チタンやネオジムを含有したルテチウム酸化物焼結体等を用いることを検討しています。

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

《参考文献》 奥村啓介, 佐藤若英, 前田裕文 他, “福島第一原子力発電所廃炉のためのプラント内線量率分布と水中デブリ探査に係る技術開発 (2) 線量率分布評価のための線源および 3 次元プラントモデルの構築” 日本原子力学会 2016 年秋の大会(2C17), (2016)

《引用文献》 [1] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, et al., “Particle and Heavy Ion Transport code System, PHITS, version 2.52,” *J. Nucl. Sci. Technol.* 50, 913-923 (2013).

[2] K. Okumura, “Preliminary Calculation with JENDL-4.0 for Evaluation of Dose Rate Distribution in the Primary Containment Vessel of the Fukushima Daiich Nuclear Power Station,” *JAEA-Conf 2016-004*, pp. 123-128 (2016).

2-7 燃料デブリの再臨界を防ぐ

— BWR 燃料集合体に対する燃焼計算精度の評価 —

原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター核工学・炉工学ディビジョン 炉物理標準コード研究グループ
須山 賢也、多田 健一、菊地 丈夫、崎野 孝夫

(1) はじめに

燃料デブリの臨界安全管理には燃焼した燃料の平均組成が必要であり、使用する燃焼計算コードの精度確認が求められます。原子力機構では、経済協力開発機構原子力機関(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)、燃焼度クレジット専門家会合(EGBUC)に国際燃焼計算ベンチマークを提案し[1]、その解析を統合化燃焼計算コード SWAT4.0[2]によって行ってきました。その結果、最新の連続エネルギーモンテカルロコードを使用した燃焼計算コードで得られた集合体平均組成を用いて臨界計算を行った場合の中性子増倍率の差は、中性子吸収効果の大きな Gd が燃え尽きていない低燃焼度領域と核分裂生成物 (FP) が蓄積した高燃焼度領域で若干大きくなるものの、その標準偏差の二倍値は総じて 2%以下あることが示されました。今後更に燃焼計算コードの精度評価を進めるには、実験値との比較が必要となります。

燃料棒にはそれぞれ SF98、SF99 という名称が付けられ、測定試験ではそれぞれの燃料棒の下部から上部までの 8~10 領域でサンプルが取得されました。

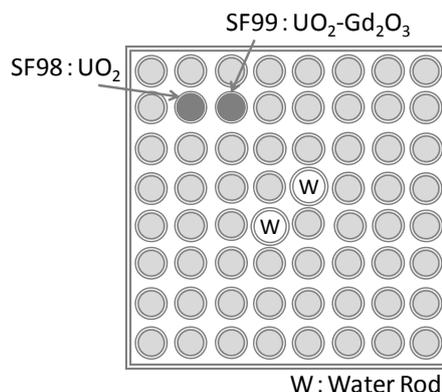


図 1 2F2DN23 燃料集合体における試験対象燃料棒の位置[3]

表 1 国際ベンチマーク参加機関からの燃料組成を使用した臨界計算で得られた中性子増倍率の標準偏差 2 倍値 (%) [1]

ボイド率 [%]	冷却年数 [年]	燃焼度 [GWd/t]			
		12	20	30	50
40	5	1.7	0.3	0.5	1.3
	15	1.7	0.3	0.5	1.4
70	5	1.7	0.3	0.4	0.9

(2) 概要

集合体平均組成を測定した照射後試験の公開データは知られていませんが、燃料棒から採取したサンプルを対象にした照射後試験はこれまでも実施されています。そこで、今年度は最新の燃焼計算コード SWAT4.0 コードによる沸騰水型原子炉 (BWR) 燃料の照射後試験解析を実施し、使用済燃料の同位体組成評価の精度を検証しました。

(3) 成果

解析の対象は東京電力ホールディングス福島第二原子力発電所 2 号機で照射された BWR 燃料集合体 (集合体名 2F2DN23) から得られたデータ[3]としました。この照射後試験は、旧日本原子力研究所で 1990 年代に実施され、当時必要とされていた PWR 及び BWR 燃料の燃焼燃料組成データ拡充に貢献したものの一部です。この 2F2DN23 集合体は、国内では STEP1 燃料と呼ばれる 8×8 の燃料棒配列をもつ燃料であって、集合体平均燃焼度は 33.4 [GWd/t]です。

図 1 に示した燃料集合体の UO₂ 及び Gd 入り燃料棒から測定用の試験サンプルが取得されています。

SF98 サンプルのアクチニドの計算値と測定値の比較 (実験値 E に対する計算値 C の比; C/E 値) を図 2 に示します。この結果から、²³⁵U の C/E 値はやや低く、²³⁸Pu の C/E 値がやや高いものの、それ以外のアクチニドの C/E 値は 1.0 に近いことが分かります。また、FP の C/E 値を図 3 に示しますが、多くの核種で C/E 値は 1.0 に近い値を示す一方で、¹⁴⁹Sm の C/E 値が他の FP に比べて若干低い結果となりました。

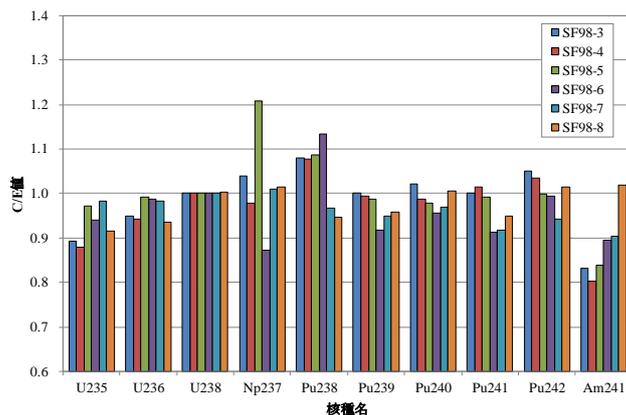


図 2 SF98 サンプルの解析結果 (アクチニド核種)

この照射後試験では、¹⁴⁸Nd の原子数が核分裂数と良い直線関係にある事を用いる Nd-148 法によって燃焼度を求めています。この法は、¹⁴⁸Nd の C/E 値はほぼ一致しているため、燃焼度は適切に設定されているものと考えられます。よって、これら ²³⁵U や ¹⁴⁹Sm の実験値との差は未公開のため、仮定したデータの影響 (例えば、サンプル

位置での正確なボイド率の変化や集合体内の初期ウラン濃縮度分布など) が要因として考えられます。

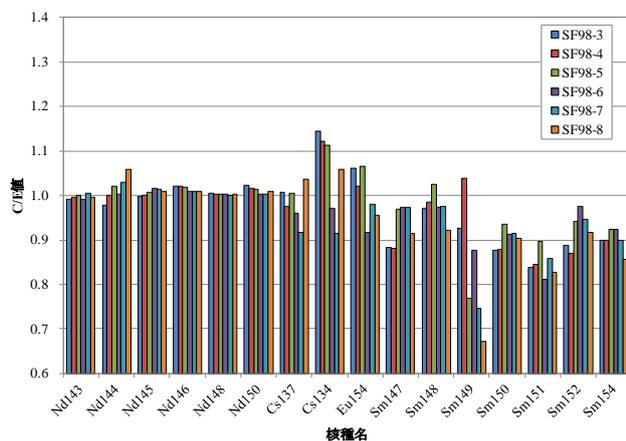


図3 SF98 サンプルの解析結果 (FP 核種)

SF99 サンプルのアクチニドの計算値と測定値の比較を図4に示します。大きな中性子吸収断面積をもつ Gd 同位体の影響で計算値と実験値の差が大きくなる可能性があります。UO₂ 燃料の場合と比較しても顕著な差は示されておらず、多くのアクチニドの C/E 値は 1.0 に近く、²³⁷Np の C/E 値が低く ²³⁸Pu の C/E 値が高くなる傾向が強調されている事がわかります。

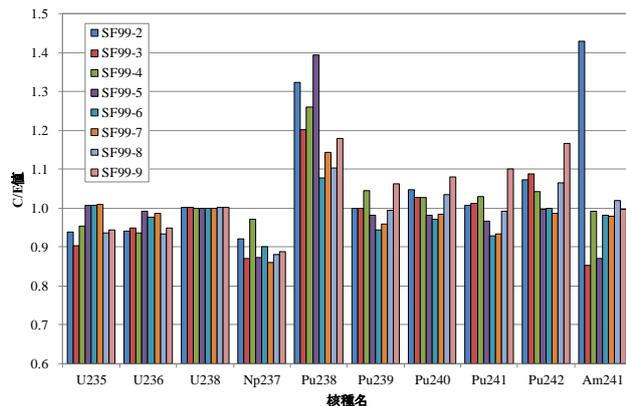


図4 SF99 サンプルの解析結果 (アクチニド核種)

SF99 サンプルの FP 核種の計算値と測定値の比較を図5に示しますが、SF98 サンプルの場合と同様に、多くの核種で C/E 値は 1.0 に近い値を示すものの、Sm 同位体の差は若干大きくなる結果が示されています。

また、SF99 サンプルの測定では、Gd の同位体比の測定が行われています。その解析結果を図6に示します。

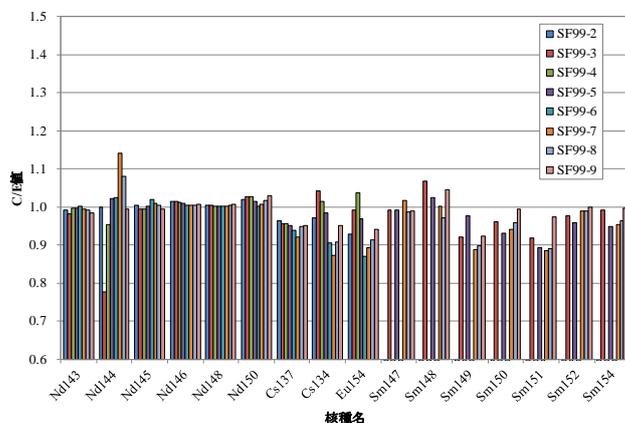


図5 SF99 サンプルの解析結果 (FP 核種)

非常に大きな中性子捕獲断面積を有し燃焼度とともに大きく実効的な中性子捕獲断面積が変化する ¹⁵⁵Gd 及び ¹⁵⁷Gd の精度の良い燃焼解析には精緻な計算モデルの構築が重要です。これらの同位体の燃焼後の残存量は他の Gd 同位体に比べて数桁小さく、実験と計算の差が大きくなることも予想されましたが、計算結果は Gd の同位体比を良い精度で再現し、この計算で採用した計算モデルの妥当性が示されています。

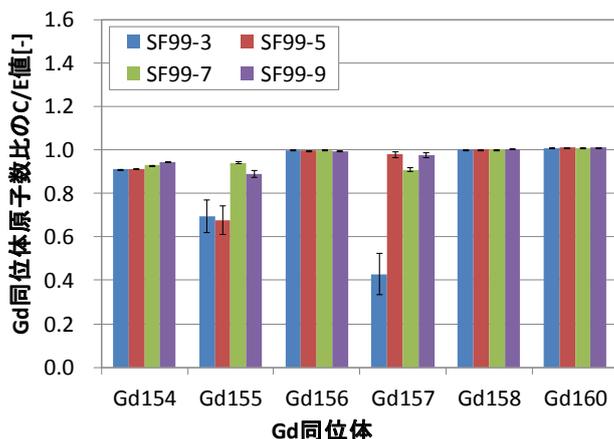


図6 SF99 サンプルの解析結果 (Gd 同位体比)

(4) 今後の展開

今回の解析で、アクチニド核種では ²³⁷Np と ²³⁸Pu が、FP 核種では、Sm 同位体の生成量が他の同位体と比較して計算値と実験値の差が大きいことが示されました。今後はこれらの差の原因を特定するとともに、得られた同位体組成評価誤差が燃焼燃料の臨界性評価に与える影響を調査して行きます。これによって、燃料デブリの臨界問題を考える上で考慮すべき計算の不確実性について定量的な評価を加えていく予定です。

《引用文献》

- [1] *Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of a Boiling Water Reactor Spent Fuel Assembly for Burn-up Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel*, OECD Nuclear Energy Agency, Nuclear Science Committee, NEA/NSC/R(2015)6, <http://www.oecd-nea.org/documents/2015/nsc/nsc-r2015-6.pdf>
- [2] 鹿島陽夫、須山賢也、高田友幸、"連続エネルギーモンテカルロコードMVP, MCNP及び核計算コードSRACを使用する統合化燃焼計算コードシステム; SWAT4.0", JAEA-Data/Code 2014-028, 日本原子力研究開発機構(2015).
- [3] 中原嘉則、須山賢也、須崎武則、"軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発", JAERI-Tech 2000-071, 日本原子力研究開発機構(2000).

2-8 燃料デブリの核物質量を把握する

— 燃料デブリの非破壊測定技術開発 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 線量評価・計量管理グループ 奥村 啓介、堀 啓一郎
 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、小菅 義広
 原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター 核工学・炉工学ディビジョン 原子力センシング研究グループ
 藤 暢輔、米田 政夫、前田 亮
 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、芝 知宙、岩淵 淳一、高田 映

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)から取り出される燃料デブリ中の核物質(プルトニウム、ウランなど)を適切に管理するためには、1Fに適した新たな核物質管理手法が必要となります。原子力機構では、燃料デブリ中の核物質を管理する計量管理手法と核物質量を測定・評価する技術開発を進めています。研究の進め方としては、東京電力ホールディングス、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)、電力中央研究所、米国と連携し、取り出した燃料デブリが長期間に渡って効率的に管理されるように、核物質管理全体(図1)を考慮した計量と管理の手法を検討して行きます。

計量手法の一つである燃料デブリ中の核物質量を測定・評価する非破壊測定技術については、候補技術の調査を米国の国立研究所と共同して実施し、その候補技術の幾つかについて研究を進めています。本技術開発では、現状では燃料デブリの性状や収納条件などが不確かなため、多様な条件を想定した計算シミュレーションにより、燃料デブリ測定への適用性を評価しています。

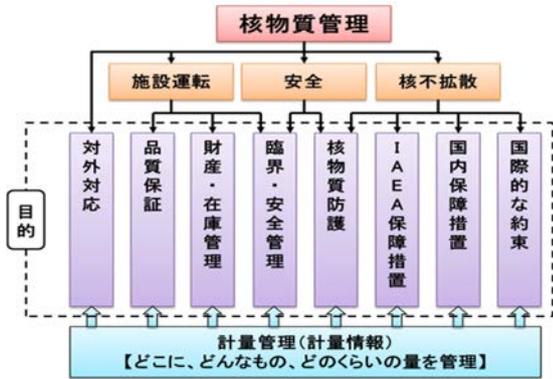


図1 核物質管理と計量管理

(2) 概要

現在、確実に適用できる燃料デブリ中の核物質量を測定・評価する非破壊測定技術は存在していません。そこで、米国の国立研究所との共同研究で得られた候補技術のうち、原子力機構の施設において技術開発の実績がある有望な3つの技術について開発を進めています。

【パッシブ中性子法】

燃料デブリから放出される中性子は、Cm-244から放出される中性子が支配的(図2)であるため、中性子計測によるPu/Uの直接非破壊測定は困難です。パッシブ中性子法では、Cm-244を主とした自発核分裂性核種総量を中性子同時計数により定量し、Pu/Cm比等の組成情報により核物質量を間接的に評価します。燃料デブリ中の

核分裂性物質及び中性子吸収材による中性子増倍・吸収効果を補正することで、正確な測定が可能となります。

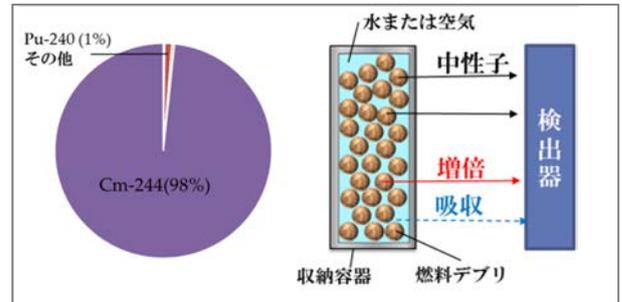


図2 燃料デブリからの中性子割合と計測イメージ例

【アクティブ中性子法】

アクティブ中性子法は、パルス状の中性子(問いかけ中性子)を測定したい試料に照射します。問いかけられた核物質はその応答として核分裂反応による中性子を放出しますので、その核分裂中性子を測定することで核物質の含有量を求めることができます(図3)。この手法では、透過力の高い高速の中性子を用いることで、大きなサイズの試料であっても高い精度で核物質の含有量を求めることが可能となります。現在は、燃料デブリに適用するための補正手法の開発を進めており、幅広い燃料デブリ組成に対応出来るようになることを期待しています。

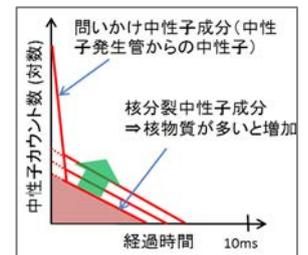


図3 測定データのイメージ

【パッシブガンマ法】

本手法では燃料デブリに伴随する核分裂生成物(FP)から放出されるガンマ線を計測します。FPからのガンマ線が支配的であるため、U及びPuから放出されるガンマ線の直接測定は困難です。よって、燃料溶解過程においても、揮発性が小さく、核物質と随随し、高強度・高エネルギーガンマ線を放出するFP核種であるEu-154などを計測し(図4)、Pu/Eu比等により核物質量を間接的に評価します。パッシブガンマ法は、様々なFP放射能の比から、燃焼度の推定ができます。

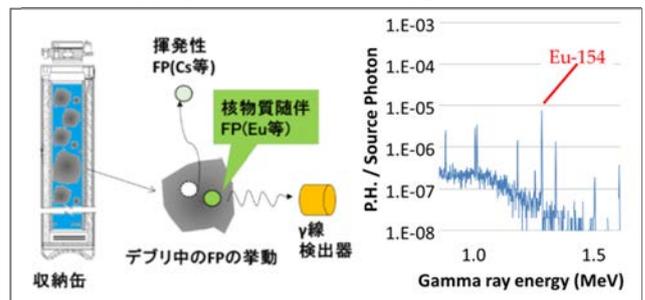


図4 計測イメージとガンマススペクトル例

(3) 成果 (シミュレーションモデルの開発)

現在、炉内状況、取り出し方針・方法、燃料デブリ性状、燃料デブリを収納する容器 (キャニスタ) は不確かなため、スリーマイル島原子力発電所 (TMI-2) 事故や 1F の炉心の物量などの利用可能な情報を基に、燃料デブリやキャニスタのモデルを検討しています。

キャニスタのモデル化は、TMI-2 キャニスタの情報を基に臨界安全及び放熱の観点から小径が有利であることから、1F で使用された BWR 燃料集合体が収納できる最小の径を仮定し、キャニスタモデル (図 5) を設計しています。

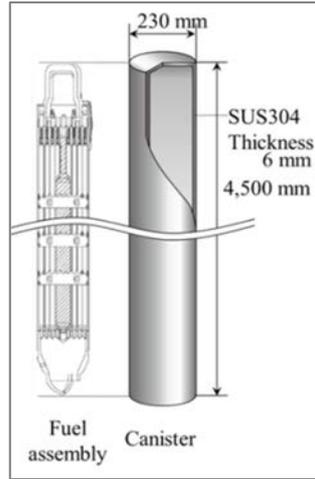


図5 キャニスタモデル

燃料デブリについては、炉内の燃料集合体を基に行った燃焼計算による物質組成と溶融した炉内構造物が含まれることを仮定して燃料デブリをモデル化 (図 6) しています。また、それぞれの非破壊測定技術の適用性を確認するため、燃料デブリのパラメータ (冷却期間、構造材、制御棒、コンクリート、FP 放出率、水など) を変動した燃料デブリ性状を仮定しモデル化 (表 1) しています。

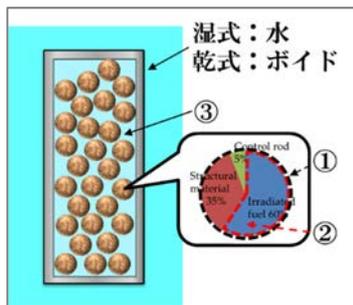


図6 燃料デブリモデル

表1 燃料デブリモデルパラメータ

変動パラメータ	湿式貯蔵 (1-WO)	乾式貯蔵 (1-DO)
①燃料デブリの組成	照射燃料、構造材、制御棒、コンクリートの混合比	1. 標準 (照射燃料及び構造材の比およそ 6:4混合物) 2. 照射燃料多 (標準の1.5倍) 3. 照射燃料少 (標準の0.5倍) 4. 構造材多 (標準の2倍) 5. 含制御棒少 (平均の1/10) 6. 含制御棒並 (平均) 7. 含制御棒多 (平均の2倍) 8. 含コンクリート (燃料デブリの 50vol%)
②照射燃料の組成	FP放出率 冷却期間	9. 高 (標準) 低 10. 20年 (標準) 10年
③水分含有率	収納容器内への水の充填率	11. 40vol% 12. 60vol% (標準) 50vol%
		11. 25vol% (標準) 0vol%

(4) 成果 (各測定技術の適用性評価と比較評価)

多種多様な燃料デブリに対するそれぞれの非破壊測定技術の特性を効率的に把握するため、共通のシミュレーションモデルの開発を 3つのフェーズ (表 2) に分けて実

施しています。

これまでに、フェーズ 1 のシミュレーションについて、

表2 共通シミュレーションモデルと特性把握

フェーズ	評価項目	変動パラメータ	モデルの説明
1	収納容器内の物質の組成の変動に起因する不確かさ (系統誤差)	水分含有率 燃料デブリの組成 照射燃料の組成	収納容器内の物質の組成を変動
2	収納容器内の燃料デブリの位置の偏在に起因する不確かさ (系統誤差)	収納容器内の燃料デブリの位置	極端な位置にデブリを配置
3	実際の測定を模擬した不確かさ (系統誤差及び統計誤差)	フェーズ1,2の評価結果に基づき変動パラメータを決定	収納容器をセグメント化し物質をランダムに配置

各技術の適用性や特性の評価を行い、今後どの非破壊測定技術をどのような局面に適用すべきかの見通しを得ることができました (表 3)。

表3 フェーズ1シミュレーションの評価結果

パッシブ中性子法	同時中性子計数法のシミュレーションにより、Cm-244実効質量測定の有効性を確認。水分量の変動により誤差が拡大する傾向あり。乾式では精度良好。
アクティブ中性子法	高速中性子直接問いかけ (FNFI) 法シミュレーションにより、核分裂性核種量計測の有効性を確認。湿式収納缶ケースでは中性子吸収材の濃度が高い場合に難あり。乾式では改善が期待。
パッシブガンマ法	Eu-154等のアクチナイドへの随伴が期待できるFP核種のガンマ線測定シミュレーションによる、広範囲な有効性を確認。使用済燃料を用いた試験データ取得中。

(5) 今後の展開

それぞれの非破壊測定技術には一長一短があります。そこで、測定精度要求、燃料デブリ取り出しの局面、燃料デブリ性状に合わせて核物質の評価手法を単独技術または複数の技術を組み合わせる柔軟に対応できるよう、上述の3つの手法 (電力中央研究所との共同研究により実施するアクティブガンマ法を加えると4つの手法) の技術開発を進めていきます。

今後、微量でも実際の燃料デブリのサンプリングが行われれば、その破壊分析結果において、非破壊測定技術で測定・評価対象としている物質 (核分裂性物質、自発核分裂性物質、Eu-154, Cs-134, Cs-137 など) の存在量を確認することにより、ここで紹介したそれぞれの非破壊技術の有効性が確認でき、非破壊測定技術による燃料デブリの保障措置・計量管理や安全性評価の実現に見通しが得られるものと期待されています。

《参考文献》 ・ T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et al., "Characterization study of four candidate technologies for nuclear material quantification in fuel debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Interim report)", Proceedings of the 57th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management (2016).
・ 長谷竹晃, 米田政夫, 芝知宙 他, "福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質質量に関する候補技術の特性研究 (中間報告)", 平成 28 年 第 37 回核物質管理学会日本支部年次大会

2-9 炉内デブリや不明物等の元素組成をその場で実測する

— 炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 燃料デブリ分析グループ 若井田 育夫、大場 弘則

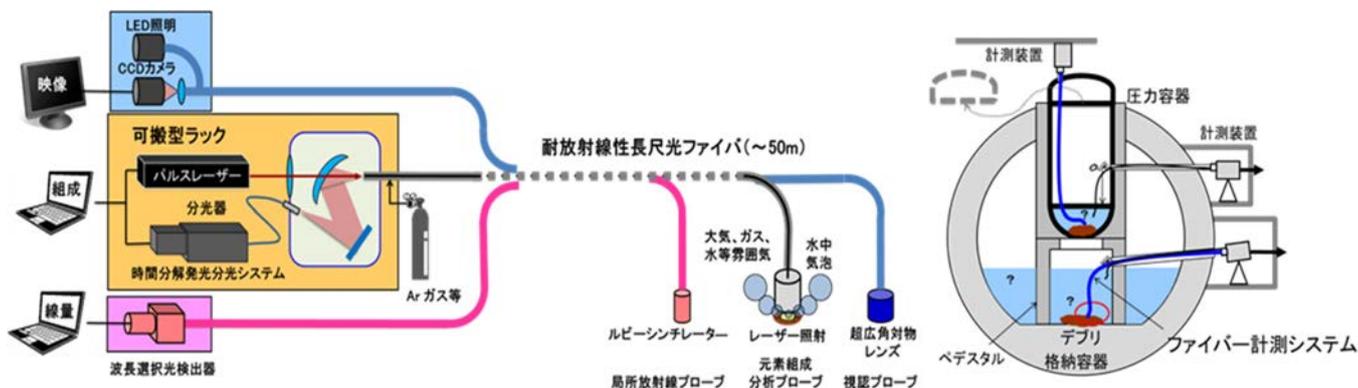


図1 開発中の炉内レーザーモニタリング・内部観察プローブの概要と利用イメージ

耐放射線性光ファイバの活用を基本共通概念として、内部状況の視認、局所的な線量、デブリなど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。視認にはファイバscope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や、簡便な操作が求められる炉外の廃炉現場でも、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。

(1) はじめに

燃料デブリの取り出しに向けて、原子炉圧力容器・原子炉格納容器内の燃料デブリの位置や状況を把握するためには、高放射線、水中又は高湿度、狭隘という過酷な環境下における遠隔その場観察技術が要求されます。高い放射線環境下では、ICを多用した精密電子機器は使えません。そこで本研究開発では、電気信号に代わって光信号を用いた観察プローブを開発することとしました（図1）。現在開発中のプローブは、ファイバscopeによる視認プローブ、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3つで、全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。

また、炉内の分析だけでなく、簡便な操作が求められる炉外の廃炉現場における不明物等の分析も求められていることから、遠隔その場分析プローブの開発を目指しています。このうち、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開発については、この手法を基本として、より着実に高感度で分析する技術を開発するため、「先進的計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」を開始しました。ここでは、これらの研究開発の現状について紹介します。

(1) 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、プラズマの発光に含まれる元素特有の波長の発光線を分光器で検出し、その発光線と発光線強度から、元素を分析する方法（Laser Induced Breakdown Spectroscopy：LIBS）を用います。本プローブでは、パルスレーザーを光ファイバで伝送し、発生したプラズマ発光を同一の光

ファイバで逆に伝送させて分光器に導きます（図1）。ファイバLIBS装置を用いた測定は、図2に示すように、長尺の光ファイバの先端に取り付けたプローブを試料に押し当てるだけの簡単な操作で行います。

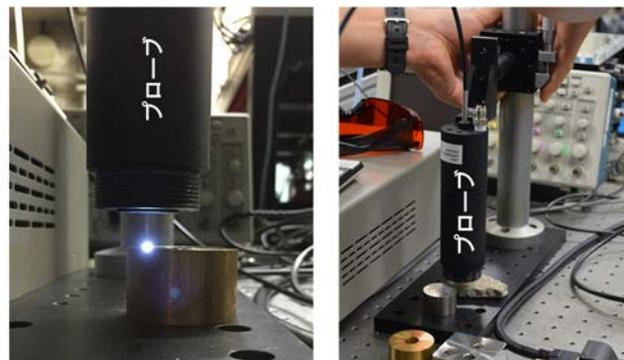


図2 模擬試料等による簡易測定の様子

プローブの先端を試料に押し当てるだけで計測ができる。金属を試測している様子（左）と岩石を試測している様子（右）

ファイバLIBS装置一式を運搬に便利のようにカートにまとめていますが、作業現場への適用を考えると、小型・軽量化していくことが求められます。2016年度には、分光できる性能を従来の100倍と高性能化すると同時に、装置の体積は1/2以下にすることができました（図3）。

(2) 不明物分析への適用

東京電力ホールディングス株式会社との意見交換により、廃炉作業における分析では、炉内デブリ等の分析の必要性は無論のこと、炉外においても見出される不明物を簡便迅速に分析することも重要な作業であることが分かりました。この場合、表面付着汚染物などの評価も求められます。そこで、表面付着物を模擬するため、セシウムの標準溶液をステンレス板上で直径約1cmの円形に

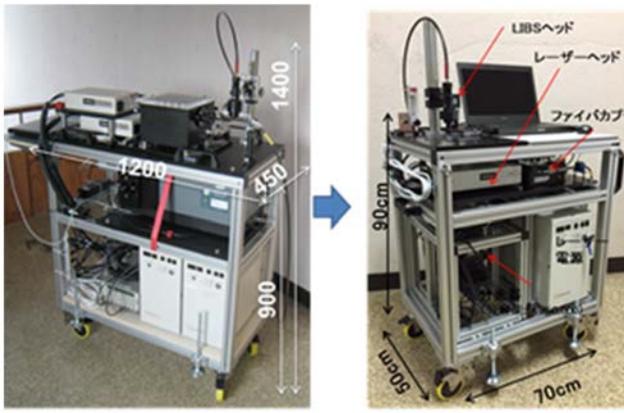


図3 小型化したファイバLIBS装置

平成27年度までの装置(左)とこれを小型・軽量化した装置(右)。小型レーザー及び小型高性能分光器の導入により、従来に比べて体積は1/2以下、分光波長帯域を100倍にすることに成功しました。

蒸発乾固させた付着物相当試料を作成し、分析感度の簡易評価を試みました(図4)。この結果、検出下限は、 $0.05 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ 、放射性セシウム相当で、概ね $10^5\text{Bq}/\text{cm}^2$ となり、付着物の迅速簡易分析に適用できる可能性のあることも示されました。

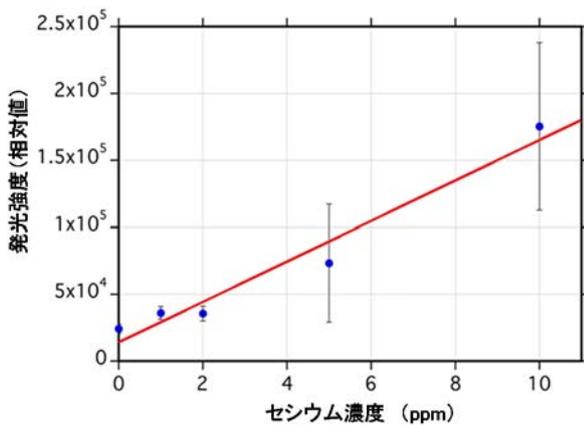


図4 表面付着物の分析特性(セシウムの場合)

セシウム標準溶液をステンレス板上で蒸発乾固させた試料からの発光強度のセシウム溶液濃度依存性から、分析感度として $0.05 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ 、全量放射性セシウム付着物と仮定すると $10^5\text{Bq}/\text{cm}^2$ が得られました。

(3) 廃炉加速化プログラム「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」

本研究では、光ファイバを損傷することなく強いレーザー光を伝送する手法の開発と、高分解能分光器(一般的に感度が低下する)による核燃料物質成分の分析を実現する高輝度発光源の開発を実施しています。前者に対しては、レーザー光のパルス幅を、従来の6ナノ秒から100ナノ秒以上となるロングパルスレーザーを活用します。また後者については、補助エネルギーにマイクロ波を用いたマイクロ波支援LIBS法によって発光強度の倍増

を図ることを目的にしています。

従来のレーザー光とロングパルスレーザー光とで、光ファイバに与える損傷について調べました。その結果、従来レーザー光では、 $40\text{mJ}/\text{pulse}$ で光ファイバの端面が損傷し、レーザー光を搬送することができなくなったのに対し、ロングパルスレーザーでは、 $100\text{mJ}/\text{pulse}$ を超えても光ファイバへの影響は見られませんでした(図5)。

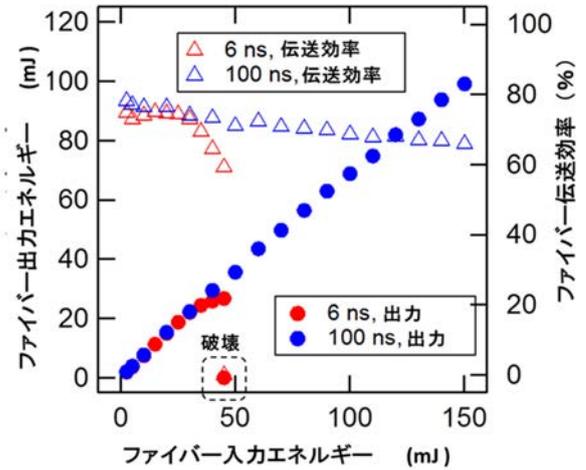


図5 光ファイバへのレーザー入・出力特性

コア径 $800 \mu\text{m}$ の光ファイバに従来時間幅のレーザー光(6ns)とロングパルスレーザー光(100ns)とを注入し、光ファイバからの出射光強度を測定し、レーザー出力を変えた場合の伝送効率として評価しました。従来光の場合、 $40\text{mJ}/\text{pulse}$ から損傷が始まるのに対し、ロングパルスレーザーでは高エネルギーでも損傷は見られません。

高輝度光源の実現を目指したマイクロ波支援 LIBS 特性では、マイクロ波アンテナに電極ギャップ型アンテナを用い、レーザー照射に同期してマイクロ波をパルス入力し、スペクトル強度を比較しました(図6)。この結果、発光量が数十倍から百倍程度に増倍することが確認され、マイクロ波支援 LIBS 法の有効性が示されました。

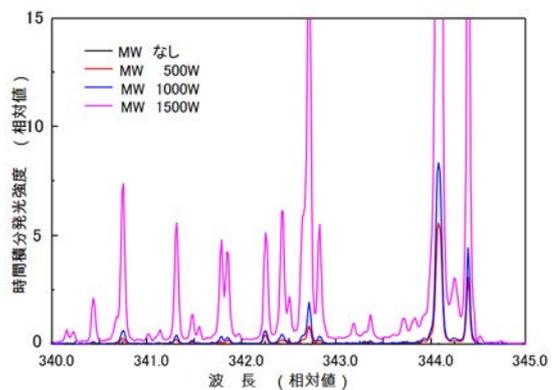


図6 マイクロ波支援LIBにおけるマイクロ波の効果

レーザーのみの場合はほとんどスペクトルが確認できませんが、マイクロ波を注入するとスペクトル強度が増幅されます。増幅度はマイクロ波出力に依存していることがわかります。

3 長期間の安定保管・処分への取り組み

— 性状把握・長期保管・処理・処分検討の進め方 —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分ディビジョン 芦田 敬
企画調整室 明道 栄人

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)では、約19万m³の瓦礫、約9万m³の伐採木、約2千基の保管容器や約9百本の使用済ベッセルからなる汚染水処理二次廃棄物が保管されており(2016年10月末現在)、燃料デブリの取り出しなどの進展に伴い今後も多くの廃棄物が発生する見通しです。事故による汚染が広範囲にわたるため、解体廃棄物は通常の原子力発電所から発生する場合に比べて多量となり、また廃棄物の種類が増加し、汚染の様態も異なります。そのような廃棄物が継続して発生する中で性状把握を進めながら、これと並行して廃棄物の保管、処理、処分の方法を開発していくことが求められます。

1Fの廃炉に向けた廃棄物対策について、2015年6月に改訂された中長期ロードマップでは、2017年度に廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめることが示されています[1]。また、2016年7月は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)が技術戦略プラン2016を示しました[2]。

これらの国の方針を踏まえ、本研究では事故で発生した廃棄物の分析や解析的手法にもとづくインベントリ評価などによる性状把握、処理・処分まで安定に管理するための長期保管方策の検討、処理・廃棄体化技術に関する調査や基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の特性の調査・整理により、1F事故廃棄物の安全な処理・処分技術の開発を行っています。これらの取り組みは他プロジェクトの進捗を含めて、全体を俯瞰、統合しながら計画を実施していく必要があります(図1)。

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

(1) 概要及び成果

①性状把握

分析の中長期計画を作成するとともに、瓦礫、水処理二次廃棄物や汚染水をサイト外施設に輸送し、放射能分析を実施しました。その結果、多核種除去設備(ALPS)スラリーはSr-90が主成分でありPuなども含むことを確認しました。また、インベントリ評価のための解析的モデルに関し、分析結果などを用いて不確実性を低減し、改良を加えました。ALPSから発生する廃棄物については、処理水などの分析データを用いてインベントリを評価しました。

なお、1Fでの廃棄物試料の採取については、(2)項に示します。

②保管方策の検討

セシウム吸着塔の長期保管検討においては、実規模吸着塔を用いてセシウムの吸着分布を求める試験を行い、基礎試験で開発した吸着計算コードの妥当性を検証するとともに、吸着分布から実機の線量を評価するためのコードを整備しました。

③廃棄物の処理に関する検討

廃棄体化処理技術の絞り込みのための技術評価フローの検討および不足情報の抽出を実施するとともに、不足情報の整備に向けた基礎試験として、ALPSなどから発生するスラリーや廃吸着材などを対象とした種々の固化試験を実施し、硬化過程や廃棄体の特性を調べました。また、高温による廃棄体化プロセスが検討される廃棄物からの放射性物質の気相への移行量評価のための基礎的なデータを取得することを目的として、フェロシアン化合物を対象に、試料加熱温度、掃気ガス流量および掃気ガス種をパラメータとした加熱試験を行い、セシウムなどの揮発率などを測定しました。

④廃棄物の処分に関する検討

廃棄物の安全性を評価するために設定した核種のインベントリデータセットなどに基づき、処分の観点から暫定的な廃棄物区分を実施するとともに、処分の安全評価手法(シナリオ、モデル、パラメータ、解析ケースなど)を見直しました。また、暫定的な廃棄物の区分を対象と

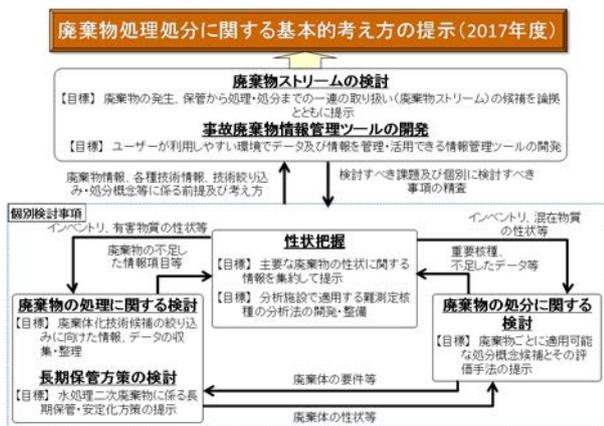


図1 個別検討事項の相互関連

事故で発生した廃棄物の特徴を踏まえ、個別の検討事項で得られた成果や課題を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が必要になります。

した安全評価を行うとともに、安全性を向上させる対策などに繋がる情報を整理しました。

⑤情報管理ツールの開発

研究開発を支援するための情報管理ツールについて検討し、性状把握、処理と処分に関する作業フローとデータの関係を整理しました。

(2) 1F での廃棄物試料の採取

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

①瓦礫等

1F1号機の原子炉建屋5階(オペレーティングフロア)における作業において採取された瓦礫について、14 試料を入手しました。1号機タービン建屋からは、滞留水が干上がった場所から採取された砂や滞留水固形分について、5 試料を入手しました(図 2)。覆土保管された瓦礫は、覆土の処理が終わると採取できなくなることから、覆土式一時保管第3槽において覆土される前に10 試料を採取しました。

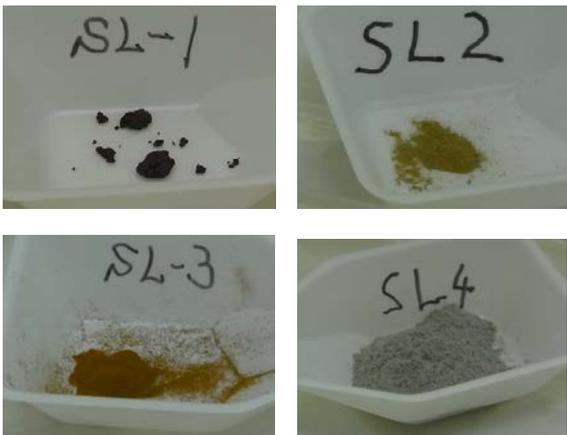


図2 1号機タービン建屋から採取した試料の例

平成 27 年 9 月に滞留水処理の検討のため1号機タービン建屋地下1階にて試料を採取しました。試料は、分析のために、原子力機構核燃料サイクル工学研究所へ輸送しました。

②土壌

土壌に関しては、その汚染分布の把握やサイト内での放射性核種の拡散挙動や量を評価する上で重要であることから、構内の各種試料の採取を進めています。インベントリ評価でのデータ利用を考慮して、敷地を格子状に区分し、採取区域を設定しました。採取は、スクレーパープレートによるすきとり法を採用し、深さ 10 cm まで 5 cm ごとに分離回収し、12 箇所(2 試料/1 箇所)から 24 の試料を採取しました。

③汚染水

汚染水処理二次廃棄物のインベントリ評価などに資するため、1号機タービン建屋水、2号機・3号機 PCV 水等の東京電力ホールディングスが採取した汚染水試料からその一部を入手しました。

④汚染水処理二次廃棄物

汚染水処理二次廃棄物のインベントリ評価などに資するため、増設 ALPS から発生する炭酸塩スラリーについて、その収納容器である HIC から専用器具を用いて試料を採取しました。採取は HIC にスラリーが充填され交換する時に行いました。また、保管中の HIC から採取された増設 ALPS の炭酸塩スラリーも入手しました。

⑤試料輸送

1F から分析を実施する原子力科学研究所核燃料サイクル工学研究所等への輸送を平成 27 年 7 月から平成 28 年 2 月にわたって 4 回実施し、合計 83 試料を輸送しました。

(3) 今後の展開

2017 年度に設定されたマイルストーン「基本的な考え方の取りまとめ」に資することを目的として本事業を進めていきます。事故廃棄物の性状把握では、1F で採取した廃棄物試料の分析を継続するとともにインベントリデータセットを設定します。長期保管方策の検討では、ALPS スラリーの安定化処理装置の現場導入に向けた運用面の検討および選定を行います。処理に関する検討では、技術情報や基礎試験データの拡充を図り、処理・廃棄体化技術の一次評価を行います。処分に関する検討では、適切な処分概念・安全評価手法の候補案をまとめていきます。

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

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

《引用文献》 [1] 廃炉・汚染水対策関係関係等会議、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」、平成 27 年 6 月 12 日(2015)。

[2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016」、平成 28 年 7 月 13 日(2016)。

3-1 廃棄物の性状を理解する(1)

— 汚染水とその処理により発生する二次廃棄物の分析 —

バックエンド研究開発部門 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
比内 浩、荒井 陽一、福田 裕平、綿引 博美、柴田 淳広

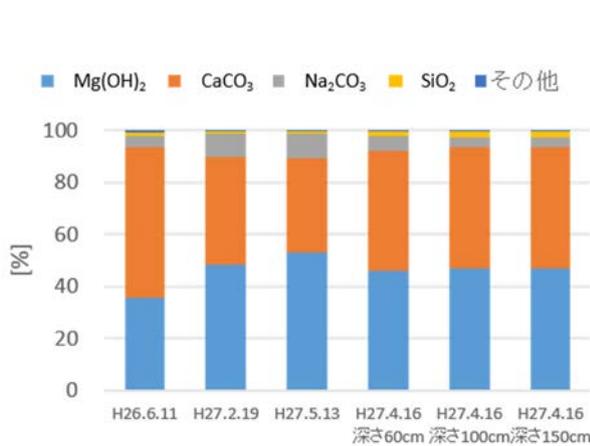


図1 多核種除去設備炭酸塩沈殿スラリーの化学組成

スラリーの主な成分は Mg と Ca の化合物で、それぞれ $Mg(OH)_2$ 、 $CaCO_3$ と推定しています。これらが90%以上を占めています。Ca と Mg の比率の違いは、事故直後の緊急冷却に使用された海水や原子炉建屋に流入する地下水が影響していると考えられます。一方、同一容器内では深さによらず組成が同じであることが確認できました。

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)では、汚染水中の放射性核種の除去を目的としてセシウム吸着装置や多核種除去設備などが運転されています。汚染水処理に伴い、使用済み吸着材やスラリー状の二次廃棄物が発生しています。このような二次廃棄物は、従来の原子力発電所の運転では発生しないため、廃棄物を安全に保管し処理・処分方法を検討する必要があります。また、その中に含まれる放射性核種の種類と量、並びに物理化学的な性状を詳細に把握することが不可欠です。

性状を把握するためには、実際に発生した二次廃棄物の一部を採取し、測定・分析を行うことが望ましく、多核種除去設備のスラリーを採取して分析に供しています。しかしながら、高線量率の使用済み吸着材やスラッジは、これまでのところ試料を採取できていません。そのような場合には、代替策として吸着塔や反応槽の出入り口から水試料を採取して分析しています。汚染水とその処理二次廃棄物の分析とその利用についての成果を紹介します。

(2) 多核種除去設備炭酸塩沈殿スラリーの分析

多核種除去設備の前処理工程から発生する炭酸塩沈殿スラリーは、高性能容器(HIC)に入れて保管されています。一部の容器から上澄み液が溢れ出す事象が発生したことから、漏えいのリスクを低減するため、脱水して含水率を下げ、漏えいしにくい形態に処理(安定化処理)することが検討されています。そこで、容器に収納され

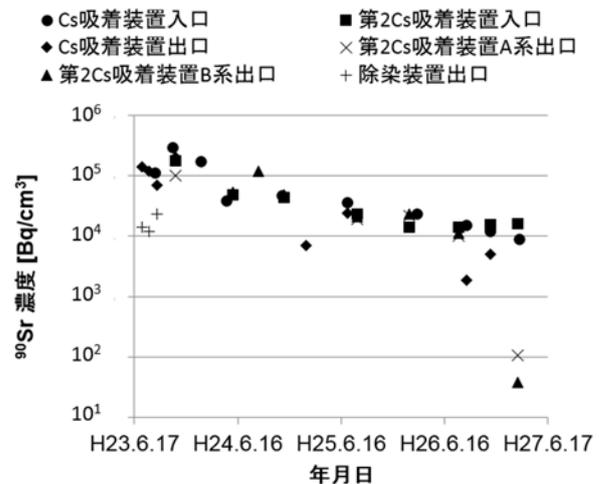


図2 汚染水・処理水中の⁹⁰Sr濃度の推移

H26 年末までは、Cs 吸着装置/第 2Cs 吸着装置の入口と出口で⁹⁰Sr濃度の変化は大きくありません。2015 年 1 月以降は Cs・Sr 同時吸着材が使用されたため、処理後の⁹⁰Sr濃度は処理前の1/100 以下に下がっています。

た直後に採取された試料に加え、容器に充填した後に保管されていたスラリーの試料も分析しました。ここで、容器内での均一性もあわせて調査するために採取深さの異なる3試料を分析しました。

分析によって化学組成(図1)、放射能濃度を求めるとともに、固体成分割合、粒度径、放射線分解による水素発生量などのデータを得ました。化学組成としては水酸化マグネシウムと炭酸カルシウムが9割以上を占め、放射能としては⁹⁰Srがほとんどを占めることがわかりました。他の核種としては、⁶⁰Co、¹²⁵Sb、¹³⁷Csなどが検出されています。スラリー中に占める固体成分の割合は、HIC 収納直後の試料で8~14%、保管されていたスラリーでは、採取深さ60cmの試料では約16%、深さ100cmの試料では約23%、深さ150cmの試料では約24%であり、保管中に固体成分の沈降が進んでいることが確認できました。

これらのデータは、スラリー安定化処理技術の検討に活用されています。

(3) 汚染水・処理水の分析

除染に用いる吸着塔などの出入り口での水中の濃度と処理量から二次廃棄物中の放射エネルギーを推定するため、主要な核種の濃度を分析しています。例えば、セシウム吸着装置に関しては、およそ半年に一度の頻度で分析しています(図2)。Cs・Sr同時吸着材の導入により、2015年3月の第2Cs吸着装置出口水中の⁹⁰Sr濃度が従来よりも低くなっているのがわかります。

出入り口での濃度の差が小さい核種については、分析誤差などを考慮すると、どの程度吸着剤に移行している

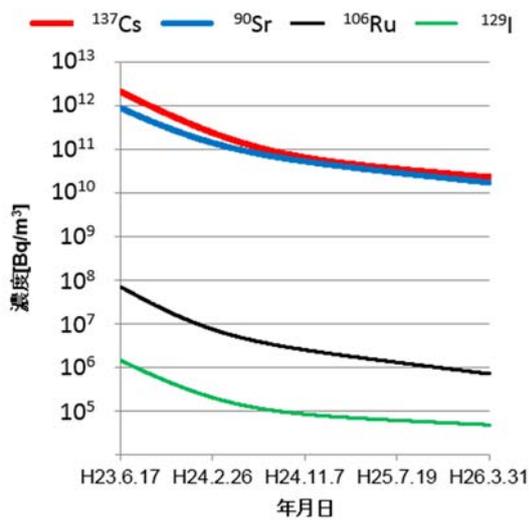


図3 汚染水中の放射性核種の濃度変化の推移

事故直後に高濃度であった放射性核種濃度は冷却水の連続的な供給により濃度が下がりましたが、2012年中ごろ以降は、濃度低下が鈍化しています。核燃料から冷却水へ放射性核種が継続的に溶け出している影響だと考えられます。

のかの推定が難しいため、解析等により推定する手法も並行して検討しています。

2014年度までに得た分析データは、報告書に取りまとめて公開しました。新しく求めた分析データは順次廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議に報告、公開してきています。

(4) 汚染水中の放射性核種の濃度変化の推定

1F 1～3号機の原子炉を冷却した水は、汚染水として原子炉建屋、タービン建屋などを經由して集中廃棄物処理建屋に一旦集められた後、汚染水処理設備へ送られています。そのため、集中廃棄物処理建屋は汚染水処理設備への入口となっており、この滞留水中の放射性核種の濃度推移を把握することで、汚染水処理二次廃棄物全体の放射エネルギーを推定することに役立ちます。

^{134}Cs と ^{137}Cs に関しては、汚染水中の濃度が高く測定もしやすいため、データも数多く存在します。したがって、廃棄物中の放射エネルギーの推定が比較的容易です。一方、他の核種は汚染水中の濃度が低く、また、 α 線や β 線を測定する核種は測定が難しいため、およそ半年に一度の頻度で分析しています。分析の難しい核種の汚染水への移行挙動の把握や、将来の濃度変化を予測するため、汚

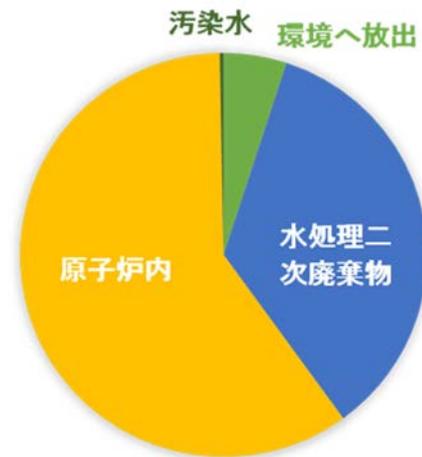


図4 汚染水処理装置が稼働して1000日後(2014年3月13日)における ^{137}Cs 分布

環境へ放出された量は約5%、汚染水処理により除去された量は約35%、原子炉建屋地下などに滞留している汚染水中の量は1%未満で、残りの約60%は原子炉内などに存在すると試算しました。

染水中の放射性核種の濃度変化を表すモデルを作り、計算によって評価しました。

このモデルは、2012年中頃までとそれ以降で、 ^{137}Cs 濃度が低下する様子が異なることを考慮し、放射性核種の放出源として、初期に炉内水へ移行したものと燃料から継続的に炉内水へ移行するものの2つを仮定しました。導出した方程式を用いることで、 ^{90}Sr 、 ^{106}Ru や Pu などの核種についても濃度を推定できるようになりました。

(図3)

モデルの計算評価から得られる情報を用いて、いくつかの放射性核種について、汚染水二次廃棄物の全体に含まれる放射エネルギーを試算しました(図4)。その結果、水に溶けやすい性質を持つ Sr 、 Cs 、 I は燃料から二次廃棄物へ移動した割合が高いことがわかりました。他方、 Pu などの水に難溶性の成分は、核燃料から二次廃棄物へはほとんど移動していないことがわかりました。

(5) 今後の展開

今年度から多核種除去設備の使用済吸着材のサンプリングが進められており、これらを優先して分析する予定です。

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

- 《参考文献》
- ・ 福田裕平 他、“福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査(3)多核種除去設備スラリーの性状分析”、日本原子力学会2016年春の年会予稿集、2I06(2016)。
 - ・ 福田裕平 他、“福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査(4)既設および増設多核種除去設備スラリーの性状比較”、日本原子力学会2016年秋の大会予稿集、1E15(2016)。
 - ・ 福田裕平 他、“福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査(5)高性能容器に収納されている炭酸塩スラリーの分析”、日本原子力学会2016年秋の大会予稿集、1E16(2016)。
 - ・ 荒井陽一 他、“多核種除去設備から発生した炭酸塩スラリーの放射線分解による水素発生”、日本原子力学会2016年春の年会予稿集、2I22(2016)。
 - ・ 浅見誠 他、“東京電力福島第一原子力発電所から発生する滞留水・処理水および瓦礫等の分析結果”、JAEA-Data/Code 2015-020(2015)。
 - ・ A. Shibata, et al., “Estimation of the inventory of the radioactive wastes in Fukushima Daiichi NPS with a radionuclide transport model in the contaminated water”, J. Nucl. Sci. Technol. 53, 1933(2016).
<http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2016.1196625>

3-2 廃棄物の性状を理解する(2)

— 種々の廃棄物が含有する放射能量の推定 —

廃炉国際共同研究センター廃棄物処理処分ディビジョン 廃棄物処理技術開発グループ 駒 義和

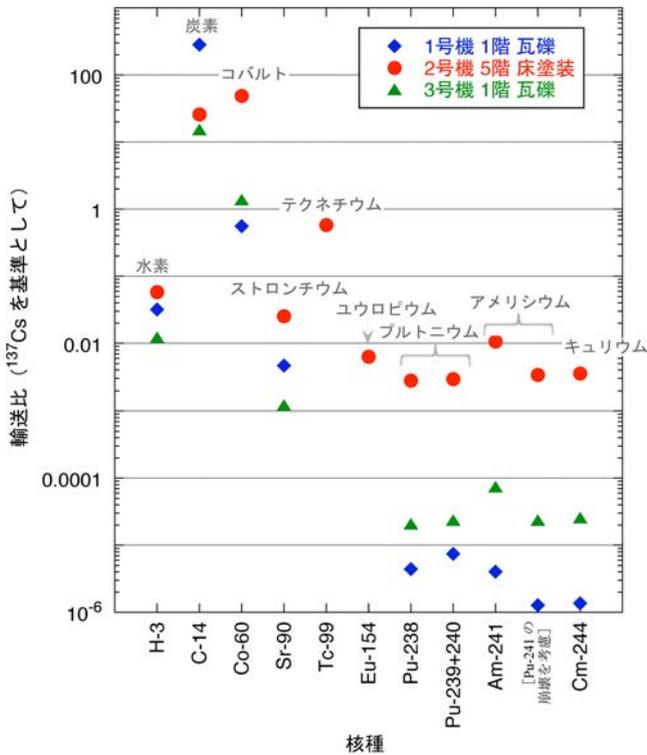


図 1 原子炉建屋の内部で採取された試料への核種の輸送比

セシウム 137 (^{137}Cs) を基準とし、また、1～3号機の燃料組成の計算値を用いて、損傷した燃料から分析した試料へと移行した放射性核種の比率を計算しました。元素の性質と損傷した原子炉によって違いが生じていることがわかります。

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故により発生した廃棄物の管理方を検討する上で、廃棄物や汚染物が含む放射能量は基礎情報として不可欠です。廃棄物の処分に関しては、長半減期の核種が重要となりますが、分析によっては核種の検出が難しく、放射能濃度を求められない場合があります。廃棄物管理の検討や評価を進めるためには、何らかの方法によって核種の濃度を推定することとなります。汚染のふるまいが似た核種を探し類推する方法が有用であることから、分析によって求めたデータに基づいて放射性核種の汚染ふるまいを検討しました。分析データは、主に発電所で採取された試料を茨城県東海村の施設に輸送して得たものです。

(2) 瓦礫の汚染

損傷した原子炉建屋の内外で採取された瓦礫の試料を分析しており、これらの汚染は事故が発生したときに空気を經由して生じたものとみられ、水素爆発によって生じた瓦礫、燃料デブリの取り出しや将来の廃止措置で生じる廃棄物についての参考となります。

核種の汚染ふるまいは、化学的な性質と汚染源について考察できるよう、 ^{137}Cs を基準とし、損傷燃料の組成で規格化した濃度(汚染源からの相対的な移行の割合、「輸

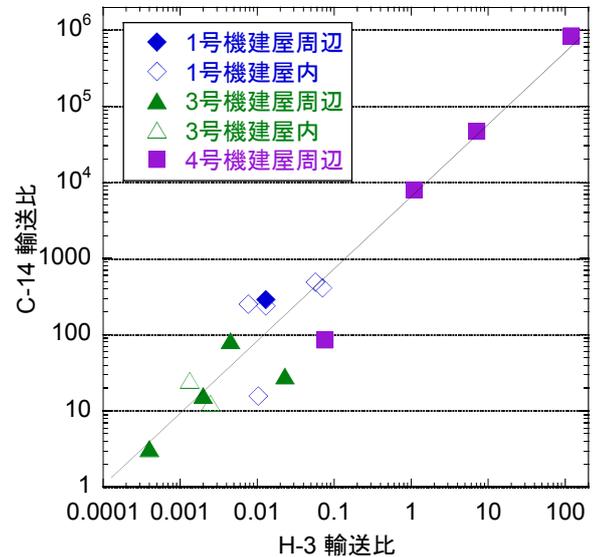


図 2 原子炉建屋の内外で採取された試料への ^3H と ^{14}C の輸送比の相関

トリチウム (^3H) と炭素 14 (^{14}C) の輸送比は幅広い値を取りますので、Cs とは別に移行した可能性があるとみられます。また、 ^3H と ^{14}C が相関しますので、これらはともに移行したものと考えられます。

送比」と呼ぶ) を用いました。

1F の 1～3号機原子炉建屋の内部で採取された瓦礫や床塗装の試料については、核分裂生成物の汚染はセシウム、テクネチウム、水素(トリチウム、 ^3H)、ストロンチウムの順に大きく、希土類元素(ユウロピウム)、超ウラン元素(プルトニウム、アメリシウム、キュリウム)は互いに同様であり、損傷した燃料からの移行が小さいことが分かりました(図 1)。揮発性の高い元素の輸送比が大きい傾向があり、また、輸送比はユニット(号機)により異なっており、事故進展の違いによる影響がうかがわれます。

炭素 14 (^{14}C) は放射化生成物であり、燃料の被覆管に含まれます。 ^{14}C の輸送比が大きいことは、被覆管が大きく損傷した結果であると考えられます。水素 (^3H) は核分裂生成物ですが、一部が被覆管に移行するので、その寄与があるものと見られます。 ^{14}C と ^3H の種々の瓦礫試料への輸送比はばらついており、その一方で相関します(図 2)。これは被覆管に含まれていた核種が、セシウムのように燃料に含まれる成分とは別に移行したことを示唆しています。コバルト 60 (^{60}Co) は不揮発性ですが、大きな値を示しており、損傷した燃料の値からの寄与が大きいものと考えられます。

瓦礫のデータを 1F 構内の土壌と比べると、ストロンチウムやアクチニド元素の輸送比は似ており、不揮発性核

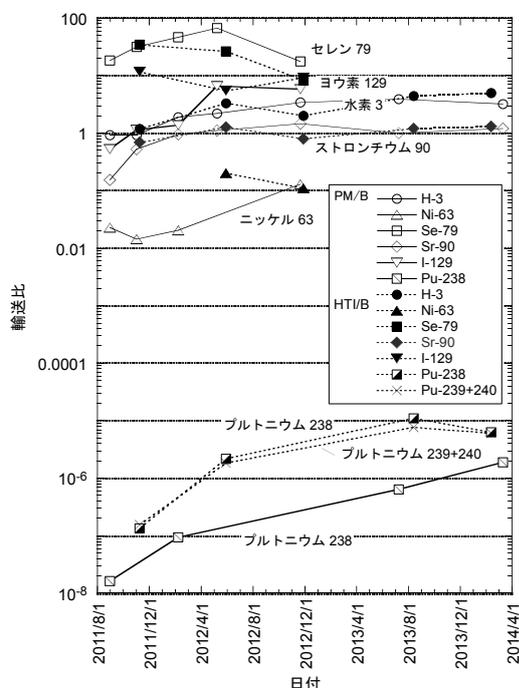


図3 集中廃棄物処理建屋(プロセス主建屋 (PM/B) と高温焼却炉建屋 (HTI/B)の滞留水への核種の輸送比

揮発性のセレンやヨウ素は水に対してもセシウムに比べて移行しやすかったことがわかります。また、汚染水の処理が始められた2011年の夏以後は核種の移行に急激な変化はなかったものと考えられます。

種の組成は類似していると言えます。一方で、揮発性の核種は物質によって検出される核種が異なり、核種の定着する過程が影響するとみられます。

(3) 水の汚染

損傷燃料を冷却するために注入された淡水は、燃料との接触によって汚染されます。汚染水は、原子炉建屋からタービン建屋、集中廃棄物処理建屋へと移行し、それぞれの地下部分を汚染していきます。将来の廃止措置においては、汚染水の影響を受けた廃棄物も取り扱うこととなるので、汚染水の情報が重要となります。

汚染水に検出される核種は瓦礫と少し異なりますが、汚染水への輸送比はおおむねセレン、ヨウ素、³H、セシウム、ストロンチウム、ニッケル、プルトニウムの順です(図3)。揮発性の高いセレンやヨウ素は水への移行も大きいと言えます。

³H とストロンチウムの輸送比は瓦礫に比べると大きく、水溶性である性質が寄与しているものと考えられます。ストロンチウムは、事故後当初は輸送比が小さく、1年ほど徐々に増加してセシウムと同様となりました。燃料が損傷した時の水への移行は、空気を經由した間接的なものであった可能性を示唆し、ユニットにより輸送比が異なる場合もあるので、事故事象の進展による影響を反映しているものと思われます。プルトニウムの移行は瓦礫と同様に小さいものでした。

表1 汚染に関わる元素の分類

分析データを基にして汚染のふるまいを整理すると、現在のところは8つの元素群に分けることが適当であると考えられます。複数の汚染源を考える必要があり、汚染に対する寄与は汚染物・廃棄物により異なる場合があります。

分類	元素*	汚染源	
		燃料	放射化生成物
軽元素	H	✓	
	C		✓
アルカリ金属	Rb, Cs	✓	
アルカリ土類	Ca		✓
	Sr, Ba	✓	
遷移金属	Mn, Fe, Co, Ni		✓
	Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Sb	✓	
カルコゲン	Se, Te	✓	
希土類, アクチノイド	Y, Zr, Nb, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, U, Np, Pu, Am, Cm	✓	
ハロゲン	Cl		✓
	Br, I	✓	
希ガス	Kr, Xe	✓	

* 分析値がない核種の推定を含む。

(4) 汚染に関する元素の分類

瓦礫や汚染水への輸送比のデータから、汚染の傾向が元素の化学的な性質によって整理できるのではないかと期待されます。これまでに得られたデータを基にして、元素をいくつかのグループに分類することを試みました(表1)。

セシウムは検出が容易で広く拡散しているので基準として適当な元素であり、他の元素とは異なるふるまいを示すことから独立して分類します。³H と ¹⁴C は瓦礫の他に植物についても相関する傾向があり、由来は異なりますがまとめた分類が良いと思われます。アルカリ土類金属のストロンチウムとバリウムは、空気経由の汚染が小さいのでアルカリ金属元素と分けず。セレン、テルルとヨウ素は輸送比が大きい元素群であり、カルコゲンとハロゲンとして分類します。希土類元素とアクチノイド元素は輸送比がごく小さく、これらは一まとめとします。

汚染源として、損傷した燃料とともに、事故発生の当時存在した放射化生成物も考慮する必要があり、表ではこれを分けて示しました。汚染の濃度推定は、この分類を参考として対象物ごとに核種の移行した割合を推定していきます。また、この分類は分析データの蓄積に伴い、見直していきます。

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

《参考文献》 ・ Y. Koma et al., "Radioactive Contamination of Several Materials following the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident," Nuclear Materials and Energy, in press. <http://dx.doi.org/10.1016/j.nme.2016.08.015>
 ・ 駒 義和 他, "福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発, (9) 分析データに基づく核種移行に関する考察," 日本原子力学会「2016年秋の大会」, 1E18, 平成28年9月7-9日, 久留米シティプラザ (2016).

3-3 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(1)

— 実規模吸着塔によるセシウム吸着試験 —

廃炉国際共同研究センター廃棄物処理処分ディビジョン 保管機器健全性評価グループ 山岸 功、佐藤 博之、木村 茂

(1) はじめに

滞留水処理の二次廃棄物として、放射性セシウム(Cs)を吸着した吸着塔が発生します。強い放射能を帯びた吸着塔の内部から試料を採取することは困難なため、吸着塔内のCs放射能分布を解析する手法を開発しています。手法の妥当性検証の一環として、第二セシウム吸着装置(SARRY™)の実規模試験体を用いて、Cs安定同位体の吸着試験を行い、試験体内のCs吸着分布を調べました。

(2) 使用済みセシウム吸着塔

滞留水に含まれるCsの除去には、ゼオライト系無機吸着材をステンレス鋼製容器に充填した吸着塔が使用され、セシウム吸着装置およびSARRY™からは、使用済み吸着塔が二次廃棄物として発生します。初期の吸着塔は、放射能濃度および海水濃度の高い滞留水を処理しており、長期保管時の健全性評価が重要です。本研究では、放射線や発熱分布のもとになるゼオライト充填層中のCs濃度分布について、実規模の吸着塔を用いて調査しました。

(3) 実規模試験体によるセシウム吸着試験

実寸大のSARRY™吸着塔内部試験体(内径約90 cm、ゼオライト吸着材IE96を充填)を含む吸着試験装置(図1)は、これまで塩分洗浄試験[1]に用いたものです。現地では滞留水(Cs濃度2 ppm以下)を連続的に吸着塔に通水しますが、本試験では約3 m³のタンクにNaClとCsClの混合溶液(約6,000 ppm-Cl、8 ppm-Cs)を調整し、1回あたり2.4 m³を流速15 m³/hで通水する断続的条件下で、1月半かけて総量50.4 m³を通水しました。これらの条件は、原子力機構が開発した吸着解析コード(Zeolite-Adsorption Column Code : ZACコード)の予備解析と分析感度をもとに設定しました。通水後、純水で洗浄し、専用の試料採取治具を用いて試験体の深さ方向にゼオライト試料を採取しました。各試料中のCsを熱濃硝酸で溶出させて原子吸光分光分析法とICP-MSで定量し、ゼオライト充填層のCs濃度分布を求めました。

(4) ゼオライト層の試料採取(SUS製治具)

試験体に充填された砂状のゼオライト試料を、表層から規定の深さで採取する方法を検討しました。最も簡単な構造は、表層から管を挿し、管上部の空気層を陰圧にして充填層試料を引き抜くものです。しかし、樹脂製の管を用いた予備試験では、挿入した管の深さの半分以下の試料層しか回収できませんでした。挿入した管の先端を閉じて引き抜く方法も検討しましたが、下端閉止が確認できず、試料回収が不十分でした。このため、二重管構造を採用することにしました。

3 mm厚の内管、5 mm厚の外管ともにSUS製の二重管式採取治具の写真を図2(a)に示します。充填層の深部

まで挿入できるよう、上部をハンマーで叩ける頑丈な構造で約10 kgの重量があります。内管に水を満たした二重管を充填層に挿入し、内管を90°ずつ回転させることで、内管の採取窓(窓無し0°、上段窓90°、中段窓180°、下段窓270°)が外管の採取窓と一致して、流動性の試料を内管に取り込みます。内管は高さ3 cmごとに仕切られたセルになっており、深さ1 mまでの試料を34分割で採取できます。このSUS製治具を、図3(b)に示すように、吸着材充填口から充填層に挿入しました。表面を0 cmとすると、治具の自重で20.4 cmまで沈み、78.4 cmまで手で挿入できましたが、ハンマーで叩いても98.8 cmしか挿入できませんでした。採取した試料の重量(相対湿度80 %RH)を図3(a)の白丸(○)で示します。最下段セルの採取量が極端に少なく、他のセルには4~6 gが採取されました。平成26年度の塩分洗浄試験で用いたゼオライトの平均充填密度0.726 g/80%RH/mL-充填層を用い、充填層深さ方向のCs濃度分布を算出した結果を、図4の白丸(○)で示します。Cs吸着は充填層の上部から下部へ進行しますが、最深部でCs濃度が大きく上昇しており、また、Cs吸着量1527 gがCs投入量403 gより過大に評価されました。治具挿入時に、上層の高Cs濃度試料が下層試料に混入したことが原因と判明しました。

(5) ゼオライト層の試料採取(改良塩ビ製治具)

上層試料を下層に巻き込む混入を防ぐため、充填層に接する外管の材質を平滑な透明塩ビ製に変更し、厚みも3 mmに薄くしました。塩ビ製治具の外管を図2(b)に示します。外管の採取窓形状を細長いスリットにすることで、採取窓に巻き込まれる混入量を低減しました。また、試料採取量は1 g程度で十分なため、ゴムパッキンでセル体積を減らし、充填層の乱れを抑制しました。塩ビ製治具で採取した試料の重量は、図3(a)の黒丸(●)で示すように、約3 gを各セルに均等採取できました。Cs濃度分布は、図4の黒丸(●)で示すように、上層から下層への吸着進行に対応した結果が得られました。また、Cs吸着量は535 gとなり、Cs投入量に近い値が得られることを確認しました。

(6) 今後の展開

実規模試験体を用いたCs吸着分布測定試験において、砂状試料を規定の深さから採取するための治具を作成しました。本試験結果は、吸着解析ZACコードの検証と改良に活用する予定です。

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

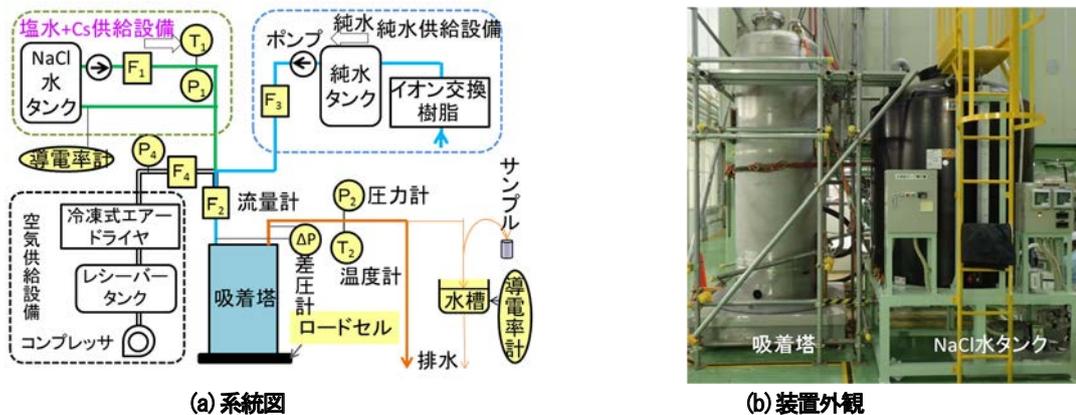


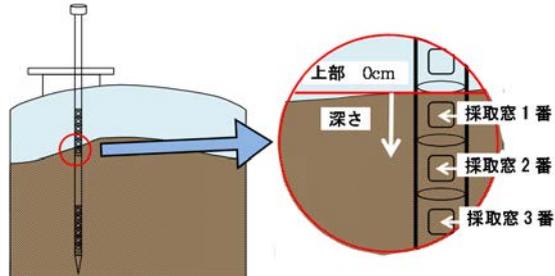
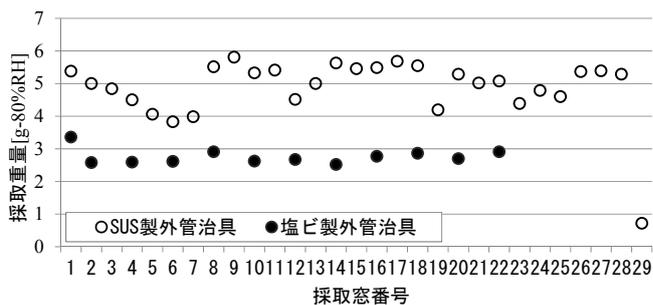
図1 吸着試験装置の構成

第二セシウム吸着装置 (SARRY™) の吸着塔部試験体 (内径約 90 cm、ゼオライト吸着材 IE96 充填) を含む吸着試験装置の外観と系統図です。



図2 二重管式採取治具の外観

試験体からゼオライトを採取するための二種類の治具。SUS 製内管は共通で、1/4 回転ごとに採取窓が、閉止、上段窓開、中段窓開、下段窓開となり、外管の採取窓と一致したときに、流動性の試料を内管に取り込みます。写真(b)は中段窓開の状態。



(a) 採取した吸着材試料の重量

(b) 治具の挿入および試料採取

図3 吸着材試料の採取

SUS 製治具の採取量は変動が大きく、硬い最深部層の採取量が極端に少ないです。改良塩ビ製治具では、均一な採取量を確保できました。

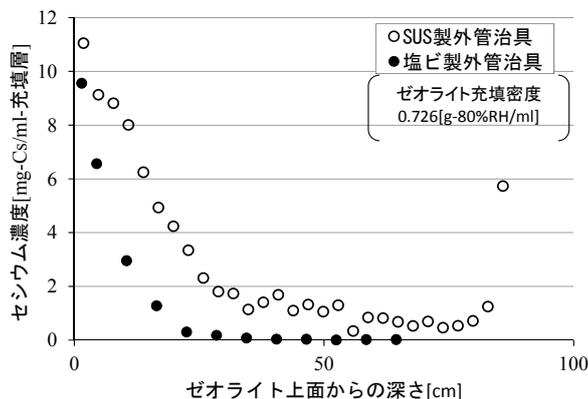


図4 SARRY™ 試験体内の Cs 吸着濃度分布測定値

SUS 製治具では、上層試料が下層試料に混入し、Cs 濃度分布と吸着量の測定精度が不十分でした。

改良を施した塩ビ製治具で採取することで、測定精度が大きく向上しました。

《参考文献》 佐藤 博之, 他, “廃ゼオライトの長期保管方策の検討 (10) SARRY 吸着塔のセシウム吸着分布試験”, 日本原子力学会 2016 春の年会予稿集, (2016).

《引用文献》 [1] 佐藤 博之, 他, “廃ゼオライト長期保管方策の検討; (7) SARRY 吸着塔の実機流量塩分洗浄試験”, 日本原子力学会 2015 春の年会予稿集, (2015).

3-4 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)

— ALPS 模擬炭酸塩スラリーの照射実験 —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分ディビジョン 保管機器健全性評価グループ 本岡 隆文、永石 隆二、山岸 功

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)の汚染水処理では、汚染水から放射性Csを吸着除去した水を逆浸透膜(RO)により不純物を濃縮してからALPSの前処理設備で凝集沈殿処理します。ALPS運用初期(既設)は鉄共沈の後に炭酸塩沈殿処理を行っていましたが、現在(増設)は鉄共沈を経ずに炭酸塩沈殿処理しています。前処置設備で発生する炭酸塩スラリーは、高性能容器(HIC)に保管されていますが、増設の炭酸塩スラリーを収納したHICの一部で、内部の水位上昇と外部にたまり水が観察されるとともに、気相部で水素ガスが検出されました[1]。

そこで、HICで発生した水位上昇の原因を解明する基礎研究として、模擬炭酸塩スラリーに γ 線を高線量率で照射する加速試験を行いました。水たまり発生事象の要因は放射線分解による炭酸塩スラリー内でのガス発生と考えて、炭酸塩スラリー内でのガス発生及び保持挙動を主に調べました。

(2) ALPS 模擬炭酸塩スラリー

実機HIC内にある炭酸塩スラリーの化学分析及び核種分析では、主成分は水酸化マグネシウム($Mg(OH)_2$)と炭酸カルシウム($CaCO_3$)であり、 β 線を放出するSr-90とY-90が主放射性核種であったと報告されています[1]。本試験では模擬炭酸塩スラリーに、外部からCo-60の γ 線を照射することでHIC内の放射線環境を模擬することにしました。模擬炭酸塩スラリーの水以外の主固形成分は $Mg(OH)_2$ と($CaCO_3$)です。模擬炭酸塩スラリーは、人工海水マリンアートを水で3倍希釈後にCa濃度を調整した原水を連続凝集装置に供給し、 Na_2CO_3 、 $NaOH$ 水溶液でpH12に調整しながら炭酸塩スラリーを生成後、これをクロスフローフィルターでろ過して作成しています。

(3) γ 線照射下での模擬炭酸塩スラリーからのガス発生挙動

実炭酸塩スラリーでは β 線核種Sr-90とY-90が主放射線源でありCo-60は γ 線核種ですが水へのエネルギー付与がほぼ同じと考えられることから、模擬炭酸塩スラリーにCo-60の γ 線を照射しガス発生挙動を調査しました。実験は量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所のCo-60照射施設を利用しました。

γ 線照射時に発生した主ガスは水素ガスでした。図1にスラリー高さを変えて4.6kGy/hで約25kGy以内で照射した際の水素ガス濃度を示します。照射直後の濃度と振動攪拌によりスラリーからガスを強制排気した際の水素ガス濃度を単位エネルギーあたりの発生量(G値)で示しています。炭酸塩スラリー高さが高くなる(ガスが抜けるまでの距離が長くなる)ほど、G値は小さくなっていましたが、強制排気した際の水素ガス濃度はほぼ同じでした。このことから、炭酸塩スラリー層が厚くなるとガスが抜け難くなり、炭酸塩スラリー層に滞留・保持されることがわかりました。

(4) γ 線照射下での模擬炭酸塩スラリーのガス保持挙動

模擬炭酸塩スラリーを内径20mmの平底石英管に充填し1日静置した後に、吸収線量率8.5kGy/h、積算で48時間 γ 線を照射しました。水位変化を目視確認するとともに写真撮影しました。PMMA線量計と酢酸セルロースフィルム線量計で測定した積算線量は約410kGyでした。

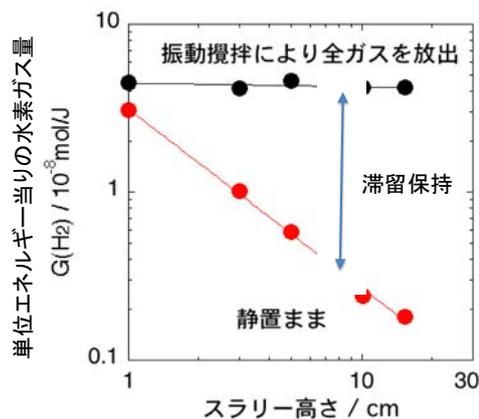


図1 スラリー高さとお水素ガス量の関係

スラリー層が厚くなると滞留保持される量が増えました。

比較として γ 線照射なし(非照射)でも実験を行いました。なお、本実験での吸収線量率はHICでの推定最大吸収線量率の約340倍に相当します[1]。

図2に懸濁物(SS)濃度95g/Lの模擬炭酸塩スラリーについて、 γ 線照射と非照射での外観の時間変化写真を示します。8.5kGy/hで照射した6時間後に約5mmの水位の上昇が認められました。22時間後にスラリー上部に透明な上澄みが現れました。水位は徐々に上昇し、照射44時間後に約10mmの水位上昇となりました。一方、非照射では120日(約2900時間)経過しても水位は同じでした。

図3に示すように、照射22時間後に明瞭にスラリー内に気泡が観察されました。照射28時間後の写真では気泡がスラリー内から上澄みに移動して形成したと推察される界面での凹凸を観察しました。今回の実験では、 γ 線照射時に観察された水位上昇の要因は炭酸塩スラリー内のガス蓄積による体積膨張であると考えられます。HICたまり水発生事象に炭酸塩スラリー内でのガス蓄積が寄与していることが示唆されました。

図4には γ 線照射時の水位の時間変動を示します。異なる日程で実験を3回実施した結果です。夜間は観察不可であったためプロットが欠如していますが、水位は最高点に到達後、水位上昇と低下(ガス蓄積と放出)を繰り返しながら、全体的に時間経過につれて水位は低下していく傾向にあると推定されます。この傾向は、照射時間とともにガスが抜けやすい上澄み液部分が増加し、ガ

スが蓄積しやすいスラリー部分が減少することと関係があります。

(5) γ 線照射後の模擬炭酸塩スラリー

γ 線照射後に石英管の高さ別に炭酸塩スラリーの分析を行いました。SS濃度 148g/L での pH と Mg 濃度結果を図 5 に示します。非照射では pH と Mg イオン濃度はどの位置でもほぼ同じでしたが、 γ 線照射すると新たに出現した上澄み液で pH と Mg 濃度が大きく変化していました。

低 pH では Mg は $\text{Mg}(\text{OH})_2$ より Mg イオン (Mg^{2+}) として安定存在することと関係があります。上澄み液が生成した原因は不明ですが、X 線回折測定では照射前後でスラリー固形成分 ($\text{Mg}(\text{OH})_2$ と CaCO_3) の化学形態の変化は認められなかったことから、 $\text{Mg}(\text{OH})_2$ と CaCO_3 に結合していた水が放射線の影響で乖離したことが予想されます。

今後、実機 HIC に近い低線量率での実験も行い炭酸塩スラリーでのガス保持挙動を詳細に調査します。

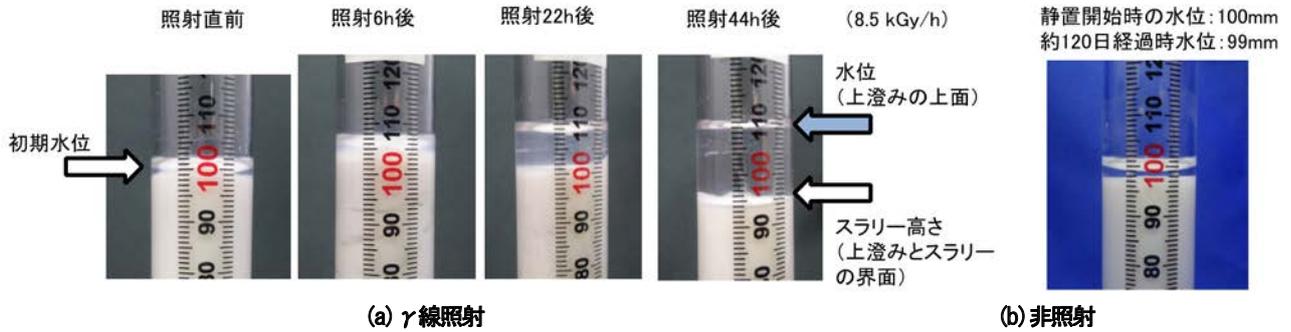


図 2 γ 線照射と非照射での石英管に充填した模擬炭酸塩スラリーの外観
透明な部分が上澄みです。 γ 線照射の影響で出現したと考えられます。

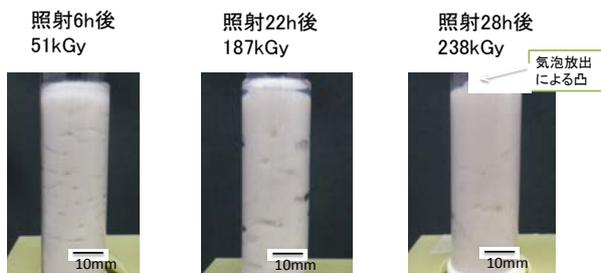


図 3 γ 線照射時に観察されたスラリー内の気泡
目盛りのない石英管の背面側を観察しています。

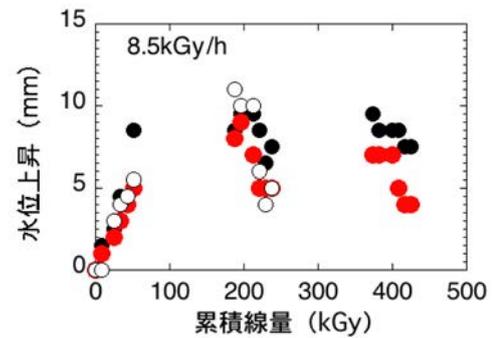


図 4 水位上昇の時間変化

最高点に到達後、水位は低下する傾向にあります。

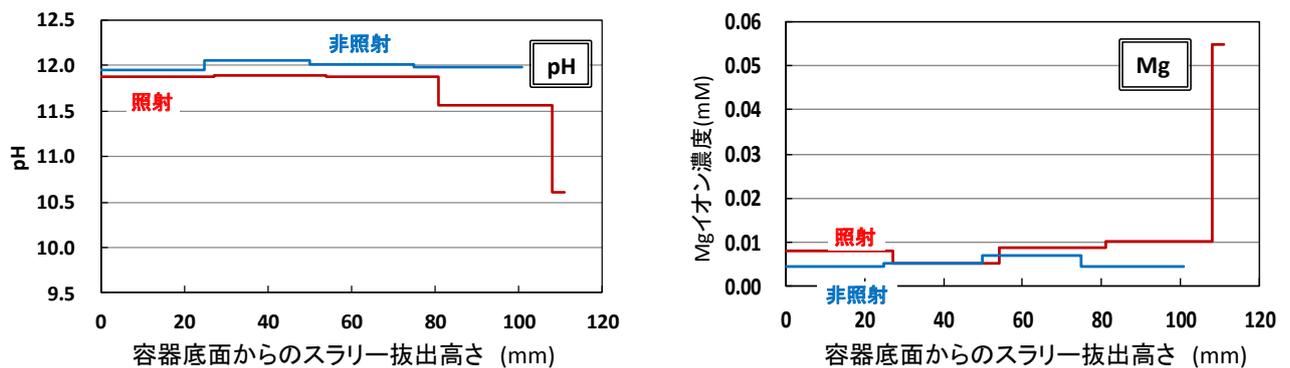


図 5 γ 線照射時のスラリーの pH と Mg イオン濃度の変化
高さ毎にスラリーを抜きし限界ろ過により採取した液を分析しました。

《参考文献》 山岸功, 本岡隆文, 永石隆二, “HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験 (1)試験概要, (2)ガンマ線照射下での模擬炭酸塩スラリーのガス保持挙動試験, (3)模擬炭酸塩スラリーの放射線分解挙動に関する研究”, 日本原子力学会 2016 春の年会予稿集, (2016).

《引用文献》 [1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況 (TEPCO), 特定原子力施設監視・評価検討会資料 (第 34,35,36 回).

3-5 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(3)

— 処理技術の評価検討と固化基礎試験 —

バックエンド研究開発部門 環境技術開発センター 基盤技術研究開発部 廃棄物処理技術 Gr
佐藤 淳也、加藤 潤、榊原 哲朗、中澤 修
バックエンド研究開発部門 再処理技術開発センター 環境保全部 処理第2課 松島 怜達、佐藤 史紀、齋藤 恭央、小島 順二
バックエンド研究開発部門 廃棄物対策・埋設事業統括部 目黒 義弘

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)では、汚染水処理工程から発生する汚染水処理二次廃棄物、事故由来のがれき・伐採木、廃炉によって発生する解体廃棄物等、様々な廃棄物が発生しています。これらを処分するためには、前処理技術や固化技術を用いて処分可能な形態に変える廃棄体化が必要です。中でも汚染水処理二次廃棄物はこれまでに発生例の少ない放射性廃棄物であることから、従来の処理技術が適用できるかどうかから検討を始めなければなりません。汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化を実現するためには、文献調査や基礎試験により数ある前処理技術や固化技術から実現可能な技術を絞り込み、技術の工学的な実証へとつなげる必要があります。

(2) 概要

2014年度は、前処理技術と固化技術の文献調査を行い、放射性廃棄物の処理に関して実用規模での運用実績のある前処理技術8種類(脱水処理、乾燥処理、焼却処理、ガス化处理、圧縮処理、溶融処理、切断処理、粉碎処理)と固化技術12種類(セメント混練固化、ジオポリマー固化、水ガラス固化、アスファルト固化、プラスチック固化、ガラス固化、溶融固化、焼結固化、水熱固化、熱間等方圧加圧(HIP)固化、ペレット成型・圧縮固化、モルタル充填固化)について、技術の絞り込みに必要な情報をとりまとめて技術カタログを作成しました。また、技術の評価を試行するため、汚染水処理二次廃棄物であるスラッジについて固化基礎試験を行い、固化に係る基礎データを取得しました。2015年度は調査した技術のうちどの技術を廃棄体化に適用するかを検討に向けて、廃棄体化技術の評価方法を検討するとともに、スラッジに適用する処理技術の評価を試みました。処理の前例のないその他の汚染水処理二次廃棄物についても、文献調査のみでは十分な情報が得られないため、固化基礎試験によりデータの取得を行いました。

(3) 成果

1) 廃棄体化技術の絞り込み

廃棄体化技術の絞り込みの検討にあたって、まず廃棄物の評価項目を検討しました。評価の目的は、1Fで発生する廃棄物の種類ごとに、廃棄体化できる技術の経路を複数見つけることです。評価項目を①前処理の必要性、②前処理技術の適用性(廃棄物にどの前処理技術を適用すべきか)、③処理済み廃棄物の特性(前処理後の廃棄物の性状)、④固化の必要性、⑤固化技術の適用性(廃棄物にどの固化技術を適用すべきか)、⑥廃棄体化技術の適用

性(廃棄物の固化物をどの技術で廃棄体にするか)、⑦廃棄物の特性(最終的にどのような廃棄体ができるか)として、各廃棄物について要否や適否を技術カタログのデータまたは汚染水処理二次廃棄物について固化基礎試験により得られたデータを基に検討することとしました。

この評価方法により廃棄物を廃棄体化するまでの経路を見つけられるかを確かめるため、除染装置のスラッジ(水と粒状の固形物が混ざった懸濁物、有害なシアン化合物を含む)について評価を試みました。その結果、8種類の前処理技術のうち焼却処理を用いて脱水とシアン化合物の分解を行い、処理物にセメント混練固化技術、ジオポリマー固化技術、ガラス固化技術のいずれかを適用することで廃棄体化できることが分かりました。

2) 固化基礎試験

H27年度は、セメント固化試験及び焼結固化試験により汚染水処理二次廃棄物の基礎データを取得しました。セメント固化試験では第二セシウム吸着装置から発生するケイチタン酸(セシウム吸着材)を対象としました。また、焼結固化試験では、多核種除去設備から発生する鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリー(沈殿生成物)、第二セシウム吸着装置から発生するゼオライト(セシウム吸着材)及びケイチタン酸を対象に試験を行いました。

① 模擬廃棄物の作製

固化基礎試験に先立ち、試験に使用する模擬廃棄物を作製しました。鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーは市販の試薬により模擬汚染水を調整した後、実際の設備の運転情報に基づいて核種の共沈・水分調整を行い調製しました。ゼオライト及びケイチタン酸は、溶液中で模擬核種を吸着させた後、ろ過・乾燥したものを試験に用いました。模擬廃棄物を作製する際は、後に述べる浸出率の測定試験を行うために非放射性的の金属塩(セシウム塩、ストロンチウム塩など)を模擬核種として添加しました。

② セメント固化試験

ケイチタン酸の模擬廃棄物をセメントによって固める試験を行いました。セメントは建材等に使用されている普通ポルトランドセメント(OPC)と、OPCに高炉スラグ(製鉄における副産物)を加えて強度等の性能を高めた高炉スラグセメントB種(BB)の二種類を使用しました。ケイチタン酸とセメントと水を混練し、直径28mm、高さ56mmの円柱状の固化体を作製しました。この際、ケイチタン酸の割合を変えた固化体を作製しました。硬化に要する日数や固化体の外観を観察するとともに、28日間養生した後の一軸圧縮強度、セシウムの浸出性を測定



図1 セメント固化試料の外観

ケイチタン酸を固化したセメント固化試料の外観を示します。ひび割れや膨張、材料分離などは観察されませんでした。

しました。

試験の結果、図1に示すように1日でひび割れや材料の分離等のない固化体を作製できました。強度測定の結果、ケイチタン酸を全体の30wt%もしくは40wt%加えた条件では10MPa以上の強度を持つことが分かりました。しかし、ケイチタン酸の添加量をこれより増やすと強度は急激に低くなりました。また、セメントからのセシウムの浸出率（水への漏れやすさ）はすべての固化体（30,40,50wt%）で検出下限値（0.03%）未満となり、固化体に大部分のセシウムが閉じ込められたままになっていることが分かりました。

③ 焼結固化試験

鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー、ゼオライト及びケイチタン酸の模擬廃棄物を、圧縮・加熱して固化する試験を行いました。圧縮体を作製する際は、強度を得るための添加剤（アロフェン）の添加率（5,20,50wt%）を条件とするとともに、加熱温度は500℃、900℃、1200℃としました。鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーの固化体では、添加剤を加えない条件では強度が低く、亀裂や欠けが観察されました。一方、加えた条件では強度が高くなり、亀裂や欠けは見られませんでした。ゼオライトの固化体では、添加剤の有無にかかわらず強度が高くなりました。また、添加した固化体は、500℃程度の焼成温度



図2 焼結固化試料の外観

選定した良好な固化試料の外観を示します。

左から、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸の固化体

でも強度が高くなることが分かりました。

ケイチタン酸の固化体も添加剤の有無にかかわらず高強度の固化体ができました。これらの結果から、良好な固化条件は鉄共沈スラリー（900℃・アロフェン20%）、炭酸塩スラリー（1200℃・アロフェン20%）、ゼオライト（900℃・添加剤無）、ケイチタン酸（900℃・アロフェン20%）であることが分かりました。良好な固化体を図2に示します。

良好な固化体について、摩擦による質量減少率（ペレットの硬さの指標）と模擬核種の浸出率を調べました。結果を表1に示します。鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーの固化体では摩擦による質量減少率が大きく、比較的軟らかい結果となりました。また、炭酸塩スラリーの固化体からはストロンチウムが多く浸出しました。ゼオライト及びケイチタン酸の固化体では、良好な硬さと低い浸出率を有していることが分かりました。

表1 固化試料の特性評価結果

固化試料の摩擦による質量減少率と、水に漬けたときの模擬核種の浸出率を示しました。

模擬廃棄物	摩擦による 質量減少率(%)	模擬核種の浸出率 (%, 測定元素)
鉄共沈スラリー	10.8	<0.03 (Co, Ni, Eu)
炭酸塩スラリー	25.1	8.6 (Sr), 0.05 (Co) 0.22 (Ni), <0.03 (Eu)
ゼオライト	0.3	<0.03 (Cs)
ケイチタン酸	0.6	0.16 (Cs)

(4) 今後の展開

今後は、他の固化技術についても汚染水処理二次廃棄物の固化基礎試験を行い、技術の絞り込みに向けた基礎データを集めていく予定です。また、絞り込みのための評価を他の廃棄物に対しても実施し、廃棄物ごとに廃棄体を作製できる技術を選定していく予定です。

- 《引用文献》
- [1] 佐藤淳也ほか; “汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型及び焼結固化試験 (1) 汚染水処理二次廃棄物の現状と焼結固化試験概要”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 3F11, 2016
 - [2] 佐藤淳也ほか; “汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型及び焼結固化試験 (2) 圧縮成型と焼結固化試験”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 3F12, 2016
 - [3] 佐藤淳也ほか; “汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型及び焼結固化試験 (3) 焼結固化体の浸出性評価”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 3F13, 2016

3-6 事故廃棄物の処分に向けて

— 適切な処分概念構築と安全評価のための基盤技術整備 —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処分技術開発グループ 大井 貴夫、小田 治恵、牧野 仁史、舘 幸男

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故に伴い発生する廃棄物（1F 廃棄物）は、破損燃料に由来した放射性物質の付着、塩分の含有等、従来の原子力発電所で計画的に発生していた廃棄物とは特徴が異なり、発生・汚染状況に不明な点が多くあります。そのため、廃棄物の核種インベントリ等の性状や物量の推定には大きな不確実性が含まれます。

このような状況の下、原子力機構では、処分を見据えた廃棄物管理プロジェクトの進展に有用な情報を提供すること、さらには、性状把握等の情報の蓄積が進み不確実性が低減された場合に適切な安全評価が実施できるようにするため、必要な技術情報を見直し整備することを目的として、「1F 廃棄物の処分研究」を実施しています。

1F 廃棄物の処分研究では、現時点での性状把握や処理の研究から得られる情報に基づき、既存の処分に関する評価技術／情報を駆使した評価を実施しています。この評価を性状把握等の情報の進展に応じて繰り返し実施することで、性状把握や処理の研究に有用な情報をフィードバックしつつ、1F 廃棄物に対する適切な処分概念を構築するための基礎情報の蓄積を図っているところです。これらを表す 1F 廃棄物の処分研究の検討のフローを図 1 に示します。

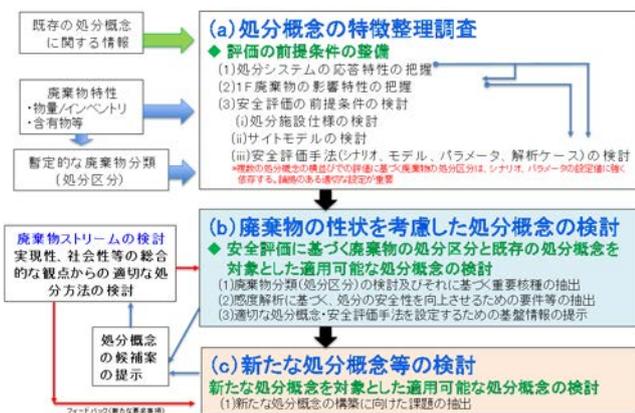


図 1 1F 廃棄物の処分研究の検討のフロー

主要な検討項目は以下の通りです。

- ① 処分システムの応答特性の把握
- ② 1F 廃棄物の影響特性の把握
- ③ 安全評価の前提条件の検討
- ④ 廃棄物分類（処分区分）の検討及びそれに基づく重要核種の抽出
- ⑤ 感度解析に基づく処分の安全性を向上させるための要件の抽出
- ⑥ 適切な処分概念・安全評価手法を設定するための基盤情報提示
- ⑦ 新たな処分概念の構築に向けた課題の抽出

ここでは、H27 年度に実施した基盤的検討の結果として、「処分システムの応答特性の把握」と「1F 廃棄物の影響特性の把握」の検討について紹介します。

(2) 処分システムの応答特性の把握

処分システムからの核種放出率に関する解析解が導出され、パラメータの変動に対する放出率の変化（処分システムの応答特性）を定量的に把握できるようになれば、与えられた条件下で処分の安全性に影響を及ぼすパラメータの同定やその閾値を把握することが容易になります。この結果得られる情報は、安全評価において対象とする解析ケースの設定や重要となるデータ取得の優先順位等の検討に資する重要な情報になるものです。

本検討では、1F 廃棄物の処分の安全評価に解析解から得られる情報を適用することを考え、既存の高レベル放射性廃棄物と TRU 廃棄物の地層処分システムに対する近似解析解[1]を 2 重の拡散媒体（余裕深度処分のシステムを近似した系）に拡張し、地層処分と余裕深度処分の人工バリアシステムの応答特性を概略把握することが可能な共通の近似解析解を導出しました。余裕深度処分システムを概略模擬した近似解析解の妥当性を示すため、数値解析コードから得られる結果と比較しました。その結果を図 2 に示します。図 2 から、近似解析解から得られる結果が、半減期の短い Sr90 においても比較的良好な一致の結果を与えることがわかります。また、図 2 は、拡散媒体 1, 2 の実効拡散係数が大きくなると、それが小さい場合に比べて人工バリア出口におけるフラックスの変化が小さくなる等のパラメータの変化に対するシステムの応答特性を反映した結果を示しています。

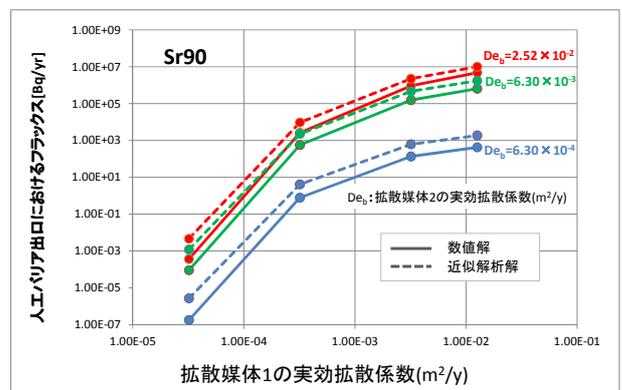


図 2 近似解析解と数値解析コードの結果の比較

近似解析解の検討では、このような応答特性の理解を容易にするために、以下に示すような崩壊を無視した形で示される簡略式を求めました。

$$F = \frac{I_0}{\left(\varepsilon_f R d_f V_f + \varepsilon_1 R d_1 V_1 + \varepsilon_2 R d_2 V_2 + \varepsilon_m R d_m V_m\right) \left(\frac{1}{Q} + \frac{1}{Q_{th1}} + \frac{1}{Q_{th2}}\right)}$$

$$\frac{1}{Q_{th1}} = \frac{(X_2 - X_1)}{D e_1 E_1} \left(\varepsilon_f R d_f V_f + \frac{1}{2} \varepsilon_1 R d_1 V_1\right)$$

$$\frac{1}{Q_{th2}} = \frac{(X_3 - X_2)}{D e_2 E_2} \left(\varepsilon_f R d_f V_f + \varepsilon_1 R d_1 V_1 + \frac{1}{2} \varepsilon_2 R d_2 V_2\right)$$

- n : 拡散領域の数
- F : 人工バリアからの最大核種放出率 (Bq /y)
- I₀ : 廃棄体中の初期の核種量 (Bq)
- ε : 空隙率 (-)
- Rd : 遅延係数 (-)
- V : 体積 (m³)
- f : 廃棄体充填材領域を表す添え字
- m : 掘削影響領域を表す添え字
- Q : 掘削影響領域を流れる地下水流量 (m³/y)
- Q_{thi} : 応答特性の区分値
- i : 拡散領域を表す添え字(i=1~n)

この簡略式において、Q および Q_{thi} の大小関係に基づいて示される式の型から、2つの拡散媒体の個々の収着、拡散係数、幾何形状の変化と人工バリアからの核種放出率の関係を定量的に把握できるようになりました。

(3) 1F 廃棄物の影響特性の把握

核種移行パラメータである収着分配係数(Kd)、拡散係数、溶解度等は、放射性廃棄物の処分の安全評価の結果を左右する重要なパラメータです。そのため、これらのパラメータを変化させる要因を検討し、その影響を把握することが重要となります。

本検討では、多種多様な1F 廃棄物の処理・処分の検討に資するため、1F 廃棄物に含まれる物質のうち、核種移行への影響が大きいと想定される主要な物質(影響物質)について、国内外の既往の知見を調査・整理しました。また、これらの物質の影響が、どのようなプロセス(発生、保管、処理、廃棄体化やその経緯で生じる反応など)でどのように変化する可能性があるか、また、どのような経路でバリア材の安全機能や核種移行パラメータなどに影響を及ぼす可能性があるかについて体系的に整理しました。さらに、処分の安全評価に用いる核種移行パラメータ設定に資するため、これらの存在を考慮した場合のパラメータ設定手法と設定事例についてまとめるとともに、ホウ酸が核種収着に及ぼす影響、セメント系材料中の核種移行挙動、ゼオライトへの核種収着特性等に関する試験を実施し、基礎データを整備しました。ここでは、H27 年度に整備した1F 廃棄物に含まれる影響物質に関する整理の結果とホウ酸が核種収着に及ぼす影響に関する試験結果から得られる情報について紹介します。

表1に、原廃棄物とそれに含まれる影響物質の関係を整理した結果を示します。この整理により、詳細に検討すべき影響物質の絞り込みが可能になりました。また、図3

には、Thのベントナイト(人工バリア材料のひとつ)への収着分配係数に対するホウ素の影響に関するデータ取得例を示しました。図3から、以下に示すホウ素の濃度の増加に対するThのベントナイト中の収着分配係数の変化の特徴が把握されました。

- ・ホウ素の濃度が1.0×10⁻³M以下では、収着分配係数に対するホウ素の影響は有意ではない(影響の閾値)。
- ・ホウ素の濃度が1.0×10⁻³Mを超えるとホウ素の濃度に比例して収着分配係数が低下する。

これらの結果は、廃棄物の性状が把握された際に核種移行パラメータの設定に資する重要な情報となります。

表1 原廃棄物とそれに含まれる影響物質の関係

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

*共存物質の(燃料付着物)は、付着有無により廃棄物の処分区分に影響。

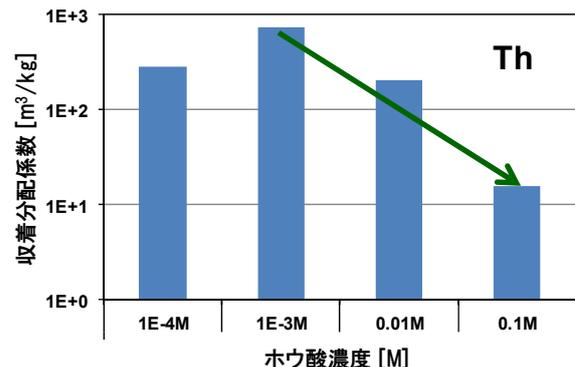


図3 ベントナイトのKdに対するホウ素の影響

(4) 今後の展開

処分の安全評価において最も重要なインベントリ等の性状把握に関する情報は、検討の進展に応じて逐次更新されていきます。そのため、これらの情報の更新に合わせて、上記の検討を繰り返し実施し、評価の信頼性を向上させていくことが重要です。

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

《引用文献》 [1] 原子力発電環境整備機構 地層処分低レベル放射性廃棄物の安全性向上に関する検討 NUMO-TR-14-03, pp4-1-4-36 (2014).

4 研究開発基盤の構築

— 檜葉遠隔技術開発センターと大熊分析・研究センター —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分ディビジョン 芦田 敬
企画調整室 明道 栄人

(1) 整備に係る経緯と計画

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）の1～4号機の廃炉等に向けた研究開発に関し、原子力災害対策本部が設置した「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」の第1回会議（2013年3月）において、「遠隔操作機器・装置の開発実証施設」と「放射性物質の分析・研究施設」の整備を行うことが決定されました。原子力機構がその任を受け、福島研究開発部門福島研究基盤創生センターでは、原子炉からの燃料デブリの取出しに係る技術開発と、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に係る2つの研究拠点の整備を進めています。この2つの研究拠点は、中長期ロードマップでそれぞれ「遠隔操作機器・装置の開発実証施設」（以降、檜葉遠隔技術開発センターと称す）と「放射性物質の分析・研究施設」（以降、大熊分析・研究センターと称す）として計画され福島県檜葉町と同大熊町に整備されます（図1）。

- ★ 檜葉遠隔技術開発センター（遠隔操作機器・装置の開発実証施設）
- ★ 大熊分析・研究センター（放射性物質の分析・研究施設）



図1 施設建設地

檜葉遠隔技術開発センター（檜葉町）は2016年度に本格運用を開始しました。大熊分析・研究センターは、福島県大熊町の1Fの隣接地に建設中であり、2017年度の運用開始を目指します。

(2) 檜葉遠隔技術開発センター

廃炉作業のためには、燃料デブリの取出しが必要となります。このために、主として「炉室内の状況調査」、「炉室内等の除染」及び「原子炉格納容器下部（以下、PCV下部）の漏洩箇所止水」が求められます。これらの作業は、高放射線量率下での作業となるため、遠隔操作機器（ロボット）が必要です。

高放射線量率下での作業を行う前に、模擬作業環境下での作業訓練や作業環境を模擬した施設・設備を用いた各種試験が必要であり、1Fとは別の場所に模擬環境を整備し、開発した技術の実証を図ることとしました。こうして、日本で初めて、原子力災害を主目的としたロボットなど遠隔技術の実証試験施設として、檜葉町の檜葉南工業団地内に檜葉遠隔技術開発センターを設置しました。本センターは、「研究管理棟」（4階建て：35mL×25mW×20mH）と、各種試験を実施できる「試験棟」（1階建て：60mL×80mW×40mH）から構成されています（図2）。

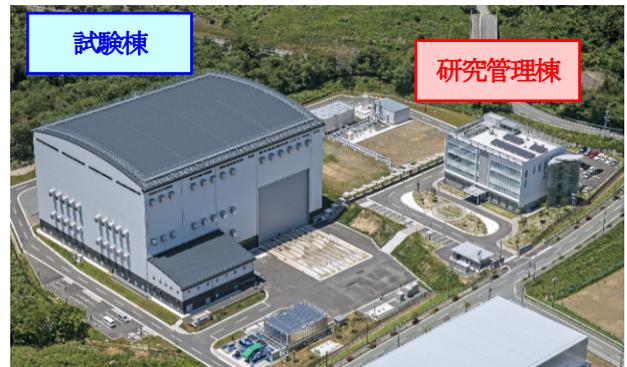


図2 檜葉遠隔技術開発センター全景

研究管理棟には、没入型バーチャルリアリティ（VR）システムを備えています。図3に示すように本VRシステムは、「仮想現実空間を用いて作業計画を策定可能であることによる作業方法・手順等の適切性の確保」や「容易に立ち入れない現場を仮想現実空間で体験することを通じた、作業員の教育及び遠隔操作機器の操作訓練」を可能としており、現在、1F 2号機（地下階、1階）のデータを装備しています。現在他号機へのデータ拡充を図っているところです。



図3 1F 2号機内を再現したVRシステム

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

試験棟には、国際廃炉研究開発機構（IRID）が進める「PCV下部の漏洩箇所補修のための止水技術に関する実証試験」や「1F建屋内での調査、除染等のために必要な遠隔操作機器の開発実証試験」等を実施するための各種試験設備が設置されています。

PCV下部を実規模で模擬した試験体、1F原子炉建屋内の階段構造（「モックアップ階段」）や水環境を任意に模擬することが可能な試験設備（「ロボット試験用水槽」）及びロボットの動きを精密に測定し、制御技術や操作技能の向上などが図れる設備（「モーションキャプチャ」）です。これらの他にも、附属建屋は、利用者スペース（「研究室」）や工作機器類を備えた工作室も有しており、試験や研究活動が行えるものとしています。これら試験設備を図4に示します。

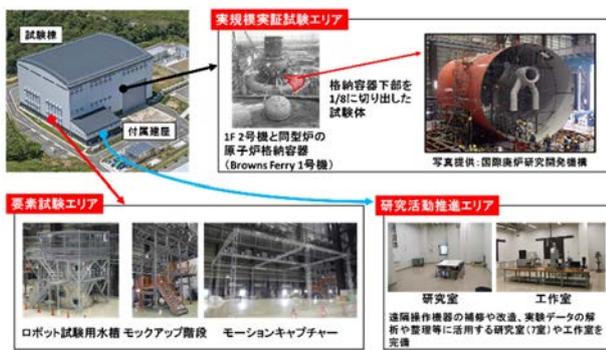


図4 試験棟内の配置例

試験棟では、実規模実証試験エリア(PCV下部を実規模で模擬した試験体を設置)、要素試験エリア(ロボット試験用水槽、モックアップ階段、モーションキャプチャー等)、研究活動推進エリアに分かれています。

これらの特徴的な設備を利用し、作業員の訓連やロボット開発等を通じた安全・着実な廃炉作業に資するため、設備の外部利用を行っています。利用に当たっては、ホームページから申込が可能で、年間を通じた利用募集を行っています。利用の手続きの流れを図5に示します。

この外部利用については、技術開発を通じた人材育成等の観点から、高等教育機関や中小企業を対象に、利用料金の1/2を免除する特別措置も設けております。

現在、関係機関、学会並びに各種団体等への施設の紹介や試験方法に関する説明など、利用促進に向けた取組みを鋭意行っています。また、利用いただいた利用者の方々や利用者候補の方々の意見を踏まえながら、更に利用しやすい施設となるよう運営・整備を進めていきます。



図5 利用申込の手続きについて

手続きは、以下のHPで可能です。利用料金などの詳細は、HPにて確認が可能です (<https://mrs.jaea.go.jp/mrs/>)。

(3) 大熊分析・研究センター

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(放射性核種の濃度や物理特性の評価等)の分析・評価」、「放射性廃棄物保管中の安全性の評価、放射性廃棄物の廃棄体化のための試験(放射性廃棄物を処分できる形態にするための実証試験)」、「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隣接地に大熊分析・研究センターの整備を進めています(図6)。



図6 大熊分析・研究センター

大熊分析・研究センターは、施設管理棟、第1棟、第2棟から構成され、幅広い線量率の放射性物質を扱うことができます。

同施設は、施設管理棟、低放射線量率のガレキ類および水処理二次廃棄物等を扱う第1棟、ならびに高放射線量率の水処理二次廃棄物および燃料デブリを扱う第2棟から構成されます。

分析技術者や職員等の居室やワークショップを有する施設管理棟は、本年9月に安全祈願祭・起工式を執り行い(図7)、建設を開始しました。第1棟及び第2棟については、放射性物質の取り扱いを行う施設であるため、特定原子力施設の変更認可申請の認可を経て建設を行うこととなります。2017年度からの一部運用開始を目指しています。

第1棟については、昨年度より詳細設計を進めており、本年9月に認可申請を行い、年度内の建設開始を目指しています。第2棟については、高線量率の放射性物質や燃料デブリの分析や試験項目について、最新の知見や有識者からの意見を仕様へ反映するため、外部有識者で構成する検討会を立ち上げて検討を開始しました。

大熊分析・研究センターの整備スケジュールを図8に示します。第2棟は、中長期ロードマップが示す燃料デブリ取り出し時期(2021年内)に整備を完了することを目指しています。



図7 安全祈願祭・起工式(2016年9月7日)

写真左から、福島県知事、長沢復興副大臣、児玉理事長、高木経済産業副大臣、戸谷文部科学審議官、渡辺大熊町長

項目	年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023
施設管理棟	設計・建設				安全祈願祭・起工式(9/7)							
第1棟	設計・建設				認可申請(9/23)					運用※		
第2棟	設計・建設										運用※	

※運用開始時期については、認可申請等も含めて精査中

図8 大熊分析・研究センターの整備スケジュール

5 環境モニタリング・マッピングの技術開発の全体概要

福島環境安全センター 計画管理室 時澤 孝之、竹安 正則

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

(1) 環境モニタリング

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の推移を明らかにするために、事故直後から文部科学省及び 2013 年度から原子力規制庁より委託を受けて継続している有人ヘリを用いた航空機モニタリングを 2015 年度も福島県を含む近隣地域において実施しました。また、無人ヘリは有人ヘリに比べて低高度で飛行が可能であり軌跡幅も細かく設定できるため、位置分解の高い空間線量率分布の測定が可能です。有人ヘリによるモニタリングが行われていなかった発電所から 3km 圏内のモニタリングを行うために 2012 年度から開始した 1F 近傍における無人ヘリを用いた詳細な放射線モニタリングを発電所から 5km 圏内に対して第 7 回目として 2015 年度も実施しました。2015 年度までの測定結果を初回のモニタリングで得られた線量率の結果を基準として比べたところ、いずれも物理的半減期に基づく放射性セシウムの減衰に起因した線量率の減衰に加えてセシウムの土壌への浸透具合の経時変化を考慮した場合の線量率の減少に近い結果を示しており、土壌への浸透により土壌が遮へいとなって放射線量の減少に寄与することが示唆されました（5-1 (1)）。

福島県の約 70% を占める森林の測定に適用するために無人航空機及びマルチコプターを用いた測定技術を開発しています。私たちは宇宙航空研究開発機構(JAXA)との共同研究により長距離通信での無人飛行が可能（最大 100km）及び航行時間が長い（最大約 6 時間）小型無人航空機を用いた放射線モニタリングシステム

(Unmanned Airplane Radiation Monitoring System: UARMS) について、昨年度までに機体開発を完了し、今年度から実際に現場に適用するための基礎データ取得を行っています。開発したマルチコプターによる放射線モニタリングシステムは、軽量（検出器も含めて 8kg）かつ小型（大きさは 80cm×80cm）な設計であり、搭載する GAGG シンチレーション検出器で得たγ線スペクトルを 3 秒ごとに保存することができます。カメラを搭載することで写真測量を行うことができ、写真の視差から 3D 画像を作成することが可能です。福島県浪江町の民家で測定を実施し、空間線量率分布を 3D マップ上に重ねて表示させることにより、視覚的に認識が容易なマップを得ることができました（5-1 (2)）。

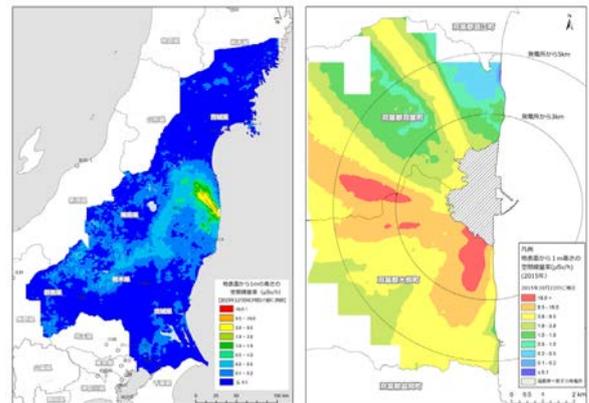


図1 モニタリング結果（左：有人ヘリコプターによる空間線量率マップ、右：無人ヘリコプターによる空間線量率マップ）

左図：原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した第 10 次航空機モニタリング及び東日本第 6 次航空機モニタリング結果を示す。データは、測定の最終日である 2015 年 11 月 4 日現在の数値に減衰補正を実施した。

右図：原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した第 7 回無人ヘリコプターモニタリングの結果を示す。データは、測定の最終日である 2015 年 10 月 22 日現在の数値に減衰補正を実施した。

（背景地図は、ArcGIS データコレクションスタンダードパック (ESRI, Co. Ltd.) を使用）。

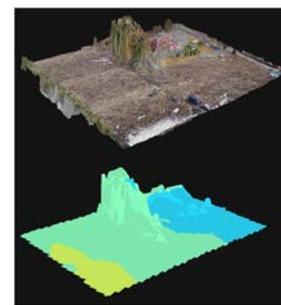


図2 マルチコプターによる測定例（上）写真測量による 3D マップ（下）

3D マップに線量率測定結果を重ねた地形と線量率の関係を視覚的にとらえることが可能。

放射性物質の環境中での挙動の解明や将来予測のため、ダム・農業用ため池の水底における放射性物質分布を測定する手法として、プラスチックシンチレーションファイバ (PSF) やγ線スペクトロメータを用いた直接測定法は、農業用ため池のような小さな水域では有効であっても、ダムのような広い水域では効率が悪いと考えられます。より効率的な測定を可能にするため、原子力機構では、事故以来開発してきた水底の放射性物質濃度を直接的に測定する手法を無人機に組み合わせた広域モニタリング技術として、ダム等の陸水域用の潜水型ロボット及び沿岸域等の海洋用の無人観測船を開発しています。潜水型ロボットに搭載したガンマ線検出器による測定結

果について、水底堆積物サンプルの放射性物質濃度測定結果との相関から、計算コードで求めたレスポンスの妥当性を確認できました。また、無人観測船を用いた放射線測定システムを用いて福島沖の沿岸（数キロ沖合の水深10~20mのエリア）にて測定試験を行いました。本システムによる測定データと同時採取した海底堆積物サンプルの測定結果とを比較したところ、良い一致が得られました（5-1 (3)）。



図3 水底のモニタリングに使用する無人機

左：潜水型ロボット（仏国 ECA Hytec 社製の H300-CBRN），
右：無人観測船（2000年に東海大学で海洋データを観測することを目的として開発された）

また、原子力機構では、1F事故以来、PSFを用いた放射線計測装置の現場適用について研究を行っています。PSFを用いた本検出器の特徴は、検出部をひも状に製作することができ、かつ飛行時間差法と組み合わせることによって検出部の放射線量の分布を計測できることです。1Fでは、汚染水の管理が重要な課題となっており、海洋への流出を防ぐため、汚染タンクからの漏洩監視手法の確立が望まれています。簡便で低コストな方法として、PSFを汚染水のモニターとして適用することを検討しました。PSFを応用して発電所内の汚染水測定の実証用の試験機材を開発し、発電所敷地内で実証試験を行いました。発電所内の実験室で実証試験機材のキャリブレーション試験を実施し、汚染水サンプルの濃度とPSF計数率との良い相関が得られました。また、長期試験も実施し、開発した実証試験機材は既設の側溝放射線モニターと同様な変化傾向を示し、モニターとして使用するための十分な性能を有することを確認できました。この適用事例は原子力機構から積極的に提案して、汚染水対策の現場でのニーズに応じて原子力機構の技術が1F構内で初めて適用されたものです（5-1 (4)）。

(2) マッピング

私たちは文部科学省や原子力規制庁の委託調査の一環として、1F事故後に大量に放出されて広範囲に沈着した放射性物質による空間線量率及び土壌沈着量の詳細な分布を測定し、その変化の特徴を明らかにしてきました。

空間線量率については、以下の3方法で測定を行いました。まず、人為的なく乱の少ない平坦な開かれた場所においてサーベイメータを用いて定点で地上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-IIシステムを搭載した自動車による走行サーベイとKURAMA-IIシス

テムを測定者が背負って生活経路を歩きながら測定する歩行サーベイも行いました。2011年6月と2015年8月の空間線量率の平均の比較から空間線量率の減衰率は76%で、この期間の物理減衰率の約57%を差し引いた残りの約19%の減衰の要因が物理減衰とは異なる要因によることが分かります。これは放射性セシウムが地中へ浸透してガンマ線に対する遮へい効果が増えたためと考えられます（5-2 (1)）。

次に、放射性核種の土壌への沈着量分布については、第2次調査以降はポータブルGe検出器を環境中に持ち出して行うin-situ測定でエネルギースペクトルを解析して土壌沈着量を定量しています。空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に、空間線量率のみの測定が実施された約6,600箇所について空間線量率から評価した放射性セシウムの沈着量を評価し、in-situ測定及び土壌採取により直接求めた沈着量に加えて土壌濃度マップを作成しました。2014年度と2015年度の¹³⁷Cs及び¹³⁴Csの比較から、この期間で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（5-2 (2)）。

(3) 環境モニタリングデータの情報発信

放射性物質の影響を評価して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。私たちは、関係省庁や地方自治体が個別に独自形式で公開されていた環境モニタリングデータを一元的に集約し、形式や精度を統一して相互比較可能なデータに変換するとともに、マップやグラフを活用した直感的に把握しやすい情報として整備し、原子力機構環境モニタリングデータベースから広く一般に公開しています。

さらに、集約したデータを分析し、事故後から現在に至るまでどのように放射性物質の分布が変化してきたかという分布の経時変化傾向に関する分析も開始しました。走行サーベイやサーベイメータにより5年間にわたり定期的に測定された空間線量率データを分析することで、避難指示区域や中通り地域を中心に、物理減衰公開以上に空間線量率が減少していることが明らかになりました（5-2 (3)）。

5-1 環境モニタリング(1)

— 有人及び無人ヘリコプターを用いた定期的なモニタリング —

福島環境安全センター 放射線監視技術開発グループ 眞田 幸尚

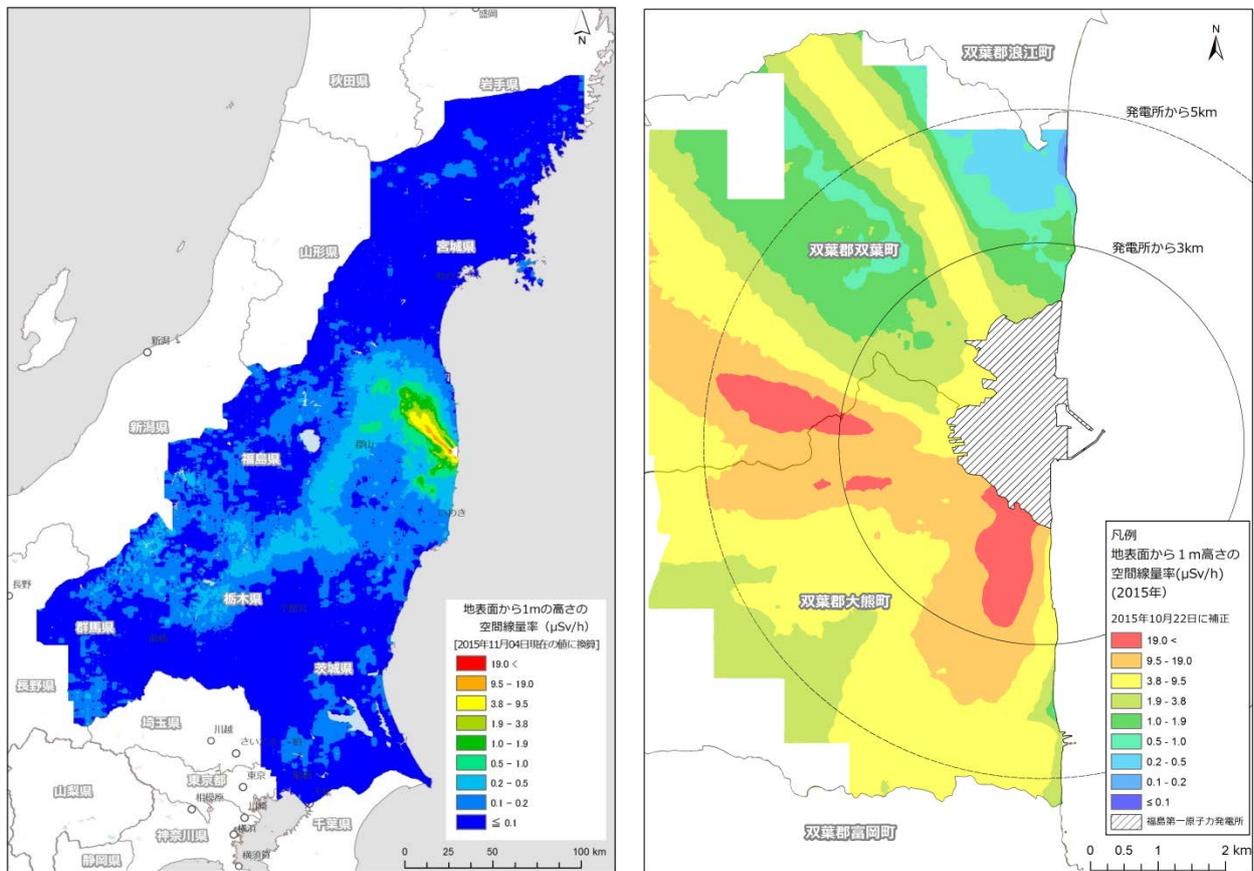


図1 モニタリング結果 (左: 有人ヘリコプターによる空間線量率マップ、右: 無人ヘリコプターによる空間線量率マップ)

左図: 原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した第10次航空機モニタリング及び東日本第6次航空機モニタリング結果を示しています。データは、測定の日である2015年11月4日現在の数値に減衰補正を実施しています。

右図: 原子力規制庁からの委託事業の一環で取得した第7回無人ヘリコプターモニタリングの結果を示します。データは、測定の日である2015年10月22日現在の数値に減衰補正を実施しています。

(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.) を使用しています。)

(1) ヘリコプターによるモニタリングの経緯

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

一方、事故以来、航空法による飛行制限区域 (2013年2月5日までは飛行禁止区域) となっている発電所から3 km 圏内については航空機モニタリングが行われていませんでした。原子力機構では、事故直後から、無人ヘリコ

プターを用いた放射線分布の測定手法について研究開発を行っています。また、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、位置分解能の高い空間線量率分布の測定が可能です。そこで、有人ヘリコプターによるモニタリングが行われていなかった発電所から3 km 圏内のモニタリングに適用しました。モニタリングは、2012年8月から実施しており、現在までに7回のモニタリングを実施してきました[2]。

ここでは、2016年度に実施されたそれぞれのモニタリングの結果について示します。

(2) モニタリング手法

有人ヘリコプター及び無人ヘリコプターを用いたモニタリングでは、上空で γ 線スペクトルとGPSで測定した位置・高度情報を取得します。測線の間隔は、有人ヘリコプターでは、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、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 メッシュとしています。また、無人ヘリコプターでは、80 m 間隔としています。測定の高度は、有人ヘリコプターでは対地高度 300 m 及び無人ヘリコプターでは対地高度 80 m としています。取得したデータは、地上で測定したデータと比較し、高度などの影響を補正して地上 1m での空間線量率に換算します。換算した空間線量率は、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/m^2) に換算できます。これらの測定結果は、市販の GIS (地理情報システム) ソフトウェアを使用して分布マップとして原子力規制庁や原子力機構のホームページから公開されています。

(3) 2015 年度の結果及び過去との比較

2015 年度に行われた有人ヘリコプターによる第 10 次モニタリング及び東日本 6 次モニタリングの測定結果を図 1 (左) に示します。測定の時期は場所によって異なるので、空間線量率マップは、測定の最終日である 2015 年 11 月 4 日現在の値に減衰補正しています。全体的な傾向を把握するために、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図 2 に示します。比較方法は、空間線量率マップを 250 m メッシュのデータに区切り、中心点の測定結果を抽出し、同一カ所の抽出したデータの比の平均値をプロットしています。また、誤差線は比の標準偏差を示しています。図中には半減期による放射性セシウムの減衰を起因とした理論的な線量率減衰を計算した結果を示しました。赤実線は、攪乱のない土壤中への放射性セシウムの浸透具合を表すパラメータである緩衝深度 ($\beta: \text{g}/\text{cm}^2$) を 1 と仮定した場合、青実線では他のプロジェクト [3] で測定された放射性セシウムの緩衝深度の実測結果を考慮して、線量率の減衰を計算しています。航

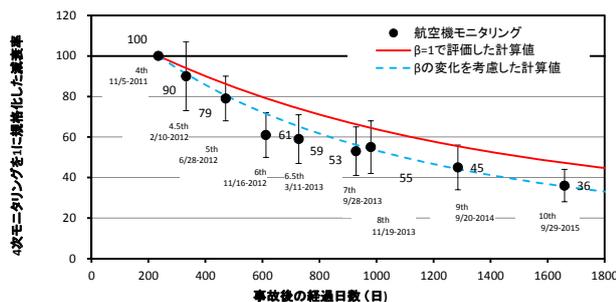


図 2 旧避難指示区域内における空間線量率の変化傾向 (有人のヘリコプターによるモニタリング結果より)

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

空機モニタリングの結果は、緩衝深度の変化を考慮した青実線に近い結果を示しており、土壤への浸透が放射線量の減少に寄与していることを示唆していると考えられます。

一方、無人ヘリコプターによる第 7 回の測定結果について図 1 (右) に示します。測定の時期は場所によって異なるので、空間線量率マップは、測定の最終日である 2015 年 10 月 22 日現在の値に減衰補正しています。有人ヘリコプターで行ったように、第 1 回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図 3 に示します。無人ヘリコプターの場合は、空間線量率マップを 10 m メッシュのデータに区切り、中心点の測定結果を抽出し、同一カ所の抽出したデータの比の平均値をプロットしています。測定結果は、有人ヘリコプターで得られたデータと同様に、赤実線で示したかく乱のない土壤中への放射性セシウムの浸透具合を表すパラメータである緩衝深度 ($\beta: \text{g}/\text{cm}^2$) を 1 と仮定した場合の理論曲線よりも早く減衰している傾向を示しており、青実線で示した緩衝深度の変化を考慮した理論曲線と概ね一致することが分かります。これらの結果から、空間線量率は放射性セシウムの半減期に従って減少傾向にあること、また、放射性セシウムが降雨等により土壤中に徐々に浸透していくことにより土壤が遮蔽となり地上の空間線量率がより減少していることが示唆されます。

(4) まとめ

事故以来、ヘリコプターによる放射線モニタリングが日本で実施されて、5 年目となりました。事故当時、定まっていなかった手法については確立し、作成する放射線量率マップの精度は高まってきていると言えます。今後、さらなる手法の高度化を目指し、技術開発を行っていく予定です。

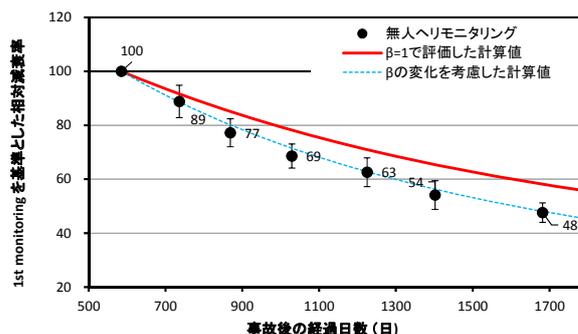


図 3 発電所から 3 km 圏内における空間線量率の変化傾向 (無人ヘリコプターによるモニタリング結果より)

第 1 回モニタリングを基準とし、10 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。

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費及び放射性物質測定調査委託費 (80 km 圏内における航空機モニタリング) 事業」及び「平成 27 年度放射性物質測定調査委託費 (東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発) 事業」の成果の一部です。

《参考文献》 ・ 眞田幸尚 他, “平成 27 年度原子力発電所周辺における航空機モニタリング (受託研究)”, JAEA-Research 2016-016, p131 (2016).

《引用文献》 [1] 鳥居建男 他, “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, p182 (2012).

[2] Y. Sanada, et al., “Temporal variation of dose rate distribution around the Fukushima Daiichi nuclear power station using unmanned helicopter”, Appl. Radiat. Isot. **118**, 308 (2016).

[3] 日本原子力研究開発機構, “東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発”, 平成 26 年度放射性物質測定調査委託費事業成果報告書, p80 (2015).

5-1 環境モニタリング(2)

— 森林の放射線測定を目的とした最新のドローンを用いた技術開発 —

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 眞田 幸尚

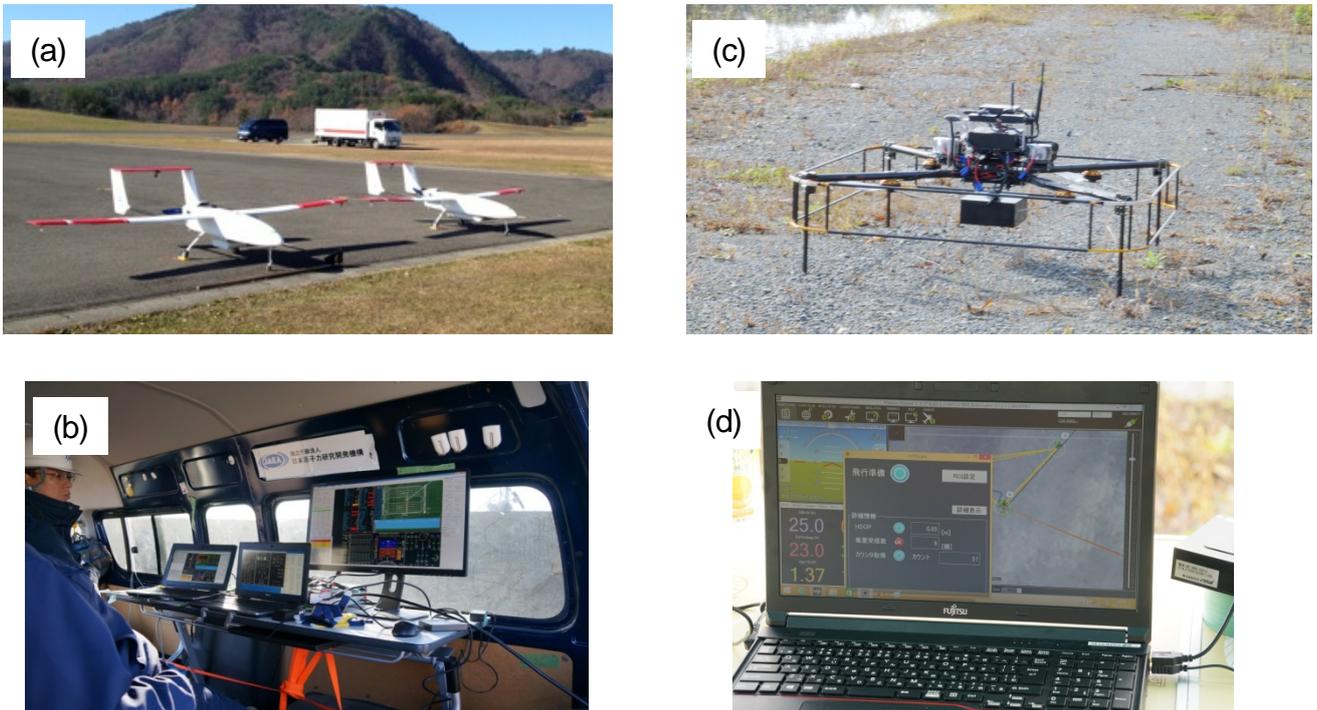


図1 開発中のドローンの外観

(a) 無人飛行機を用いた放射線測定システム (UARMS) の外観、(b) UARMS 機体制御のための地上局システムの外観、(c) マルチコプターを用いた放射線測定システムの外観、(d) マルチコプター機体制御のための地上局システムの外観

(1) ドローンの放射線計測への活用

最近、技術開発の著しいドローン（無人飛行体の総称）はいわゆる3D作業 (Dirty, Dangerous and Demeaning) への活用が期待されています。福島第一原子力発電所事故後の放射線測定においても、農薬散布で活用されている無人ヘリコプターが放射線計測に活用されているように、作業員への被ばくを低く抑えられること及び徒歩での測定に比べてマンパワーが節約できることから、プラットフォームとしてのドローン開発が期待されます[1]。ここでは、福島県の約70%を占める森林の測定に適用するために開発している無人飛行機及びマルチコプターについて紹介します。

(2) 開発経緯

JAEA と宇宙航空研究開発機構 (JAXA) は共同で無人航空機を用いた放射線測定システム (Unmanned Airplane Radiation Monitoring System: UARMS) の開発を行っています。UARMS の特徴は、長距離通信での無人飛行が可能 (最大約30 km) 及び航続距離が長い (最大約6時間) ことが挙げられ、現状あまりデータの得られていない発電所周辺の森林の測定及び将来的には原子力防災への適用が可能と考えています。図1にUARMSの外観及び遠隔操縦用の基地局の写真を示します。UARMSは昨年度までに機体開発を終了し、今年度から実際に現場に適用するため

の基礎データ取得を行っています。

一方、マルチコプターはアメリカの大手ドローンメーカーである3Dロボティクスシステムをベースとし、JAEAの開発した検出器を搭載し、独自のシステム化を行っています。マルチコプターはバッテリーで稼働するため、飛行時間は短いですが操作方法が簡便であるため居住地の裏山の森林の測定等に適用できると考えています。

(3) UARMS の性能

機体形式は、高翼双胴単発機で、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。主翼構造は、主桁ボックスにCFRP (炭素繊維強化プラスチック) を用いた発泡スチロールコア・バルサブランクを用いており、胴体構造にはGFRP (ガラス繊維強化プラスチック) を採用しています。機上のシステムは、センサ類 (対気速度、気圧高度、対地高度及び外気温等を計測)、自動操縦装置 (GPS/INS、操縦信号処理装置、サーボ)、通信装置 (データダウンリンク)、推進装置、電源装置及び緊急回収用パラシュート等で構成されています。また、主要機器は、耐故障性を向上させるため、冗長方式を採用しており、例えば、操縦舵面である昇降舵を3分割、補助翼を2分割し、舵面当たり1台のサーボを取り付け単一故障による機体制御への影響を小さくしています。

地上のシステムは、パイロットが使用するプロポ (送信機)、自動操縦オペレータの使用する操作卓及びデータ

リンク・システム等で構成され、自動操縦は、専用の飛行運用管理ソフトウェア（UFOMS: UAV Flight Operartion and Management system）により、表示される地図上で飛行計画を作成できるだけでなく、フライト中の機体の情報や健全性を確認することができます。

UARMS に搭載する放射線検出器は、飛行機の機体の制御に機体の傾きを利用するため、放射線の検出器は方向依存性が小さいことが望ましいと言えます。そのようなUARMS の特性を考慮し、システム開発を実施しました。検出器は、ハウジングを円柱状に設計し、方向特性を小さくすることを実現しました。また、検出器の素子にはLaBrシンチレーション検出器（50 mm φ×50 mm: 2 インチ）を最小しています。地上値換算のためのパラメータ取得には、福島県内にある空港において（ふくしまスカイパーク）行っています。

(4) マルチコプターの性能

マルチコプターは、データ処理速度の向上やバッテリーの要領の向上を背景とし、近年様々なメーカーが開発を行っています。JAEA の開発するマルチコプターによる放射線モニタリングシステムは、4 枚のローターを有する機体を採用しました。機体の素材はゴルフのシャフトによく使われるカーボンを採用し、プロペラをガードする構造となっています。また、大きさは80 cm×80 cm であり、検出器を含めても8 kg という軽量かつ小型な設計となっています。机上のシステムは、GPS（Global Positioning System）、ジャイロと加速度センサを用いた慣性航法システム（Inertial Navigation System）、機体の制御計算を行う Main controller 及びバッテリーから送られる電流量をコントロールしモーターの回転数を決める ESC（Electronics speed controller）などから構成されます。

表1 UARMS とマルチコプターの性能の比較

	UARMS	マルチコプター
最大飛行時間	6時間	10分
ペイロード	10 kg	3 kg
遠隔操作の距離	25 km 以上	500 m 以下
モニタリング上の利点	プログラム飛行が可能 燃費がよく長距離の遠隔 操縦が可能	プログラム飛行が可能 操縦が簡単
モニタリング上の欠点	校正のためのホバリング ができない 操縦のための訓練要	遠隔操縦の距離が短い ペイロードが小さい
地形追従	DEMデータを基にした オートパイロット	パイロットの操縦による
安全性	実績が少ないが、冗長系 などの安全性機能	飛行実績少ない、安全性 機能少ないが軽量
経済性	無人ヘリコプターに比べると 安価	安価

地上のシステムは、パイロットが使用するプロポ、自動操縦オペレータの使用する操作卓及びデータリンク・システム等で構成され、自動操縦は、市販の飛行運用管理ソフトウェア（Mission planner）により、表示される

地図上で飛行計画を作成できるだけでなく、フライト中の機体の情報を確認することができます。

マルチコプターに搭載する線量計は、GAGG シンチレーション検出器（25 mm φ×25 mm: 1 インチ）を採用し、3 秒ごとのγ線スペクトルを保存することができます。線量計以外にも、カメラを搭載することで写真測量を行うことができ、写真の視差から3D画像を作成することが可能です。図2に福島県浪江町の民家で測定した3Dマップと放射線測定結果の例を示します。このように、一般的な居住用の建物、裏山及び田畑を有する個人の土地の空間線量率マップを作成できるとともに、3Dマップ上に表示することにより、視覚的に認識することが可能です。

(5) まとめ

最近、技術開発の著しい最新のドローンをプラットフォームとした放射線測定手法の開発を行っています。現在、システムは概ね完成し現場に投入できる段階にきています。今後、運用の研究を進め、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。

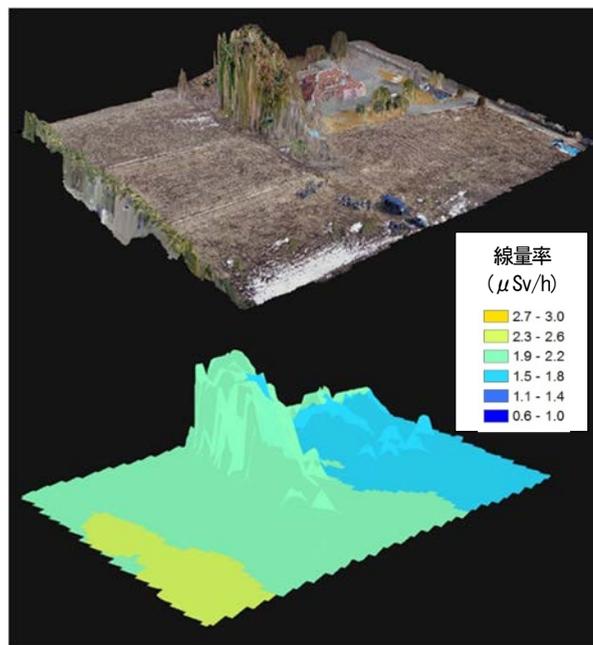


図2 マルチコプターによる測定例
(上) 写真測量による3Dマップ
(下) 3Dマップに線量率測定結果を重ねたもの
地形と線量率の関係を視覚的にとらえることが可能です。

《参考文献》 ・佐藤昌之 他, “Multiple Model Approach による構造化ロボスタ制御器設計法を適用した放射線モニタリング無人固定翼機の飛行制御則設計-福島県浪江町における放射線モニタリング飛行-”, 計測自動制御学会論文集, 51, 215 (2015).

《引用文献》 [1] 眞田幸尚 他, “福島原子力発電所事故後における無人機を用いた放射線モニタリング-UARMS の開発状況-”, 第57回制御連合講演会論文集, 2A05 (2015).

5-1 環境モニタリング(3)

— 無人機を用いた水底の放射性物質濃度分布測定技術開発 —

福島環境安全センター 放射線監視技術開発グループ 眞田 幸尚



図1 水底のモニタリングに使用する無人機

左: 潜水型ロボット (仏国 ECA Hytec 社製の H300-CBRN) , 右: 無人観測船 (2000 年に東海大学で海洋データを観測することを目的として開発されました。)

(1) はじめに

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故から、5年以上が経過した現在、地上におけるモニタリング状況は概ね明らかになっており、線量率の減少傾向等様々な知見が得られています。一方、森林や水底など人の入ることが難しい場所における放射性物質の分布に関する情報は限られています。特にダムや農業用ため池の水底における放射性物質の分布情報は、放射性物質の環境中での挙動の解明や将来予測に寄与すると考えられます。水底の放射性物質濃度については、自治体を中心に堆積物サンプリングによる調査が行われています。しかしながら、大量にサンプリングして測定するには手間がかかるため、水域全体の分布までは明らかとはなりません。水底の放射線分布を測定する手法として、プラスチックシンチレーションファイバーやγ線スペクトロメータを用いた直接測定法が適用されています [1]。本手法を用いて人力で測定することは、農業用ため池のような小さな水域では有効ですが、ダムのような広い水域では効率が悪いと考えられます。近年、潜水型のロボットや無人観測船が市販されており、このような無人機をプラットフォームとして放射線測定器を搭載することで、より効率的な測定が可能になると考えられます。

原子力機構では、事故以来、水底の放射性物質濃度を直接的に測定する手法を開発しており、その技術を無人機に組み合わせた広域なモニタリング技術の開発を行っています。ここでは、ダム等の陸水域に適用するために開発している潜水型ロボット及び沿岸域等の海洋に適用するために開発している無人観測船について示します。

(2) 潜水型ロボット

潜水型ロボットには、仏国 ECA Hytec 社製の H300-CBRN を選定しました。潜水型ロボットの諸元及び外観について図1(左)に示します。本ロボットは有線給電型のロボットであり、重量は約 140 kg、最大積載量は 8kg で 100 m の水深まで耐えられるように設計されています。水中では通常時浮くように設計されており、水底に沈む際には上部についているスラスターの推力を用います。操作方法は簡便で、PC に接続したコントローラでだれでも操作できます。ロボットの水中での位置は、米国 Link quest 社製のソナーを応用した TrackLink システムにより操作船との相互的な位置測定と操作船上に配置した GPS の位置により特定できるようになっています。

実際の測定では、操縦機及び給電用の発電機とケーブルを船上に配置し、潜水型ロボットを運転します。TrackLink システムは、ソナーの発信機を船上に配します。ソナーの発信される角度は最大 150° であり、発信部を頂点とした三角錐の範囲におけるロボットの位置を検出することができます。測定位置にロボットを移動した後、上部スラスターによりロボットを沈め、底部に配置してあるカメラにより検出器が水底に密着していることを確認して、測定を開始します。

水底の放射性物質濃度は、水底面で測定した放射線濃度に換算します。換算には、実際に水底の堆積物をサンプリングした結果と検出器の計数率を比較し、換算係数を求めるか、モンテカルロ計算コード (MCNP) の一種である EGS5 などの放射線シミュレーションを利用する方法があります。

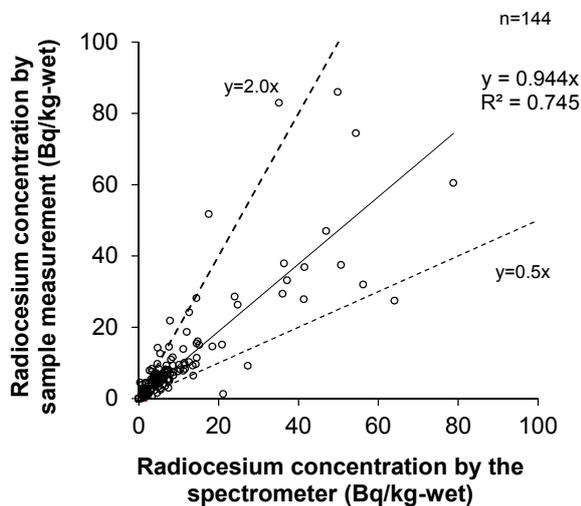


図2 スペクトロメータによる水底の堆積物における放射性物質濃度測定結果と堆積物コアのサンプリングによる放射性物質濃度測定結果（サンプリングの濃度は表層から10 cmまでの平均値）

図2にEGS5で値付けした検出器による水底の放射性物質濃度の測定結果と同位置において積物コアをサンプリングし濃度を測定した結果を144点プロットした結果を示します。プロットはばらつきがあったものの、線形近似した直線の傾きは1に近く、計算コードで求めたレスポンスの妥当性を示していると考えられます。なお、これらのばらつきの要因は、放射性セシウムの堆積物中での分布の違いに要因があると考えられ、これらの補正は今後の研究課題です。

図3にダムで測定した例を示します。このように、たくさんの測定点が短い時間で得られるため、濃度分布の変化に関する情報を得られると考えられます。

(3) 無人観測船

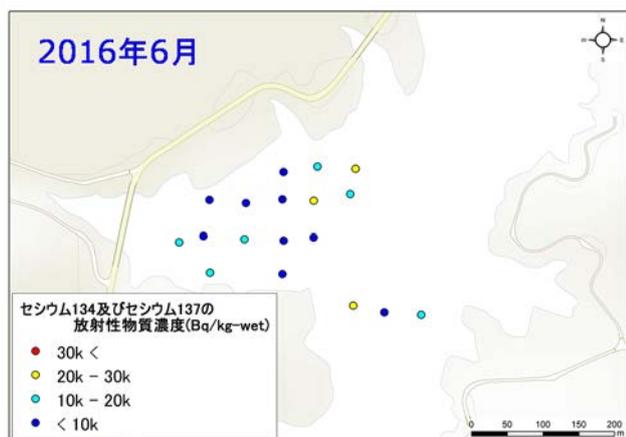


図3 潜水型ロボットによる堆積物中の放射性セシウム濃度測定結果例

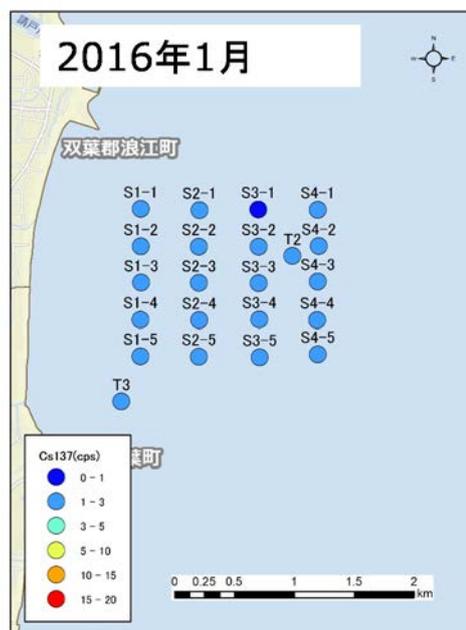


図4 無人観測船による堆積物中の放射性セシウム濃度測定結果例（ドット上には測定点名を記載）

東海大学で開発した遠隔操作可能な無人観測船に、原子力機構で開発した水底検出器（2.5' φ×2.5' H）を搭載したシステムを開発しました。無人観測船は、船内に搭載したモーターにより船の航行を制御でき、制御信号はWifiや携帯電話の周波数帯を用いた無線及び携帯電話回線から送受信することができます。測定点に移動した後は、遠隔からの信号で電動ウィンチにより検出器を海底まで下ろし、ダイレクトに海底の放射線を計測します。検出器には、ジャイロによる姿勢信号を同時にログできるようになっており、測定時の検出器の状態を推定できます。

本システムを用いて福島沖の沿岸に基地局を設置し、操縦試験及び測定試験を実施しました。図4に測定例を示します。測定場所は、河口から南に1 km程度の縦1.2×横1.5kmの水深10~20mのエリアに設定し、南北300m~東西500mメッシュに測定を実施しました。本システムのメリットとしては、人手をかけずに測定が可能であること、サンプル採取と比較すると結果までに時間がかからないことが挙げられます。

(4) まとめ

水中及び水上の無人機を用いた放射線測定ツールの開発を行いました。現在、主流である堆積物サンプリングを用いた水底の堆積物中の放射性物質濃度測定手法と比較して、精度は落ちるものの、たくさんの測定データを簡便に得られることから、メリットが多いと考えられます。今後とも、モニタリングを継続的に実施するとともに手法の高精度化を目指し研究開発を行っていきます。

《参考文献》

・眞田幸尚 他, “潜水型ロボットを利用した水底の放射能分布測定手法の開発”, 第34回日本ロボット学会学術講演会論文集, RSJ2016AC3B3-03 (2016).

《引用文献》

[1] 眞田幸尚, 鳥居建男, “水底の放射性物質濃度分布測定技術”, 日本原子力学会誌, 57, 28 (2015).

5-1 環境モニタリング(4)

— PSF を用いた福島第一原子力発電所内の汚染水モニタリング —

福島環境安全センター 放射線監視技術グループ 眞田 幸尚

(a) 汚染水モニターの構成

検出部
(PSF 50 m 2mmφ 10
本バンドル+PMT)



排水溝外用(水深の深い場所)
(鉄製網状の芯に巻き付けた状態)



排水溝用(水深の浅い場所)
(巻き付け用具)

データ解析部+PC



データ解析部+ロガー



ロガー

(b) キャリブレーション



(c) 現場設置



図1 福島第一原子力発電所内の汚染水モニタリング実証試験に使用した機器及び設置風景

(a) 実証試験用の試験システム、(b) 検出部の実際の汚染水を用いたキャリブレーション風景、(c) 長期試験のための現場設置風景

(1) はじめに

原子力機構では、事故以来、プラスチックシンチレーションファイバ (PSF) を用いた放射線計測装置の現場適用について研究を行っています[1]。PSF は、1980年代に高エネルギー物理の分野で荷電粒子の飛跡測定等を目的として開発され、飛行時間差 (TOF) 法と組み合わせることによって、線量率分布の測定用に開発・利用されてきました。本検出器の有意な点は、検出部をひも状に製作することができ、かつ検出部の放射線量の分布を計測できることにあります。原子力機構ではこれまで、PSF を使った環境放射能測定を行ってまいりました。

1Fでは、汚染水の管理が社会的な問題となっており、海洋への流出を防ぐため厳しい管理が必要な状況が続いています。敷地内に設置されている汚染水タンクからの漏洩事象の回数は減っているものの、排水溝における汚染水の検知事象は年に数件発生しており、漏洩監視手法の確立が望まれています。現在、発電所敷地内のタンク周辺は汚染水が漏洩しても、土壌に浸透しないようにコーティング作業が進められており、漏洩した汚染水は雨水とともに排水路

に流入します。排水路の海洋放出口付近では、放射性物質濃度をダイレクトにモニターする装置が設置されており、海洋放出手前で検知が可能です。より上流側にモニターする装置があると原因調査のために重要な知見となることが考えられます。また、モニター方法は、簡便でコストのかからない方法が望まれています。

そこで、今回、環境放射能測定で実績のあるPSFを汚染水のモニターとして適用することを検討しました。以下、開発の現状について報告します。

(2) 実証試験機材

PSF 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。ファイバ内に入射した放射線はプラスチックシンチレータを発光させ、光はファイバ内を伝い、両端に備えられた光電子増倍管で検出されます。放射線の入射位置により両端の光電子増倍管で発光が検出される時間に差が生じ、この時間差を計測することで発光位置 (放射線の入射位置) を特定することができます。このように、PSF は放射線の位置検出が可能な検出器であ

り、最大 50 m の長さまで製作できます。また、検出部が紐状であることから、測定対象物の形に応じて形を変えることができることも特徴の一つです。

このような PSF を応用し、発電所内の汚染水測定の実証用の試験機材を開発しました。システムの外観及び構成について、図 1 (a) に示します。発電所内の汚染水に含まれる放射性核種は、 β 線放出核種である ^{90}Sr 及び γ 線放出核種である ^{134}Cs 、 ^{137}Cs が想定されます。PSF はその両方ともに感度を有します。検出部の長さは 20 m とし、検出部を巻いて水中に沈めることにより、検出器と汚染水の接触面積を稼ぐことができ、高感度の測定を実現しました。検出器のデータは、600 秒毎に積算し時系列の表示が可能になりました。開発した実証試験機材を東京電力の協力の下、発電所敷地内に設置し実証試験を行いました。

(3) キャリブレーション

排水溝における放射性物質濃度のモニターとして使用することを想定し、発電所構内の実験室で実証試験機材のキャリブレーション試験を実施しました。キャリブレーションには、発電所内で発生した汚染水を用い、あらかじめサンプルの実験室で測定を行った Sr-90 の濃度が支配的なサンプル (Sr sample) 及び放射性セシウムの濃度が支配的なサンプル (Cs sample) を元に、希釈することにより約 1,000 Bq/L~10,000 Bq/L の濃度サンプルを作成しました。

試験方法は、100 L のたらいに汚染水サンプルを投入し、PSF を巻いて直接接触させ計数率を記録しました。試験時の写真を図 1 (b) に示します。PSF は、1 mm ϕ の SCSF-3HF を 20 m で 19 本バンドルしたものを使用しました。試験における濃度と計数率の関係を図 2 に示します。このように、濃度と計数率はよい相関関係にあることが分かりました。この関係から PSF の計数率から放射性物質濃度

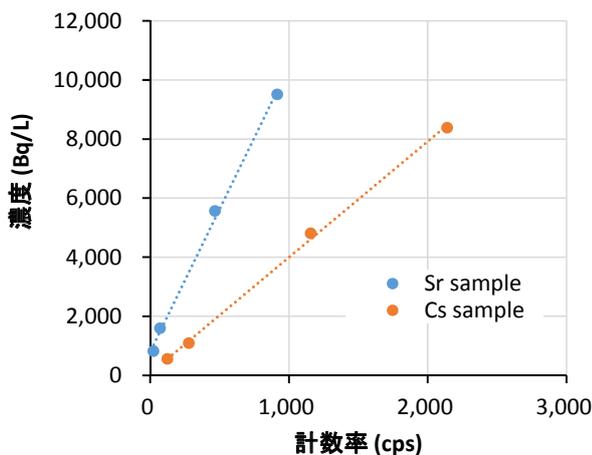


図2 キャリブレーション試験結果

濃度と PSF の計数率の関係にはよい相関関係があり、近似曲線の傾きは換算係数になります。

に換算することが可能になりました。

(4) 長期試験

長期試験は、実用機的设计に盛り込むべき知見を得ることを目的とし、既設の側溝放射線モニター (TEPCO モニター) 用サンプリング舁において長期試験を実施しました。TEPCO モニターは、側溝の水をくみ上げた舁内に設置されており、 β 線と γ 線をダイレクトに測定することで連続監視を行っています。TEPCO モニター用の舁内に同場所において、50 m の PSF を鉄製の網状の芯に巻いて、舁内に固定し 10 分間毎の連続測定を行いました。設置の様子を図 1 (c) に示します。試験は、約 2 か月間実施し、測定データを蓄積しました。測定データを図 3 に示します。図には、同時期における TEPCO モニターの指示値を比較用に示しています。図のように、開発した実証試験機材は既設の TEPCO モニターと同様な変化傾向を示し、モニターとして使用するための十分な性能を有することが確認できました。

(5) まとめ

環境中の放射線分布測定のために開発した PSF を発電所敷地内の汚染水モニターとして適用しました。本モニターは安価で耐環境性も高いため汚染水管理に有効だと考えられます。実際に、東京電力では、本モニターを排水路に複数設置し、きめの細かい汚染水管理に活用していく方針です。今後とも、技術的な支援や β 線と γ 線を弁別して測定する手法などの高度化技術の開発に貢献していきたいと考えています。

本研究開発は、1F 廃炉、汚染水等の喫緊の課題へ機動的・組織横断的に対応することを目的として設置した 1F 廃炉対策タスクフォースの活動の一つです。

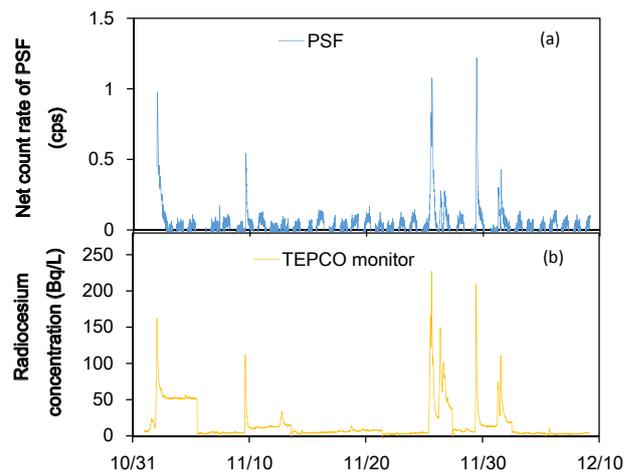


図3 長期観測試験結果

既存のモニター (TEPCO monitor) と比較すると計数率は同じ傾向を示し、既存のモニターと比較しても同等な性能があることが確認できました。

《参考文献》 ・真田幸尚 他, “プラスチックシンチレーションファイバ測定技術の福島第一原子力発電所における汚染水管理への応”, JAEA-Research 2016-011 (2016).

《引用文献》 [1] 真田幸尚, “福島第1原子力発電所事故後におけるプラスチックシンチレーションファイバーを用いた環境計測”, 光学, 45, 300 (2016).

5-2 マッピング(1)

— 空間線量率分布の推移 —

福島環境安全センター 安全管理・放射線計測グループ 山本 英明

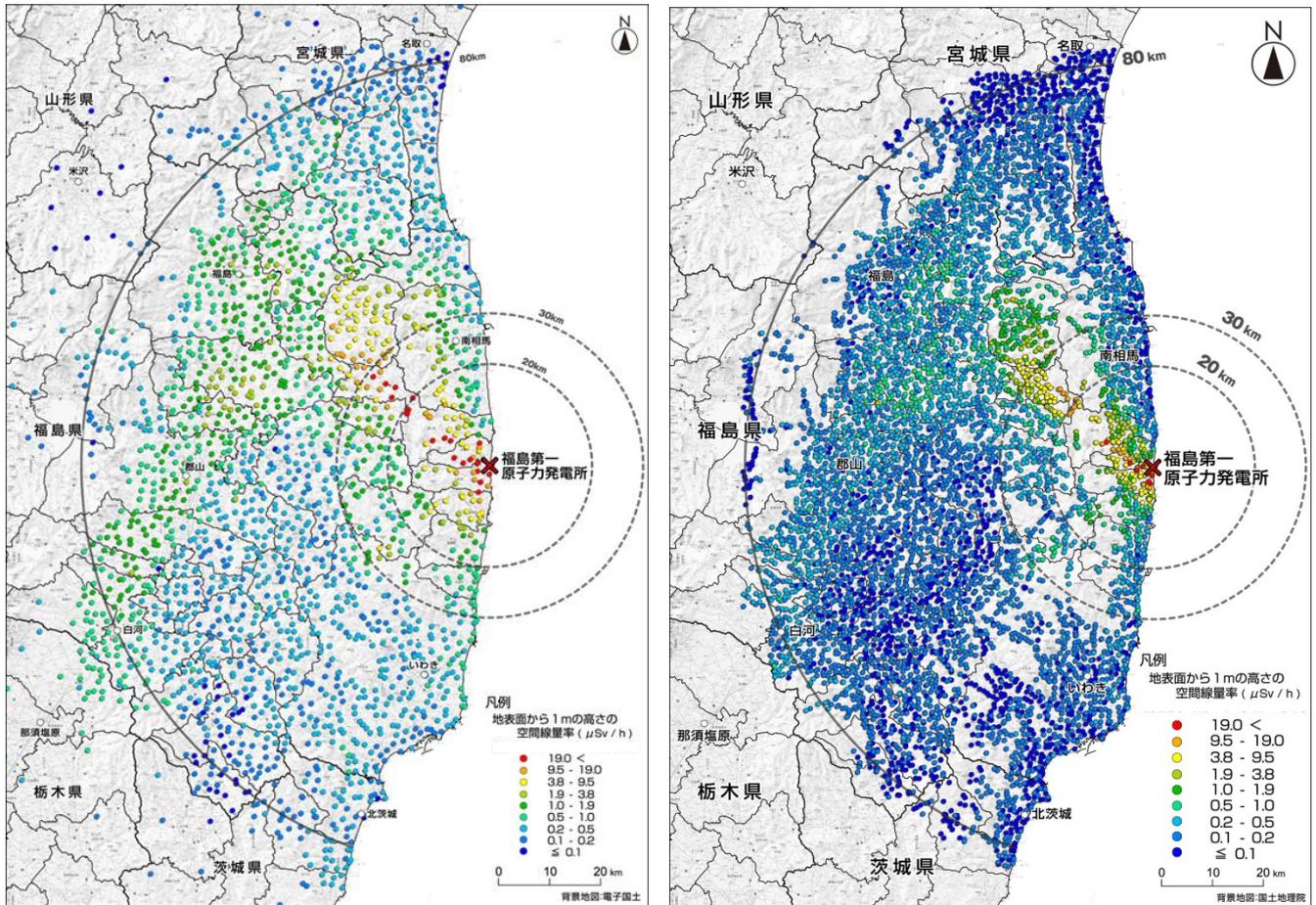


図1 空間線量率の測定結果を記したマップ

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2015年8月から9月にかけて測定したものです。

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。沈着した放射性物質により空間線量率が上昇しましたが、沈着から時間が経過するにつれ空間線量率も減少してきました。原子力機構では、当初は文部科学省、現在は原子力規制庁からの委託調査の一環として空間線量率の詳細な分布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-IIシステムを搭載して、自動車で行くサーベイを行い、より広域の詳細な空間線量率を調べました。また、KURAMA-IIシステムを背負った測定者が住民の生活に密着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2015年8月調査との間で比較したものです。全体として空間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2015年8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合計値を算出しました。空間線量率の合計値を測定箇所数で割ると平均空間線量率になるため、空間線量率の合計値の比較は平均空間線量率の比較と同じ意味を持っています。2011年6月調査における空間線量率の合計値に対する2015年8月調査における空間線量率の合計値の比率は0.24となりました。約50ヶ月の時間が経過することで、空間線量率は76%減衰していたことがわかります。この期間における放射性セシウムの半減期による物理減衰で空間線量率は57%程度減衰したと評価されるので、物理減衰及び除染等以外の要因により空間線量率が約19%減衰していたことがわかります。これは放射性セシウムが地中へ移行することにより、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。

走行サーベイについても時間変化の傾向を調査しました。図2に、2011年6月調査で実施した走行サーベイで

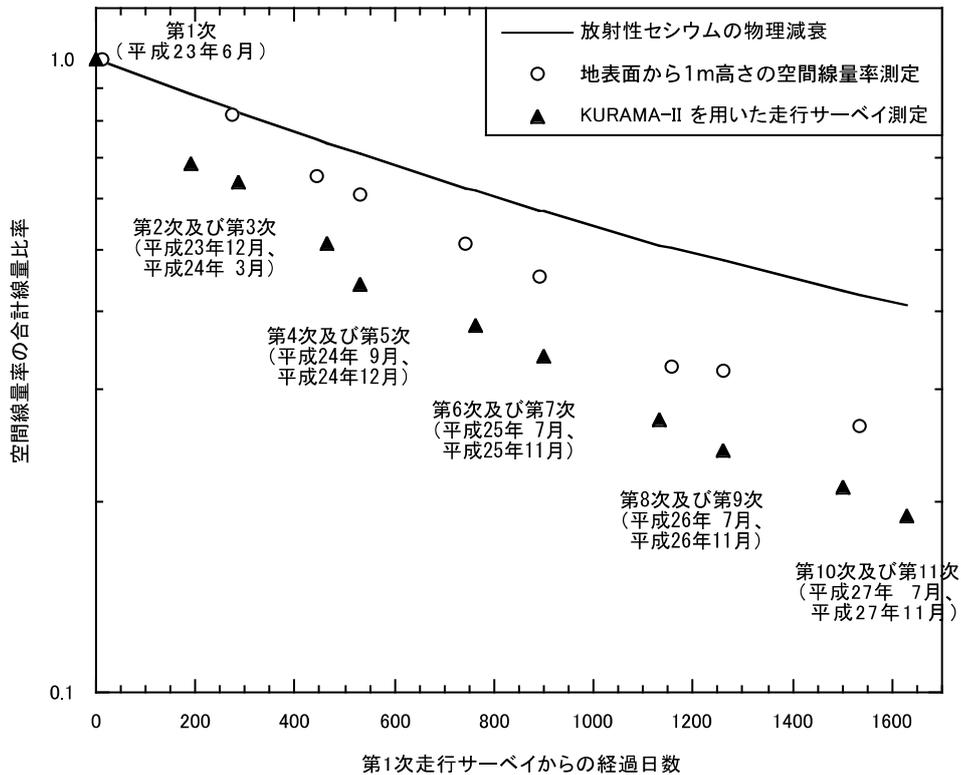


図2 走行サーベイ結果の時間変化の傾向

2011年6月調査の走行サーベイで得た空間線量率の積算値に対する以降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。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。

得られた空間線量率の合計値に対するその後の10回の走行サーベイによる空間線量率の合計値の比率（合計線量率比）の変化を示します。

走行サーベイによって測定された道路及びその近傍における空間線量率の減少率は放射性セシウムの物理減衰による減少率よりもかなり大きくなっています。

3種類の手法による空間線量率測定結果を比較しました。走行サーベイの測定結果は100m×100mの区画ごとの空間線量率測定値の平均値ですが、その区画内に同時期にサーベイメータを用いて測定した平坦地の地上1m高さの空間線量率測定データが存在する場合には、両者の空間線量率測定結果を比較しました。さらに、同じ時期にその区画内を歩いた歩行サーベイによる空間線量率の測定データとの比較を行いました。歩行サーベイでは自動車が入れないような細い道も含めて測定しています。

地上1m高さの空間線量率値の走行サーベイ結果に対する大きさは、空間線量率の合計値の比較で、2015年11月調査では1.5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、図3の回帰直線の傾きから、2015年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、次に歩行サーベイの測定値、続いて走行サーベイの測定値の順になっています。平坦

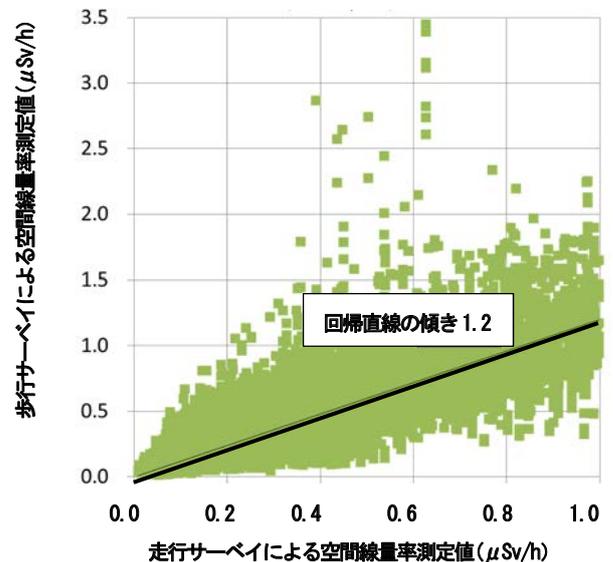


図3 走行サーベイと歩行サーベイの測定値の比較

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。

《参考文献》 日本原子力研究開発機構、”平成27年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書”、2016年、<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry08.html>

5-2 マッピング(2)

— 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 安全管理・放射線計測グループ 山本 英明

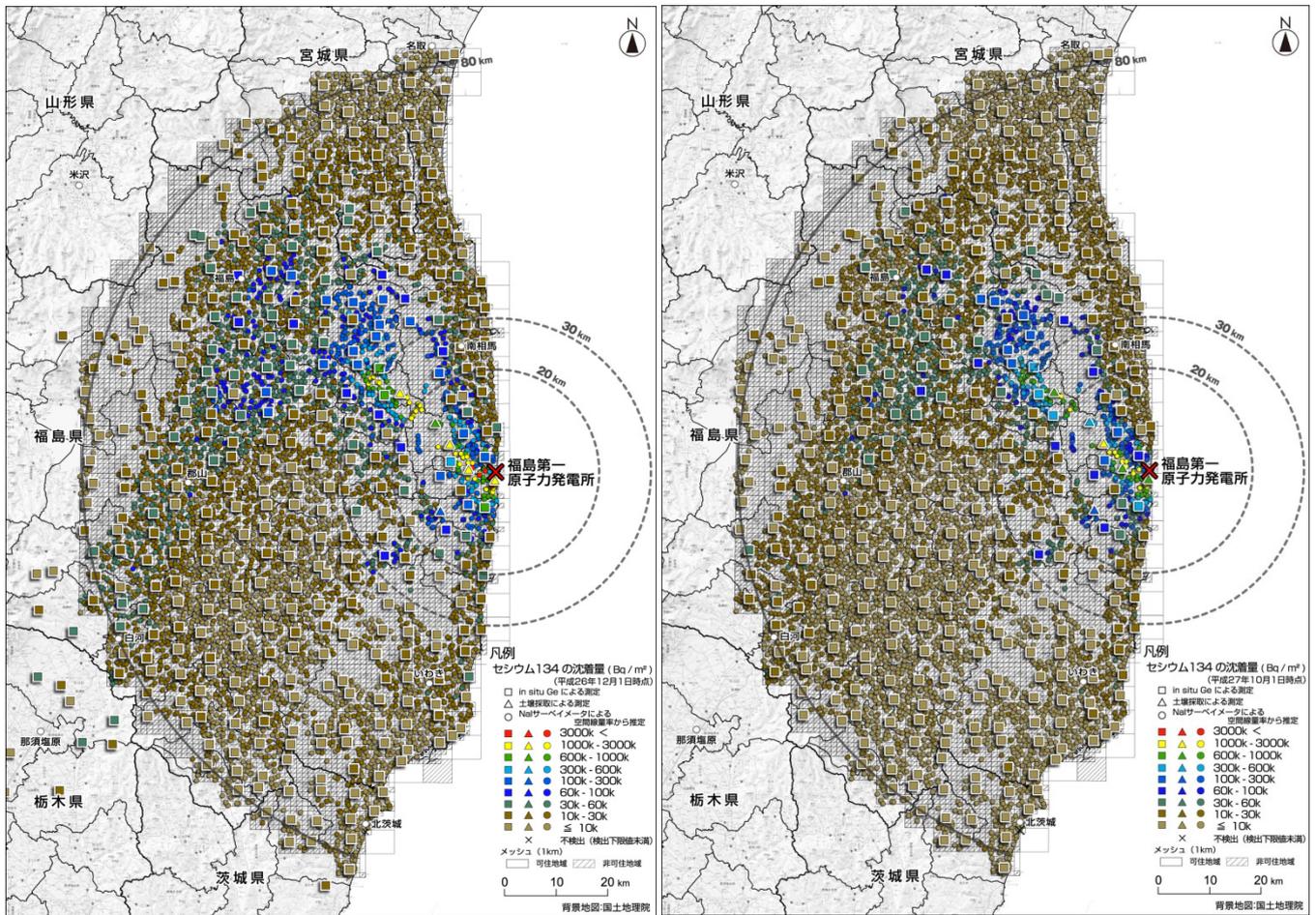


図1 ^{134}Cs の沈着量を記した土壤濃度マップ

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 ^{134}Cs の沈着量の評価値 (○) を追加したものです。左図が2014年11月調査、右図が2015年9月調査です。

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。どのような種類の放射性核種がどのくらい土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ます。

(1) in-situ 測定による沈着量分布評価

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、攪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も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6,600箇所について空間線量率から評価した放射性セシウムの沈着量を評価し、in-situ 測定及び土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。 ^{134}Cs の土壤濃度マップを図1に、 ^{137}Cs の土壤濃度マップを図2に示します。2014年11月調査(6月23日～9月5日)の結果を左図に、2015年9月調査(8月24日～10

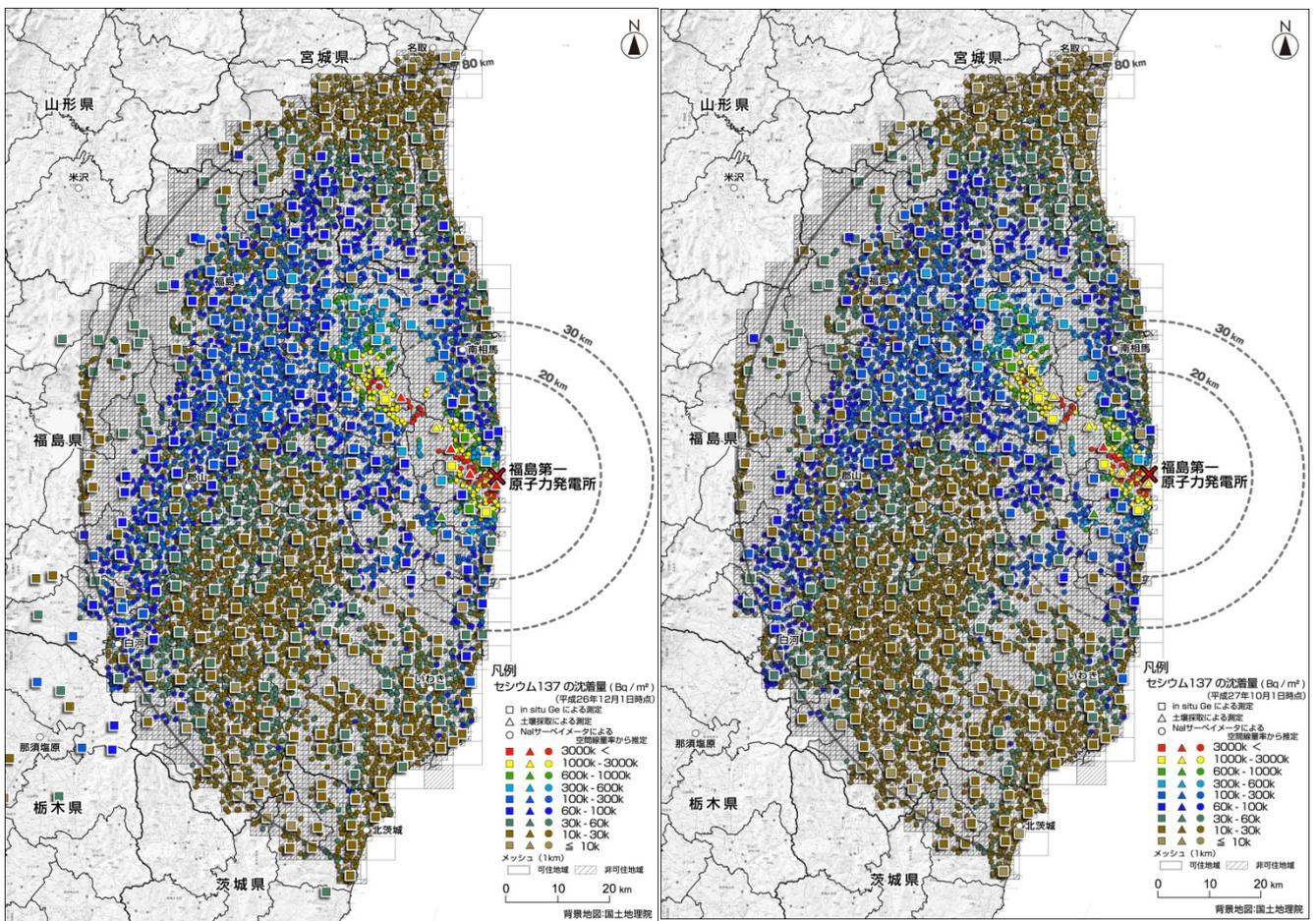


図2 ^{137}Cs の沈着量を記した土壌濃度マップ

直接に測定した沈着量 (in-situ 測定を口、土壌採取による測定を△) に空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に評価した ^{137}Cs の沈着量の評価値 (○) を追加したものです。左図が2014年11月調査、右図が2015年9月調査です。

月7日)の結果を右図に示します。

(2) 沈着量分布の時間変化

2014年11月調査と2015年9月調査とにおいて、in-situ 測定による放射性セシウムの沈着量の合計値による比較を行いました。沈着量の合計値を測定箇所数で割ると平均沈着量になるため、沈着量合計値の比較は平均沈着量の比較と同じ意味を持っています。

2014年11月調査の沈着量に対する2015年9月調査の沈着量の比率は、 ^{134}Cs に関しては0.71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0.75でした。同じく ^{137}Cs 沈着量のふたつの時期での比率は0.92と評価されました。物理減衰は0.98でした。これらの結果から、上期と下期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。

^{137}Cs の沈着量の長期的な変化に関しては186箇所まで比較をすることができ、合計値の比率を計算しました。その結果2012年3月調査から2015年9月調査までの約42ヶ月間で、物理減衰により予想される比率が0.92であるのに対し、ふたつの時期での比率は0.88でした。地面の状況が変化していない箇所では、このように、長期の変化においても、沈着量のウェザリング効果による減少は

小さいことがわかりました。

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



図2 In-situ 測定

ポータブルのGe 検出器を環境中に持ち出して行う in-situ 測定で、エネルギースペクトルを解析して土壌沈着量を定量します。

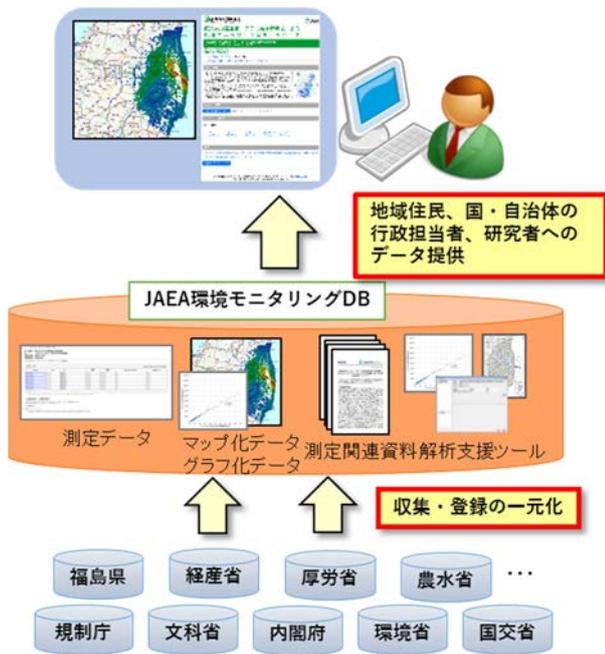
《参考文献》 ・ 日本原子力研究開発機構, "平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書", 2016年。

<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry08.html>

5-2 マッピング(3)

— 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 関 暁之



データ種類	データ数
空間線量率の測定結果	約4億5000万
サーベイメータによる測定結果	202,915
走行サーベイによる測定結果	3,509,137
航空機モニタリングによる測定結果	13,717,630
モニタリングポスト・リアルタイム線量計による測定結果	440,432,055
陸域における放射能濃度の測定結果	約1300万
土壌サンプリング、In Situ測定による表層の測定結果	7,982
航空機モニタリングによる測定結果	12,840,390
スクレイパープレート等による深度分布測定結果	648
陸水域における放射能濃度の測定結果	約3000
河川・湖沼における測定結果	2,495
陸水域における水生生物の測定結果	567
海域における放射能濃度の測定結果	約3万5000
海水の測定結果	29,905
海底土の測定結果	4,673
海上の塵の測定結果	127
大気中の放射能濃度の測定結果	約1万5000
ダストサンプリング等による測定結果	15,578
食物に含まれる核種濃度の測定結果	約18万4000
飲料水の測定結果	30,507
食品・食料品等の測定結果	153,699

2016年10月時点

図1 原子力機構環境モニタリングデータベース

国や地方自治体が独自に公開していた総計4億6千万を超える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ています (<http://emdb.jaea.go.jp>)。

環境モニタリングにより測定された結果は、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)から放出された放射性物質の分布の把握や、復興計画の立案に必要な情報です。そのため、これまで国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、結果が公開されてきました。しかし、それらの結果は、実施機関により各々独自の形式で取り纏められ、個別に公開されてきました。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、どの機関の公開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、表示形式や精度を統一して相互比較を可能としたデータを作成し、原子力機構環境モニタリングデータベースサイト (<http://emdb.jaea.go.jp>) から公開いたしました。

原子力機構環境モニタリングデータベースサイトでは、21の機関が測定した総計4億6000万を超える環境モニタリングデータが公開されています。図1に示すように、地域住民の方々の居住地域をはじめ、河川、海、山林等

における放射性物質の分布状況を示す空間線量率や核種濃度に関する情報、食品に含まれる放射性物質の量を示す情報、そして今年度からは原子力機構が独自に行った放射性物質移行の長期予測の基となる測定結果も新たに追加し、地域住民の方々の生活や健康に密接な関連を持つ情報を、マップやグラフを用いて直感的にわかりやすく公開しています(図2)。

また、事故後5年間にわたり定期的実施された環境モニタリングの結果が多数集約されたことから、それらを用いて、事故後から現在に至るまでのように放射性物質の分布が変化してきたかという分布の経時変化傾向に関する分析も開始しました。

文部科学省や規制庁が継続的に実施してきた走行サーベイにより測定された1Fから80km圏内における空間線量率の分布データを用いて経時変化傾向を分析した結果を図3左に示します。この図は、2011年6月から2015年11月まで計11回実施された走行サーベイ結果を分析した空間線量率の減少傾向を示しています。放射性物質は半減期に応じて崩壊するため、放射性セシウム238の物理崩壊の効果(物理減衰効果)だけを考慮すれば、5年間で空間線量率は38%程度まで減少します。図では、物理減衰効果と同程度に空間線量率が減少している地域を緑色、それ以上に空間線量率が減少している地域を水色、それ以下である地域をオレンジ色で示します。図より、1Fか

- ポータル画面において、測定データをカテゴリ別に分類表示
- データ集約画面において、カテゴリ毎に個別の測定結果を概要表示
- 個別データ画面において、数値、マップ、グラフなどニーズに合わせた形式で情報提供



図2 原子力機構環境モニタリングデータベースの構成

環境モニタリングデータは、測定対象ごとに分類され、各々数値データ、マップデータ、グラフデータとして公開されています。

ら北西に伸びる避難指示区域や中通り地域を中心に、物理減衰効果以上に空間線量率が減少していることがわかります。また、図3右に示している2015年11月に実施された走行サーベイ結果のマップと比較することにより、空間線量率の減少が物理減衰効果以下である地域（オレンジ色の地域）は、会津若松市などの福島県西部あるいは県南部など、既に空間線量率が $0.1\mu\text{Sv/h}$ 以下になっている地域（図3右のマップにおいて濃青色で表示されている地域）に限定されていることがわかります。測定結果には自然放射性核種等による線量が含まれていることから、オレンジ色の地域では、自然放射性核種の影響により見かけ上減少率が物理減衰効果以下になっていると考えられます。

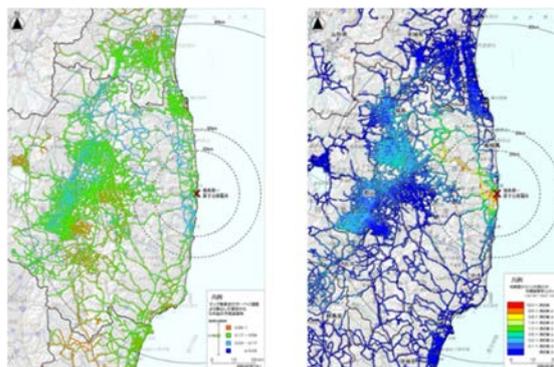


図3 空間線量率の経時変化マップと分布マップ

文科省および規制庁により測定された走行サーベイ結果を分析した経時変化マップ(左図)と2016年11月の分布マップ(右図)

また、食品に含まれる放射性物質の基準値超過率も地図化して年次で比較できるようにしました。これにより多くの地域で基準値を超える食品がなくなったことが確認でき、空間線量率が減衰している傾向と同様に食品に含まれる放射性物質も減少していることがわかります。（図4参照）

現状の放射性物質の分布に関する情報や、上記のような過去から現在に至る放射性物質の分布の経時変化傾向に関する情報、さらには今後どのように放射性物質の分布が変化していくかという、現在から将来に向けた経時変化傾向に関する情報は、福島復興の礎となる貴重かつ重要な情報です。我々は、そのような情報を積極的に作成、公開していきます。

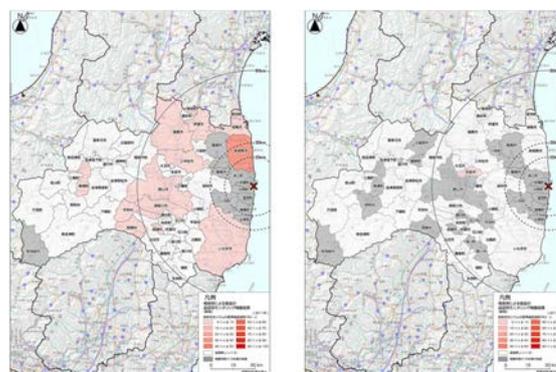


図4 食品に含まれる放射性物質の基準値超過率の比較
福島県による食品（穀物）に含まれる放射性セシウムの基準値超過率の結果（2011年（左図）、2015年（右図））

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約」の成果の一部です。

《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 4, 47 (2014).

6-1 分析技術の高度化

— 東京電力福島第一原子力発電所から放出された放射性核種の分析技術の高度化 —

福島環境安全センター 安全管理・放射線計測グループ 植頭 康裕、柳澤 華代、桑田 遥、萩原 大樹、依田 朋之、大谷 周一、山口 敏夫、前田 智史、吉田 大輔

2011年3月11日に発生した東日本大震災に伴う東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)の事故によって環境中に放出された放射性物質の量や化学形を含む核種等の把握は、環境影響評価の観点から重要です。特に、1F から放出される排水中に含まれるトリチウムや純β核種として測定が難しい放射性ストロンチウムは、公定法において、長い分析時間(1試料あたり2週間から1か月)と熟練した分析スキルが必要です。また、原子力災害などの緊急時には、多くの試料を迅速に測定し、データを提供することが求められます。したがって、当グループでは分析者のスキルに左右されない簡便かつ迅速な分析法の開発を進めております。

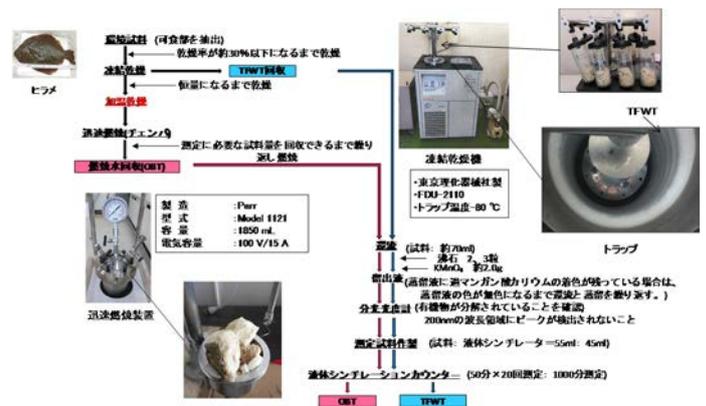


図1 有機結合型トリチウム(OBT)分析工程フロー図

(1) 有機結合型トリチウム (OBT) 分析法の迅速化

1Fにおける排水処理の過程で、トリチウムは除去できないため、排水に多くのトリチウムが含まれ、発電所周辺海水中及び海産物中のトリチウム濃度のモニタリングが重要です。トリチウムは、組織自由水トリチウム(以下、TFWT)と有機結合型トリチウム(以下、OBT)に分別することができます。トリチウムは、海産物中の可食部ではOBTとして取り込まれ、OBT摂取の場合、主に食物として摂取されて体組織中に吸収されます。血液に取り込まれ炭素と結合したOBTは、生物学的半減期が40日であり、その線量寄与分はトリチウム全体の80%となります[1]。したがって、他の核種に比べると内部被ばくへの寄与は小さいもののトリチウムの中では、寄与が大きいと考えられます。また、TFWTとOBTを分別して双方を定量している報告は多くありません。

OBTの分析は凍結乾燥、乾燥物の燃焼と燃焼水の回収、還流・蒸留による有機物の分解、液体シンチレーションカウンターによるβ線の測定によって成り立ちます。これまでの公定法の乾燥工程とは異なり、凍結乾燥に加温乾燥を組み合わせた手法(凍結乾燥の恒量になる途中で、加温乾燥を実施)(図1)により、乾燥工程に要する時間が約14日[2]から約7日に短縮しました(表1)[3]。また、乾燥に適した試料形状について検討した結果、ブロック状でもミンチ状でも乾燥工程に関わる時間に大きな差異は認められなかったため、ミンチにする間の試料量の損失(回収率の低下)をなくすことから、ブロック状で処理することにしました。

今後は、分析条件設定の検討、線量評価を目的とした分析法の迅速化および海産物中のOBT分析のルーチン化を進めていきます。

(2) ⁹⁰Sr 分析法の高度化

環境試料中の放射性ストロンチウムの分析では、試料からストロンチウムのみを化学的に分離精製した後、

表1 凍結乾燥と加温乾燥を組み合わせた恒量になるまでの時間、重量、乾燥率

	供試量 (g)	凍結乾燥			加温乾燥		
		時間 (日)	重量 (g)	乾燥率 (%)	時間 (日)	重量 (g)	総乾燥率 (%)
a	3090	13(恒量)	717	23			
b	3001	1	1312	44			
c	3100	3	736	24	1	735	24
d	3050	5	662	22	2	661	22

⁹⁰Srとその壊変生成物である⁹⁰Yの放射平衡を待ち(2週間程度)、⁹⁰Yから放出されるβ線を計測することにより、⁹⁰Srの放射能を算出する方法(ミルキング法)が一般的です。しかし、これらの操作には熟練した技術と時間(通常約1ヶ月)を要します。

従来、ICP-QMSの感度では比較的短半減期の⁹⁰Sr(半減期28.79年)を測定することは難しい[4],[5]と言われていましたが、Takagaiら[6]の開発した、カスケード濃縮分離内蔵型ICP-QMSシステム(図2)では、従来の質量分析法のように、微小時間の測定を複数回繰り返すものではなく、試料挿入時からカラム切り替えまでの間に常時測定ゲートを開ける方法により、入射パルスが増え、⁹⁰Srのような短半減期核種に対しても測定が可能となりました。

また、Srレジンカラムによる濃縮分離や酸素リアクションによる⁹⁰Zrや⁹⁰Yの同体重干渉除去を併用し、高感度化を図ることで、放射平衡を待たずに、従来法よりも迅速かつ容易に⁹⁰Srを測定することができます。さらに、⁹⁰Srとマスバイアスがほぼ等しい安定同位体、⁸⁸Sr標準溶液を用いて作成した検量線の傾きを利用して、間接的に⁹⁰Srを定量できることが分かっています(図3)。このような間接定量法では、放射性の⁹⁰Sr標準溶液を使用しないため、より簡易な方法と思われます。

当グループでは、測定条件毎の問題点を抽出するため、第一段階として⁸⁸Srを用いた検量線から定量する間接定量

法において、酸素リアクションを用いない場合（以下、STDモード）と酸素リアクションを用いる場合（以下、DRCモード）とを比較しました。2015年度までにSTDモードにおけるレジンの通液による影響の有無を比較しました。STDモードでは、使用する高純度硝酸（TAMAPURE-AA-100）を予めSrレジンに通液してから標準液調製等に用いることで、⁹⁰Zrによる同重体干渉を低減することができ、⁹⁰Sr検出限界値が下がることを示しました[7]。平成28年度は、酸素リアクションを用いる場合（DRCモード）も含めて、各条件における⁹⁰Sr検出限界値の確認を行いました。なお、試料供試量は10mLとし、検出限界値（DL）の算出及び放射能濃度への換算には以下の式を用いました。

⁹⁰Sr 検出限界値(Bq/L)

$$= \frac{3 \times \text{ブランク標準偏差}}{^{88}\text{Sr 検量線の傾き}} \times \frac{6 \times 10^{23}}{90} \times \frac{0.693}{^{90}\text{Sr 半減期(秒)}} \times \frac{1}{10^9}$$

その結果、STDモードに比べ、DRCモードでの $m/z=90$ におけるブランク標準偏差は約 1/500~1/1000 と大幅に減少し、⁹⁰Sr 検出限界値においても約 1/100 の 8.1 Bq/L と大幅に改善しました（図4）（表2）。これは酸素リアクションを用いることで、天然に 51.45%存在する安定同位体 ⁹⁰Zr の大部分を Zr0 ($m/z=106$) として除去できたためです。また、DRCモードにおけるSrレジンへの事前通液の有無（条件③、④）は、⁹⁰Sr 検出限界値に差異がないことから、⁹⁰Zr による同重体干渉の解消には、高純度硝酸を予めSrレジン通液するよりもDRCモードを用いる方が効果的であり、通液にかかる時間（20%硝酸 1L あたり半日）を考慮しても、条件③が適当であることを確認しました。

今後は、本法を環境試料のルーチン分析に適用するため、マイクロ波試料前処理装置を用いた前処理法の検討を行うとともに、第二段階として、⁹⁰Sr 標準溶液を用いた分析値の妥当性確認を行っていきます。

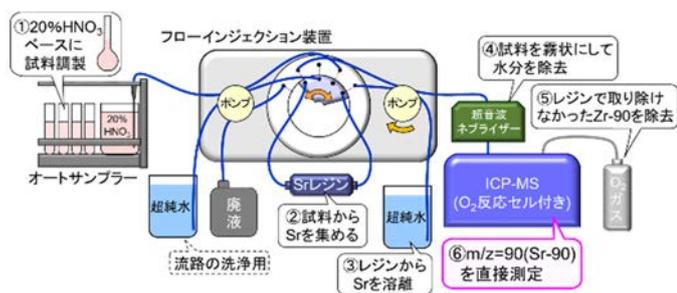


図2 カスケード濃縮分離内蔵型 ICP-QMS システムにおける ⁹⁰Sr 分析の概念図

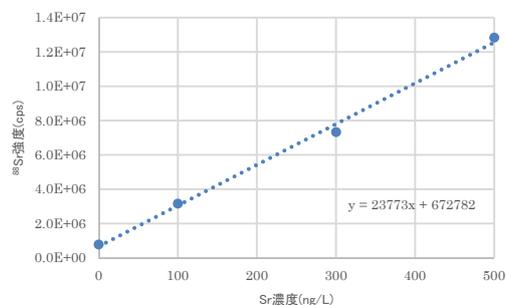


図3 ⁸⁸Sr 検量線の例

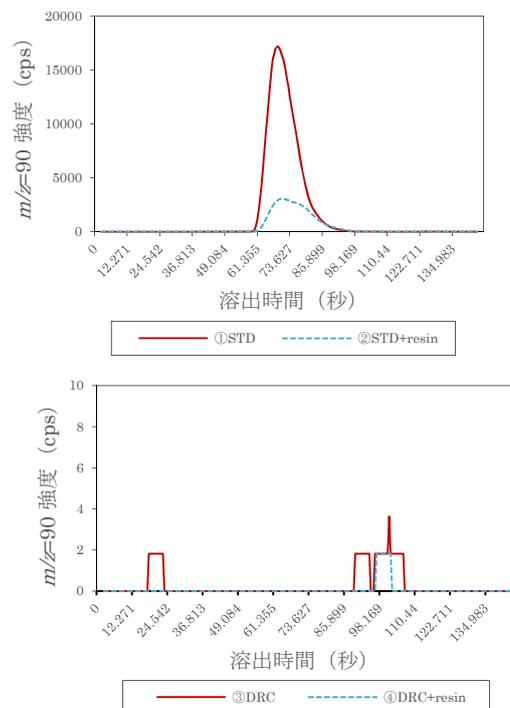


図4 ブランク溶液（20%硝酸）測定時の溶出時間対強度

表2 各条件における ⁹⁰Sr 検出限界値

条件	⁸⁸ Sr検量線傾き	$m/z=90$ blank*		⁹⁰ Sr検出限界値(Bq/L)
		平均強度(cps)	標準偏差(cps)	
① STDモード	170230	111230	10414	9.3×10^2
② STDモード+Srレジン通液	261424	27079	5879.3	3.4×10^2
③ DRCモード	23773	4	13	8.1
④ DRCモード+Srレジン通液	40443	8	14	5.2

*n=10

(3) まとめ

OBT分析及び放射性ストロンチウムの分析手法について、既存の方法を見直し、簡便性かつ迅速性の観点から、改善を図ることができました。今後は、分析手法の再現性及び精度の確認のため、国際相互比較等への対応も検討していきます。

《引用文献》

- [1] 一政祐輔 他 “トリチウムの影響と安全管理” 日本原子力学会誌 39, 914-942 (1997) .
- [2] 文部科学省, 放射能測定法シリーズ9 “トリチウム分析法” 日本分析センター刊 (2002).
- [3] 眞鍋早知 他, “迅速燃焼装置を用いたヒラメ中の有機結合型トリチウム分析における前処理法の検討”, トリチウム研究会 proceedings, 岐阜県土岐市 2016年8月 (2016).
- [4] 大塚良仁, “質量分析装置を用いた環境試料中の放射性核種分析の現状”, Radioisotopes 55, 651-664 (2006).
- [5] Y. Uezu, “Studies on determination of natural and artificial radionuclides based on their lives”, Doctoral Thesis, Niigata University (2003).
- [6] Y. Takagai et al., “Sequential inductively coupled plasma quadrupole mass-spectrometric quantification of radioactive strontium-90 incorporating cascade separation steps for radioactive contamination rapid survey” Anal. Methods 6,355-362 (2014).
- [7] 内海あずさ 他, “ICP-MSによるSr-90分析のためのSr-88検量線の作成”, 第17回環境放射能研究会, 茨城県つくば市 2016年3月 (2015).

6-2 放射能測定データの信頼性向上

— 放射能測定の試験所として ISO/IEC 17025 : 2005 認定を取得 —

福島環境安全センター 安全管理・放射線計測グループ 植頭 康裕、依田 朋之、萩原 大樹
栗田 義幸、前田 智史、大谷 周一、山口 敏夫、吉田 大輔

福島環境安全センター安全管理・放射線計測グループでは、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所の事故に起因する放射性物質について、環境中での分布状況や動態等を調査するため、2012年9月に福島市内に分析所を開設しました。分析所は2016年5月に福島県環境創造センターの竣工に合わせ三春町へ移転し、移転後においても環境放射能分析業務を継続し、ゲルマニウム半導体検出器を使用した環境試料中のガンマ線測定は月に1,000件程度で、2016年11月現在までに計約29,000件の分析を実施しています(図1)。

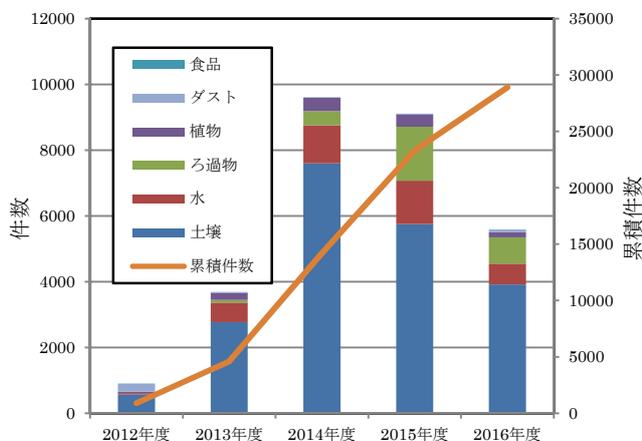


図1 環境放射能分析実績 (2016年11月10日現在)

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

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

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

なお、国内で当該試験所と同種の認定は約60試験所(認定時点)が受けております。

(1) ISO/IEC 17025 とは

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

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

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

(2) ISO/IEC 17025 に基づく品質管理体制の構築

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

① 管理上の要求事項に対する対応

管理上の要求事項については ISO 9001 と同様となっており、Plan (計画)、Do (実施)、Check (検証)、Action (改善) のサイクルを廻すことが基本となっております(図2)。この PDCA のサイクルを廻し、継続的に改善を図ることにより、ISO の管理上の要求事項が満たされます。

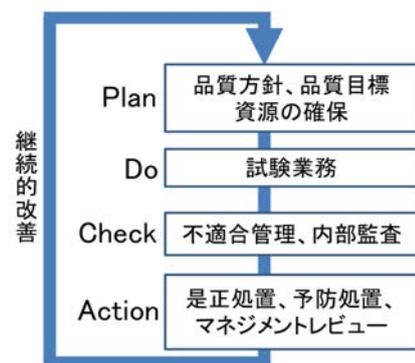


図2 マネジメントシステム概念図

② 技術的要求事項に対する対応

技術的要求事項は ISO 9001 にはない、この規格特有のものであり、この要求事項に対応したプロセスフローは図3のとおりとなります。また、試験の正確さ及び信頼性を決定する下記の要因に対する対応を図っています。

《要員》

試験に係る教育訓練を実施することで、力量を認められた試験員として要員を認定しています。

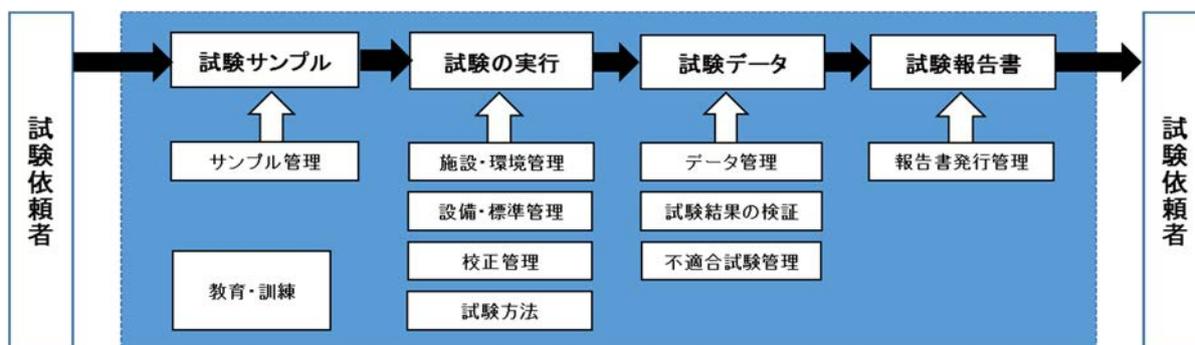


図3 技術管理プロセスフロー（一部修正） 引用文献[3]による

《施設及び環境条件》

測定に間接的に影響を与える温度、湿度に対して空調設備の管理を行い、直接影響のある放射線に対して測定室等の放射線管理を行っています。

《試験・校正の方法及び妥当性確認》

国家規格である「放射能測定法シリーズNo. 7 ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー（文部科学省制定）」を試験方法として採用しています。また、不確かさの要因の洗い出し及び評価手順の確立により、不確かさの推定を可能としました。

《設備》

測定設備の修理、調整履歴と併せ識別管理を図るとともに、測定設備の取扱方法及び不適合事象発生時の対応方法について手順化しています。

《測定のトレーサビリティ》

測定設備の校正のための手順を策定し、これに従った内部校正又は JCSS 校正機関による外部校正を実施しています。

《試験・校正品目の取扱い》

試験試料を適切に管理するため、試験試料受領、識別、取扱い、保管のための手順を策定しています。

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

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

しました。この改訂により認定発行要件を明確にしたことで、認定機関のロゴ付き試験報告書の発行実績を着実に得ています。

③ 第1回サーベイランス審査の受審

認定機関による認定維持のためのサーベイランス審査を10月に受審し、指摘事項を受けることなく、継続的に認定の要求事項が満たされていることを認められました。

(4) 認定による分析業務改善効果

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



図4 認定証と分析業務の様子

(3) 認定後における活動

① 認定事項の変更手続き

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

② 品質マニュアル等手順書の改訂

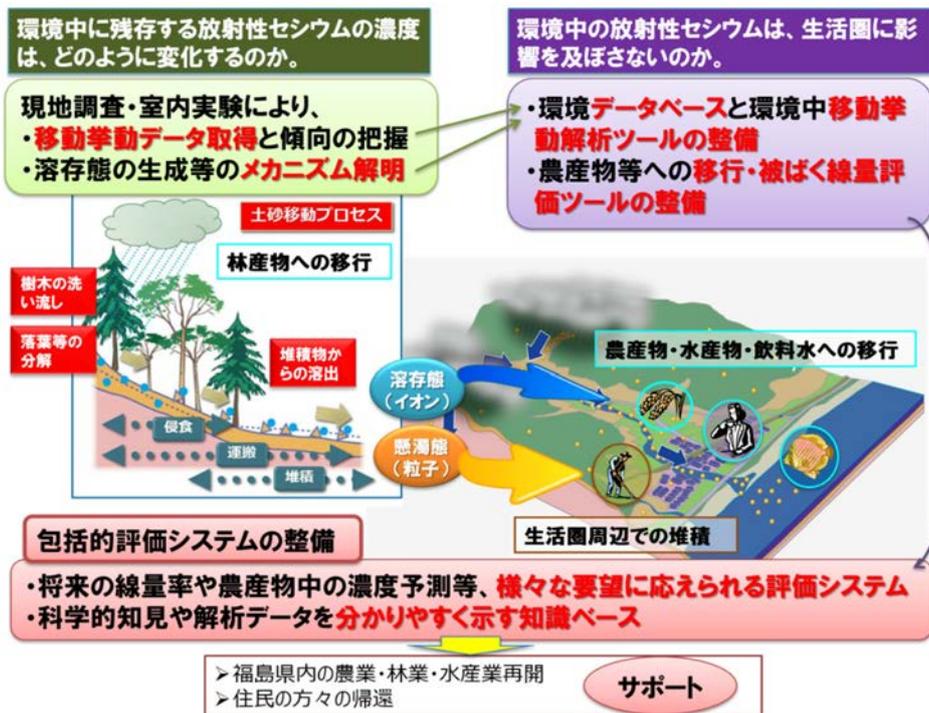
上記の移転等に伴う改訂に加え、内部監査での推奨事項、マネジメントレビューでの指示事項を反映するため、ISO に係る手順書（12 通）に対し見直しを実施

まとめ

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

《引用文献》 [1] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究開発部門. 信頼性の高い放射能測定データを提供する. Topics 福島. 2016, No. 72. <http://fukushima.jaea.go.jp/magazine/pdf/topics-fukushima072.pdf>. (参照 2016-11-15)
 [2] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究開発部門. 信頼性の高い放射能測定データを提供する. 明日へ向けて. 2016, No. 8, p. 8-9. <http://fukushima.jaea.go.jp/magazine/pdf/toward-future008.pdf>. (参照 2016-11-15)
 [3] 岩本威生. ISO/IEC 17025 (JISQ 17025) に基づく試験所品質システム構築の手引. 第1版, 財団法人日本規格協会, 2006, p. 70.

7 環境動態研究の全体概要



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について、現地調査や室内実験によりデータ取得・メカニズム解明を進めます。その成果に基づき、環境中での移動挙動および農産物等への移行挙動を予測し、将来の被ばく線量を評価する解析ツールを整備します。それらを用いて、様々な要望に応えるための評価システムを整備し、解析結果を科学的知見とともにわかりやすく提示することにより、産業の再開や住民の方々の帰還をサポートする情報の提供を目指します。

(1) はじめに

原子力機構では、環境中に放出された放射性物質の移動挙動を解明・予測することを目的とした環境動態研究を進めています。福島県では、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所 (1F) の事故により放出された放射性物質による汚染に対し、生活圏とその周辺の除染が進められているところですが、現在でも山地森林には放射性物質が残存しています。時間の経過とともに、これら環境中の放射性物質は、水流や風などの自然の駆動力によって移動し、最終的には生活圏や海に到達し、生活や健康に影響を及ぼす可能性が懸念されています。環境動態研究は、このような懸念に対し、科学的根拠をもって応えることにより、住民の方々の帰還や産業再開をサポートすることを目指しています。

特に、福島長期環境動態研究 (F-TRACE プロジェクト) においては、現地調査や室内実験によりデータ取得・メカニズム解明を進め、環境中での移動挙動および農産物等への移行挙動を予測し、将来の被ばく線量を評価する解析ツールを整備するのみならず、それらを用いて、自治体や住民の方々からの様々な要望に応えるための「包括的評価システム」を整備しています (図1)。これにより、将来の空間線量率、環境中や林産物等の放射性セシウム濃度、被ばく線量等を評価し、解析結果をグラフやマップの形で可視化し、根拠となる科学的知見をわかりやすくまとめた Q&A や解説シートなどとともに提供することを目指します。

(2) 環境動態研究で得られた知見

これまでの環境動態研究において、以下のような知見が得られてきました (図2)。

① 森林に残存する放射性セシウムの挙動

森林内の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移動します。また、地表面の放射性物質は表層流等により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。これまでの調査から、樹木から地表面へ移動する放射性セシウム量は、地表面から流出する量を上回り、全体として森林内に留まる傾向にあることがわかってきました (7-1(1))。また、森林内における放射性セシウム蓄積量は、森林土壌が大部分を占めており、スギ立木における蓄積量は非常に小さいことがわかりました。

このように、森林において放射性セシウムの流出が極めて小さく、特に地衣類とよばれる菌類の一種に放射性物質が取り込まれやすい[1]という特徴に着目し、1F 周辺 (オフサイト) の地衣類・樹木・表土中に含まれる放射性物質の分布状況を詳細に調査し、1F 敷地内 (オンサイト) の放射性物質の分布状況を推測するための手法開発を進めています[2]。

② 河川・ため池水系への流出挙動

森林から河川水系への放射性セシウムの流出は限定的でしたが、市街地に降下した放射性セシウムの多くは、事故後の約4年間で流失したと考えられました (7-1(5))。

流入した放射性セシウムの大部分は、土砂粒子に吸着された形態（懸濁態）ですが、一部はイオンのように水に溶けた形態（溶存態）で存在します。河川水系での放射性セシウムの移動に関するデータは、河川水位や懸濁物質濃度の連続観測装置により取得しています。その結果、例えば、平成 27 年関東東北豪雨出水時（9 月 8～13 日）の請戸川水系のうち上流にダムのない支流・高瀬川では、ダムのある本流・請戸川よりもずっと多くの土砂が移動・堆積したことが分かりました（7-1(2)）。

これらのデータは、環境モニタリングデータベースとして取りまとめ、公開を進めています。また、放射性セシウムの分布状況の変化に基づき空間線量率や被ばく線量を評価するための解析モデルの開発を進めました（7-1(6)）。

③ 河川水系におけるセシウムの挙動

溶存態セシウムは、最も濃度が高い河川水系でも 1 Bq/L 未満ですが、濃度の減少傾向はやや緩やかで、濃度は夏に高く冬に低いのが特徴です（7-1(3)）。これらの特徴等から、現在、その発生源・プロセスや生態系への移行挙動の評価を進めています。

一方、懸濁態セシウムは、河川水系における放射性セシウムの移動の大部分を占めますが、ダムがあると粒径の大きな成分はダム湖内に堆積し、粒径の小さいシルトや粘土と呼ばれる細粒成分だけが下流に移動できます（7-1(3)）。ダムのない河川では、平成 27 年 9 月の出水時には上流で発生した土砂が下流まで移動・堆積しましたが、堆積した土砂の放射性セシウムの濃度が過去に堆積

した土砂に比べて相対的に低かったため、高水敷の空間線量率が大きく低下するのが認められました（7-1(2)）。懸濁態の放射性セシウムが海に到達した場合、例えば河口付近の窪地状地形のところに濃度の比較的高い細粒成分が堆積しやすいものの、そのような地形は極めて限定的で、全般的に放射性セシウム濃度が低い砂質の海底土が堆積していました（7-1(4)）。

④ 海洋における物質動態

福島周辺の海底には、1F 事故によって放出された放射性核種の一部が堆積しています。2011～2013 年にかけて行われた 1F から 2～150 km 離れた海底での観測では、放射性ヨウ素 (^{129}I) と放射性セシウム (^{137}Cs) の比がこれまでより高い「新しい」粒子が、小規模ながら海底に運ばれ、堆積していることが分かりました（7-2(1)）。また、これまでの海洋における放射性物質の動態評価モデルをオンサイトに適用し、1F 前面海域および港湾内の堆積物からの放射性セシウム溶出量を推定する（7-2(2)）とともに、1F の排水路からの流出も考慮して、港湾内のトリチウム濃度分布を再現する取り組み（7-2(3)）を進めました。

本年 7 月に福島県環境創造センターが全面運用開始となり、国立環境研究所および福島県と協力し、研究の柱の一つとして、環境動態研究を進めています。今後も、大学や関係研究機関との連携を強化し、国際的に受容されうるように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。

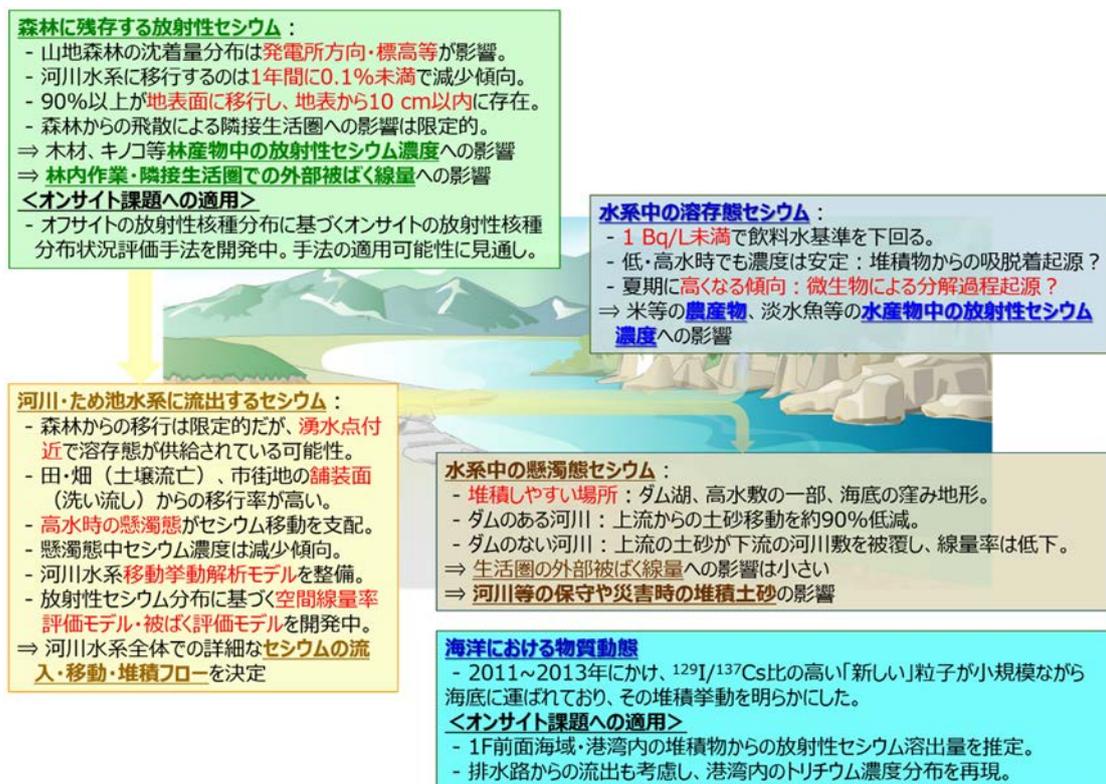


図2 環境動態研究で得られた放射性セシウムの挙動に関する主要な知見

森林から河川水系への移行は限定的で、生活圏の外部被ばく線量への影響は小さいと考えられます。今後は、木材、キノコ等の林産物、米等の農産物、淡水魚等の水産物等への移行挙動を長期的に把握し、その将来予測に役立てていきます。また、オフサイトで得られた知見や評価手法をオンサイトの課題に適用し、成果を上げつつあります。

《引用文献》 [1] T. Dohi, et al., "Radiocaesium activity concentrations in parmelioid lichens within a 60 km radius of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant", *Journal of Environmental Radioactivity*, **146**, 125 (2015).
 [2] 飯島和毅 他, "オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定" 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, *2J15* (2016).

7-1 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

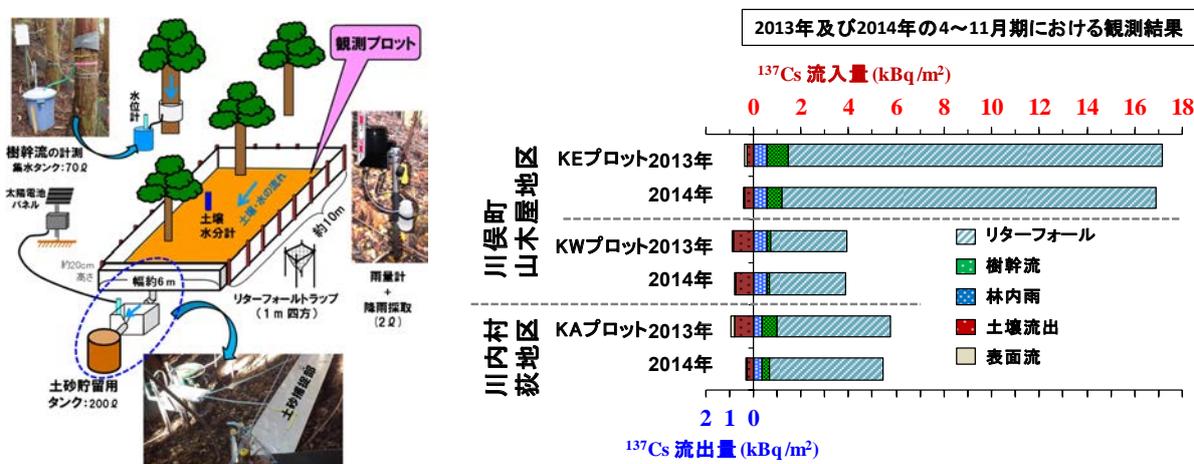


図1 森林域における放射性セシウム流出量の観測

左図：観測プロットの概略図、右図：森林域での ^{137}Cs 流出量と流入量

川内村荻地区（スギ林）と川俣町山木屋地区（アカマツ・コナラ混交林）において、放射性セシウム流出量を観測するための観測プロット（左図）を設置しています。観測結果から、森林の林床では、 ^{137}Cs の流入量が流出量を上回ることがわかりました。

(1) はじめに

福島県内に残存する東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故に由来する放射性物質のうち、 ^{137}Cs はその半減期が約30年と長いことから、今後長期にわたり、放射線による影響と環境中の分布状況に注視していく必要があります。特に、福島県の約70%は森林に覆われることから[1]、森林域における ^{137}Cs の分布状況とその経年変化に係る実態把握が急がれます。原子力機構の福島環境安全センターでは、森林生態系の外部への放射性セシウムの流出状況、森林生態系の内部における放射性セシウムの移行/分布状況及び森林内とその隣接地における外部被ばく評価手法の構築に係る調査研究を進めています。

本報告では、森林生態系における放射性セシウムの流出と分布状況に係る調査結果を報告します。

(2) 放射性セシウム流出量及び流入量の観測

樹木に吸着した放射性セシウムは、降雨や落葉落枝（リターフォール）、樹木の幹を伝う流水（樹幹流）などに伴い、樹木から森林の地表面（林床）へ移動すると考えられます。また、放射性セシウムは土壌粒子に吸着しやすく、一度吸着すると非常に離れにくい性質があるため、林床に分布する放射性セシウムは、降雨に伴い発生する表面流と土壌移動により、森林の傾斜方向へ移動すると考えられます。一方、福島県の森林は大部分が山地に分布しており、民有林のうち、針葉樹林は約4割程度、広葉樹林が約5割強、残り1割弱は竹林等です。針葉樹林

ではスギ林が最も多いことが特徴です[1]。これらのことから、山地森林のうち、スギを優占種とする針葉樹林（KAプロット；斜面）と落葉広葉樹林（KE；尾根及びKWプロット；斜面）を調査地を選びました。放射性セシウムは、降雨、樹幹流及びリターフォールに伴い林床へ移動し、表面流と土砂移動に伴い林外へ移動すると考えられます。そこで、林床を基準として、放射性セシウムの流出及び流入状況を観測するための観測プロットを各調査地に設置しました（図1左図）。流出入状況の観測は主に降雨期の4～11月期に実施しており、降雨量、リターフォール量、樹幹流量、表面流量及び土壌移動量の観測とともに、水や土壌試料を採取し、放射性セシウム濃度の分析等を実施しています。

図1右図は、2013年と2014年の4月～11月期において、観測プロットを設置した林床への ^{137}Cs の流出及び流入量の観測結果をまとめたグラフです[2]。流入量を右側、流出量を左側に伸びる棒グラフで示しています。このグラフから、林床へ流入する ^{137}Cs 量は、林床から流出する ^{137}Cs 量を上回り、森林内に留まる傾向にあると考えられます。また、 ^{137}Cs 量流出及び流入量の経年変化については、今回対象とした調査地及び観測期間では非常にわずかであり、調査地による違いが大きいことがわかります。同じ落葉広葉樹林であっても、斜面（図1のKWプロット）と比較して、尾根（図1のKEプロット）では流入が流出を大きく上回り、 ^{137}Cs の流出入状況は地形とも関連すると考えられます。ここで、調査地における ^{137}Cs 蓄積量（ Bq/m^2 ）と ^{137}Cs 流出及び流入量（ Bq/m^2 ）を比較すると、流入量は調査地における蓄積量の0.78～

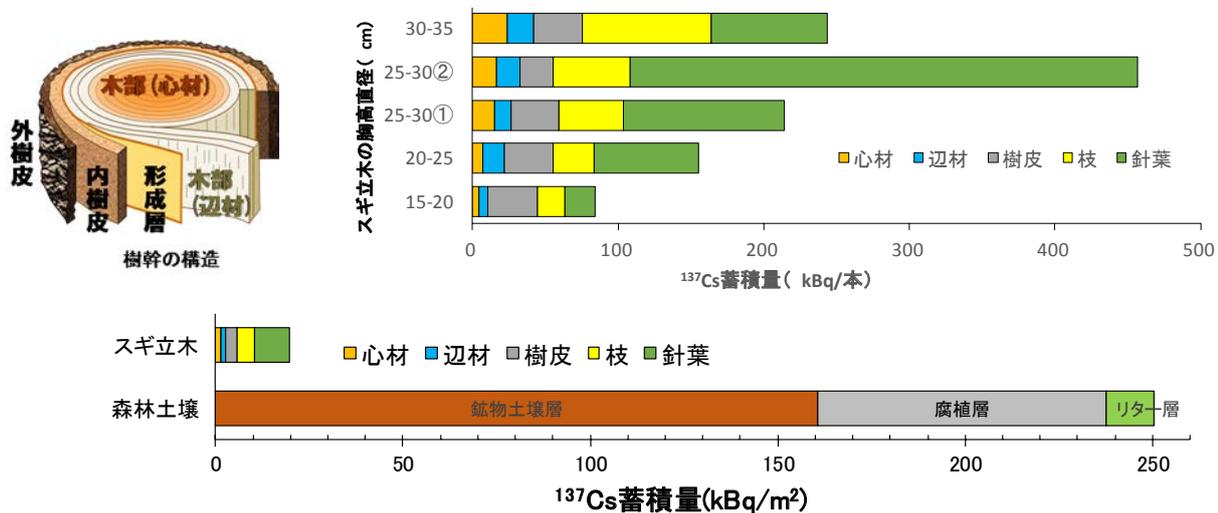


図 2 スギ林における森林各部の¹³⁷Cs蓄積量(2015年10月末時点)

スギ立木の放射性セシウム蓄積量は、針葉、枝、樹皮で多く辺材と心材で少ないことがわかります(上図)。また、スギ立木と森林土壌を比較すると、森林土壌の¹³⁷Cs蓄積量が著しく多いことがわかります(下図)。

3.45%、流出量は0.05~0.19%となり、いずれも蓄積量と比較し非常に小さいことが明らかとなっています[2]。

(3) 森林各部における放射性セシウム蓄積量

森林内における放射性セシウムの分布状況と移行状況を把握するため、森林各部(地上部の樹木と地下の森林土壌)における放射性セシウム蓄積状況の調査をすすめています。地上部の樹木については、川内村荻地区に分布する約0.7haのスギ林において、すべてのスギ立木の樹高や胸高直径(地上1.3m高さでの幹の直径)を計測し、最も頻度の高い胸高直径を持つ立木を5本伐採し試料を採取しました。試料は、地表から15m高さまでの幹を5mごとに採取し、樹冠付近の針葉及び枝も採取しました。スギの放射性セシウム濃度は、樹皮、辺材及び心材で異なることが知られているため、伐採した立木を現地で樹皮/辺材/心材に解体し、立木各部の放射性セシウム濃度を分析しました。また、梶本ほか(2014)[3]に従って、伐採した立木の直径や樹高等を現地で計測するとともに、室内にて立木各部の密度(容積密度)を計測し、地上部のスギ立木の現存量(バイオマス)を算出しました。スギ立木の地上部における放射性セシウム蓄積量は、立木各部の放射性セシウム濃度とバイオマスから算出しました。以上で得られたスギ立木1本当たりの放射性セシウム蓄積量は、調査地の立木密度(969本/ha)から1m²あたりの蓄積量に換算しました。

森林土壌については、スギ立木を伐採した同スギ林において、堆積有機質層と土壌層を採取しました。堆積有機質層は、未分解の状態にある落葉落枝等が堆積したリター層と、リター層の下にあり、落葉落枝等が一部あるいは原形が不明なほど分解した腐食層に分けられます。落葉落枝等の分解の程度により放射性セシウム蓄積量が異なる可能性があるため、リター層と腐食層を区別して

採取しました。土壌層は、スクレーパープレートで深度20cmまで1cmごとに採取しました。放射性セシウム蓄積量は、試料の放射性セシウム濃度と1m²あたりの重量から算出しました。

図2上図は、伐採したスギ立木1本ごとの¹³⁷Cs蓄積量を示しています。針葉、枝及び樹皮における蓄積量が多く、心材と辺材の蓄積量が相対的に小さいこと、胸高直径が大きくバイオマスが大きいほど、放射性セシウム蓄積量が多いことがわかります。但し、胸高直径25-30cmの②は、針葉で特に蓄積量が多く、他の立木が谷底に生育していたのに対し斜面の立木であることから、地形に関連した初期沈着の差異が影響している可能性があります。

図2下図は、2015年10月末時点のスギ立木および森林土壌における¹³⁷Cs蓄積量(Bq/m²)を示したグラフです。このグラフから、森林内の¹³⁷Cs蓄積量は森林土壌が大部分を占めており、スギ立木の蓄積量は非常に少ないことがわかります。また、森林土壌では、鉱物土壌層で最も¹³⁷Cs蓄積量が多く、次いで腐植層及びリター層の順となっており、有機物が大部分を占める腐植層にも¹³⁷Csが比較的多く存在することがわかります。

(4) まとめと今後の予定

現地における調査観測により、森林域における放射性セシウムは森林内にとどまる傾向にあり、森林各部の放射性セシウム蓄積量は、森林土壌で大きく地上部の樹木で小さいことがわかりました。森林各部の立木や土壌の放射性セシウム蓄積量は、森林各部の間の移行状況を反映して変化していく可能性があります。今後とも、放射性セシウムの移行及び蓄積状況に係る調査研究を継続する予定です。

《引用文献》 [1] 福島県, “平成25年福島県森林・林業統計書(平成24年度)”(2013).

[2] T. Niizato et al., “Input and output budgets of radiocesium concerning the forest floor in the mountain forest of Fukushima released from the TEPCO’s Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident”, *J. Environ. Radioact.* **161**, 11 (2016).

[3] 梶本卓也 ほか, “森林生態系における樹木・木材の放射性セシウム分布と動態の調査法”, 森林総合研究所研究報告 **13**, 113 (2014).

7-1 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (2)

— ダム調査 —

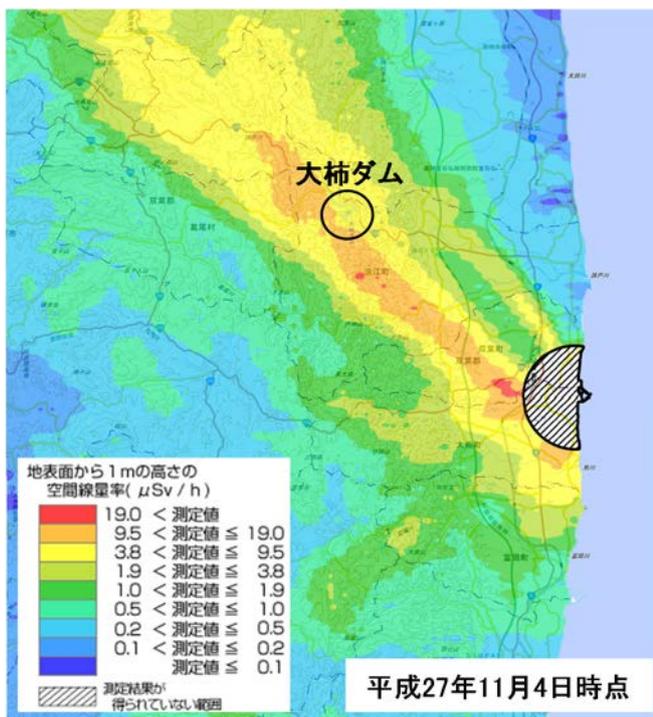
福島環境安全センター 環境動態研究グループ 舟木 泰智

(1) はじめに

山地・森林域に沈着した放射性セシウム (^{137}Cs) は、土壌粒子とともに河川に流入し、下流に向かって移動していきます。浜通り地域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おり、流下してきた土壌粒子の一部は貯水池の底に堆積します。そのため、貯水池は上流域の ^{137}Cs の動態を予測する上で、重要な調査地点といえます。

原子力機構では、貯水池での ^{137}Cs 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、大柿、坂下、萩、滝川ダム) と大熊町と双葉町に分布する 9 つの小規模なため池において、 ^{137}Cs の動態調査を進めています。具体的には水中の懸濁物質や池水の ^{137}Cs 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、底質や沈降粒子を採取し、貯水池に供給される ^{137}Cs の時間変化を把握するための調査も行っています。

本報では、このうち請戸川水系の中腹に位置する大柿ダム (図 1) で実施した底質調査、セディメントトラップ調査および水質調査から得られた懸濁態および溶存態として流域を流下する ^{137}Cs 濃度の時間変化について報告します。



http://ramap.jmc.or.jp/map/
図 1 調査地点

(2) 調査の概要

底質試料は、水中バイブレーション式コアサンプラーおよび不攪乱柱状採泥器を用いて採取しました。沈降粒子は、ダムの湖底に定置したセディメントトラップ (日油技研工業株式会社製 : SMD13S-6000) を用いて定期的に採取しました (図 2)。また、採水器等を用いて流入・放流水および湖水を採取しました。

底質および沈降粒子は、ふるい及び水簸処理によって粒子径ごとに分離し (粘土 : $<2\mu\text{m}$ 、 $2-4\mu\text{m}$ 、泥 : $4-16\mu\text{m}$ 、 $16-63\mu\text{m}$ 、砂 : $63-500\mu\text{m}$ 、 $500-2000\mu\text{m}$ 、礫 : $>2000\mu\text{m}$)、Ge 半導体検出器により放射能濃度を測定しました。湖水試料は、孔径 $0.45\mu\text{m}$ のメンブレンフィルターでろ過し、懸濁態と溶存態を分離した後、それぞれ放射能濃度を測定しました。



図 2 セディメントトラップによる試料採取

(1) 主な成果

底質調査の結果、貯水池の上流側に ^{137}Cs に汚染された土砂が厚く堆積し、下流側の放流工付近まで流下する土砂の量は少ないことがわかりました (図 3)。また、上流側は一部に砂粒子が卓越して堆積しますが、下流側はほとんどシルトと粘土粒子で構成されていました。以上のことから、ダムから下流域への土砂流出の観点からは、流下距離が長い細粒なシルトや粘土粒子と ^{137}Cs 濃度との関係を把握することが重要です。

底質および沈降粒子は、既往の土壌試料などの調査結果と同様に粒径が小さい画分ほど ^{137}Cs 濃度が高い傾向を示しました。一般に比表面積 (粒径) と ^{137}Cs 濃度の関係はべき乗の関数で表現できると考えられており、大柿ダムの底質および沈降粒子から推定された指数値は約 0.2 でした (図 4)。求められた指数値は事故から 5 年程度の期間においてほとんど変化しないため、今後も上流

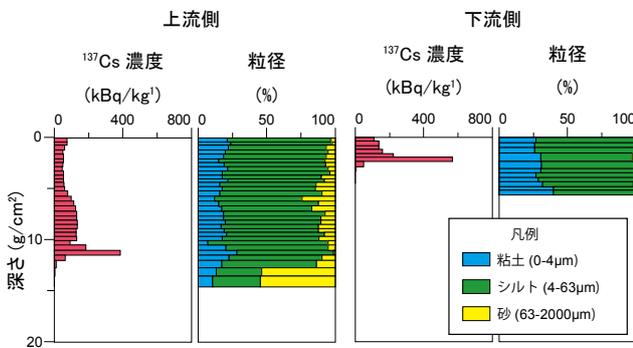


図3 底質の¹³⁷Cs濃度と粒径

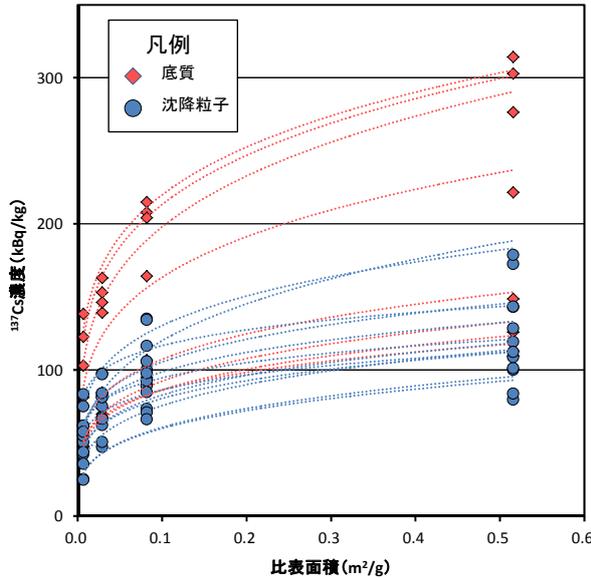


図4 粒径と¹³⁷Cs濃度の関係

域からダム湖へ供給される土砂粒子の比表面積（粒径）と¹³⁷Cs濃度の関係は、概ね上記の関数で説明できるものと考えられます。

また、放流水中の懸濁態と粒径や¹³⁷Cs濃度などが類似していると考えられるダム湖の放流工付近で採取した底質の¹³⁷Csの蓄積履歴を復元し、粒径ごとの¹³⁷Cs濃度の時間変化について検討した結果、¹³⁷Cs濃度は時間に依存して指数関数的に減少することがわかりました（図5）。加えて、底質の採取後から継続的に捕捉している沈降粒子と放流水中の懸濁態の¹³⁷Cs濃度の時間変化は、上記の底質の¹³⁷Csの蓄積履歴から推定した濃度の減少傾向と概ね整合するものでした。

一方、溶存態の¹³⁷Cs濃度は、1) 時間の経過とともに緩やかに低下する、2) 夏場に高く冬場に低い季節変化を示す、3) 湖内では表層水よりも底層水のほうが高い値を示す傾向があることがわかりました（図6）。また、溶存態と懸濁態の分配係数は 10^4 から 10^5 (L/kg) オーダーの値を示しました。

上記のように、溶存態の¹³⁷Cs濃度には、季節変化や深度変化が認められることから、底質からの溶出による内

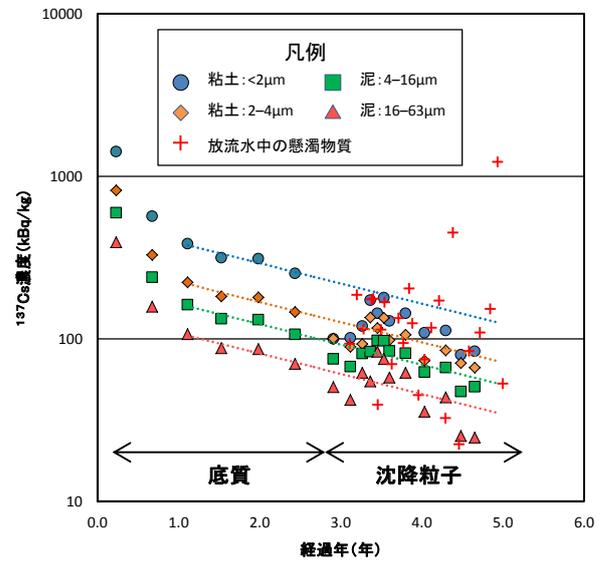


図5 粒径ごとの¹³⁷Cs濃度の時間変化

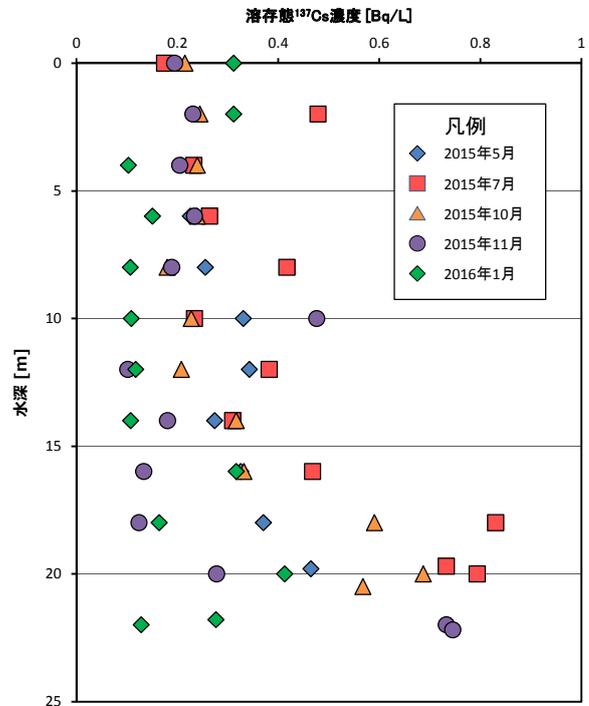


図6 湖水の溶存態¹³⁷Cs濃度

部負荷の影響について調査を実施する必要があると考え、今夏から底質間隙水の¹³⁷Csを把握するための調査を開始しました。

《引用文献》 [1] 舟木泰智 他, “福島長期環境動態研究(19) 福島県浜通り地域の貯水池における放射性セシウムの動態”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 1J02 (2016).
 [2] 舟木泰智 他, “福島県浜通り地域の貯水池における放射性セシウム濃度の時間変化”, 第 81 回日本陸水学会講演要旨集, 2P-4 (2016).

7-1 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

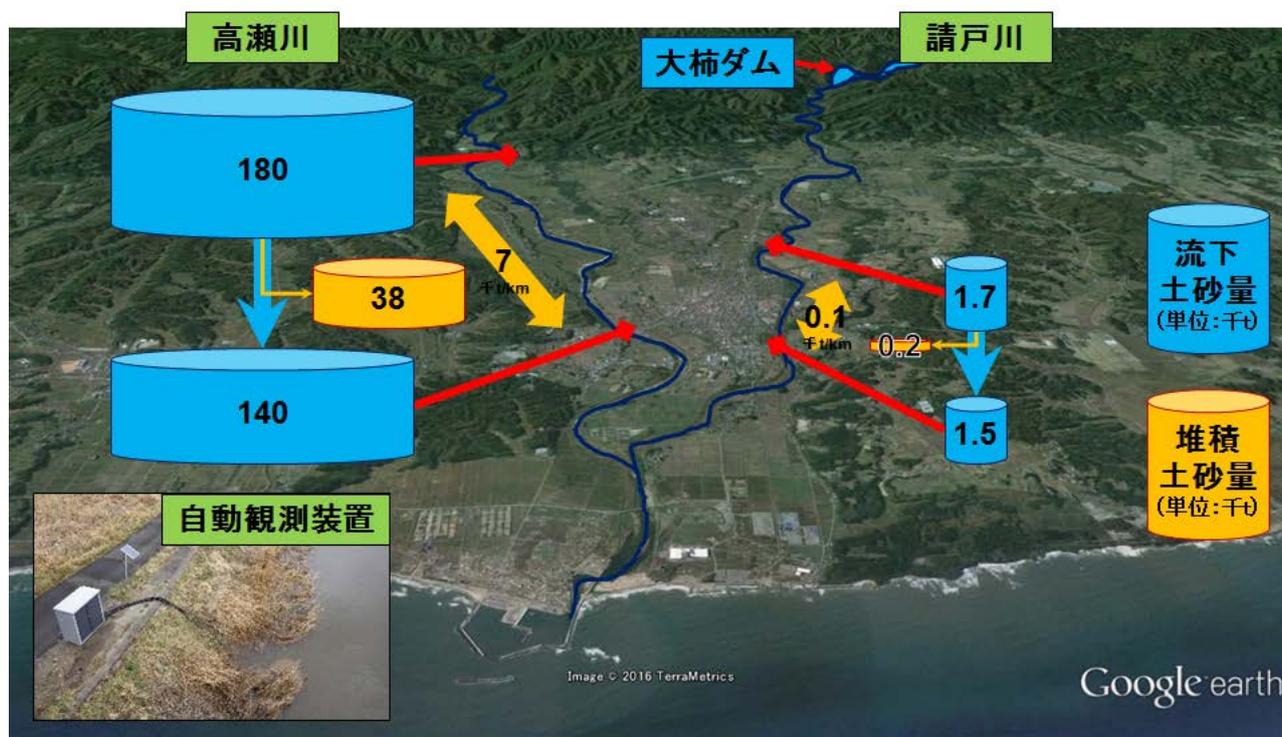


図1 自動観測装置で観測した平成27年9月関東・東北豪雨の出水時の土砂移動量 (請戸川水系の例)

請戸川水系に設置した自動観測装置 (図左下) で、平成27年9月関東・東北豪雨出水時 (9月8～13日) の土砂移動量を観測しました。上流にダムのない支流・高瀬川では、ダムのある本流・請戸川よりも多くの土砂が移動・堆積したことが分かります。

(1) はじめに

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

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

昨年度までの報告では、河川敷において、増水した時だけ水に浸かる場所 (高水敷) に放射性セシウムを含む土壌粒子が堆積していること、また、2013年以降は、放射性セシウム濃度が低い土壌粒子が堆積したため、あるいは、土壌侵食によって放射性セシウムを多く含む土壌粒子が流出したため、高水敷の空間線量率は速い速度で低下していることを報告しました。今年度は、平成27年関東・東北豪雨時の大出水に関する調査結果について報告します。

(2) 調査の概要

現在、調査対象として、比較的空間線量率の高い地域を流れる太田川・小高川・請戸川・前田川・熊川・富岡川・井出川・木戸川を選定しています。それぞれの調査地点において、河川水や川底・河川敷の堆積物に含まれる放射性セシウム濃度とともに、河川の流量や懸濁物質濃度、河川敷における空間線量率分布の調査等を継続的に実施しています。また、河川水位や懸濁物質濃度を連続的に観測する装置 (自動観測装置) をそれぞれの河川に設置し、河川を移動する放射性セシウムの挙動に関する基礎データを蓄積しています。

(3) 主な成果

請戸川水系に設置した自動観測装置で得られた、平成27年9月関東・東北豪雨出水時 (9月8～13日) の土砂移動量の観測結果を図1に示します。上流にダムのない支流・高瀬川では、ダムのある本流・請戸川よりもずっと多くの土砂が移動・堆積したことが分かります。この時の高瀬川の土砂移動量は、1年間の移動量の8割以上を占めました (請戸川は5割程度)。また、同一河川に設置した自動観測装置間の結果を比較すると、流下した放

放射性セシウムの10~20%が河川敷に堆積したことが分かります。

それでは、下流域の河川敷には放射性セシウムがどの程度堆積し、河川敷の空間線量率はどの程度変化したのでしょうか？そこで、2014年冬と2015年秋の河川敷の空間線量率を比較してみました(図2)。水に浸からなかった土手付近に比べて、高水敷の空間線量率は請戸川本流で10~20%、支流・高瀬川では30~70%も低下していました。これは、期間内における放射性セシウムの壊変による物理的減衰(約10%)と比べて、ずっと速い速度で低下していることを示しています。

空間線量率と同様に、2014年冬と2015年秋に調査した放射性セシウムの深さ分布の違いから、期間内における土砂と放射性セシウムの堆積量を明らかにしました(図2)。請戸川本流では1~2cm、支流・高瀬川では30

cm以上の土砂が河川敷に堆積していました。両河川とも、堆積した土砂の放射性セシウムの濃度が、過去に堆積した土砂に比べて相対的に低かったため、高水敷の空間線量率が低下したことが分かります。ここで得られた単位面積当たりの放射性セシウム堆積量に、高水敷の面積をかけると、観測装置で評価した堆積量と同程度であることも確認しました。複数の方法から評価することで、河川による放射性セシウムの移動・堆積挙動をより定量的に把握しています。

これまで述べてきたように、放射性セシウム濃度が低い土壌粒子が堆積するため、あるいは、土壌侵食によって放射性セシウムを多く含む土壌粒子が流出したため、河川敷の空間線量率は今後も時間とともに低下していくと考えられます。

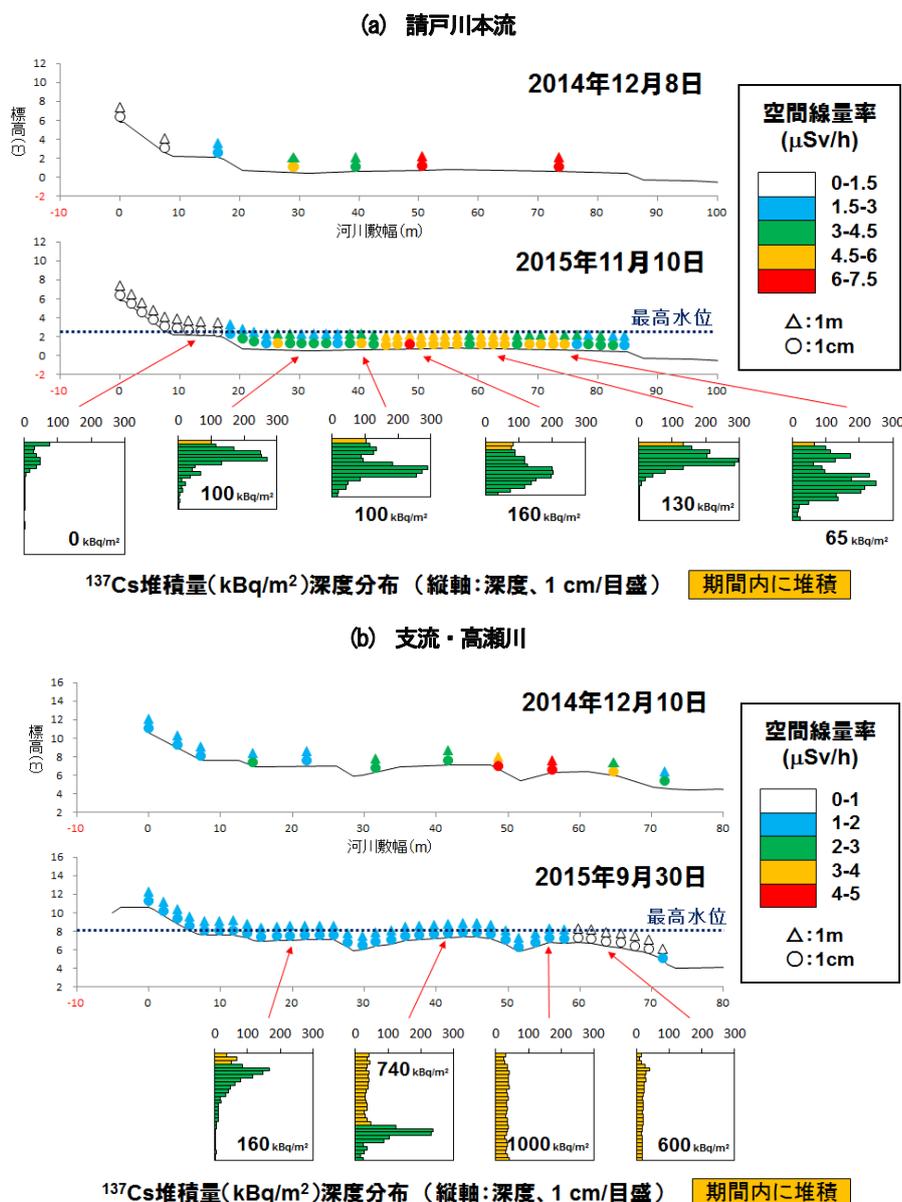


図2 河川敷横断面における空間線量率分布の時間変化と放射性セシウムの深さ分布(請戸川水系の例)

平成27年9月関東・東北豪雨の出水によって、特に高瀬川で空間線量率が大きく低下しました。放射性セシウムの深さ分布から、放射性セシウム濃度が低い土砂が厚く堆積したためによることが分かります。

《参考文献》
・ 中西貴宏, “6-1 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (3) 河川調査”, 2015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, p.68-69 (2015).
・ 中西貴宏 他, “福島長期環境動態研究(18) 福島県浜通り地域の河川における放射性セシウムの移行挙動”, 日本原子力学会2016年秋の大会予稿集, 1J01 (2015).

7-1 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (4)

— 河口域調査 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 鶴田 忠彦、御園生 敏治

(1) はじめに

前節の河川調査で示したように、河川に流入した ^{137}Cs は、その一部は河川敷等に堆積しますが、残りの ^{137}Cs は土壌粒子とともに下流に向かって移動し、河口・沿岸域に流入します。河口・沿岸域に流入した ^{137}Cs がどこにどの程度蓄積されるのか、また将来にわたってそれらはどうに変化するのかを理解することが、河口・沿岸域における調査や解析の目的です。

河口・沿岸域では、土壌粒子とともに流入した ^{137}Cs の運搬や沈降のメカニズムを考える上では、波浪や沿岸流等の輸送の特徴と、海底地形の沈降場の特徴を把握する必要があります。そこで、河口・沿岸域では、波浪や沿岸流等の特徴を調べるための流況調査と、海底地形の特徴を調べるための海底地形調査を行っております。本報では、2013年度からの調査で得られた主な成果について報告します。

(2) 調査の概要

河口・沿岸域の調査は、前節の河川調査を実施している河川の河口から、沖合約5kmまでを重点的な調査範囲としています。これは、河川から流出した ^{137}Cs の主な沈降範囲が、河口から2~3kmの範囲であるという、予察

的な解析結果に基づいています。海底地形調査は調査船で曳航した音波探査機により、各地点の水深を計測するとともに、海底土の分布を推定することができる情報も取得します。推定した海底土の分布に基づき、海底土を採取して ^{137}Cs の濃度等を計測します。更に、調査船や海底に設置した計測器により、流速や水質を計測します。



図1 調査の様子

(左：海底地形調査、中：海底土の採取、右：流速計測)

(3) 主な成果

図2に請戸川河口域における海底土の分布及び海土の ^{137}Cs 濃度プロファイルを示します。また、図3に試料04を採取した地点付近の水深図を示します。

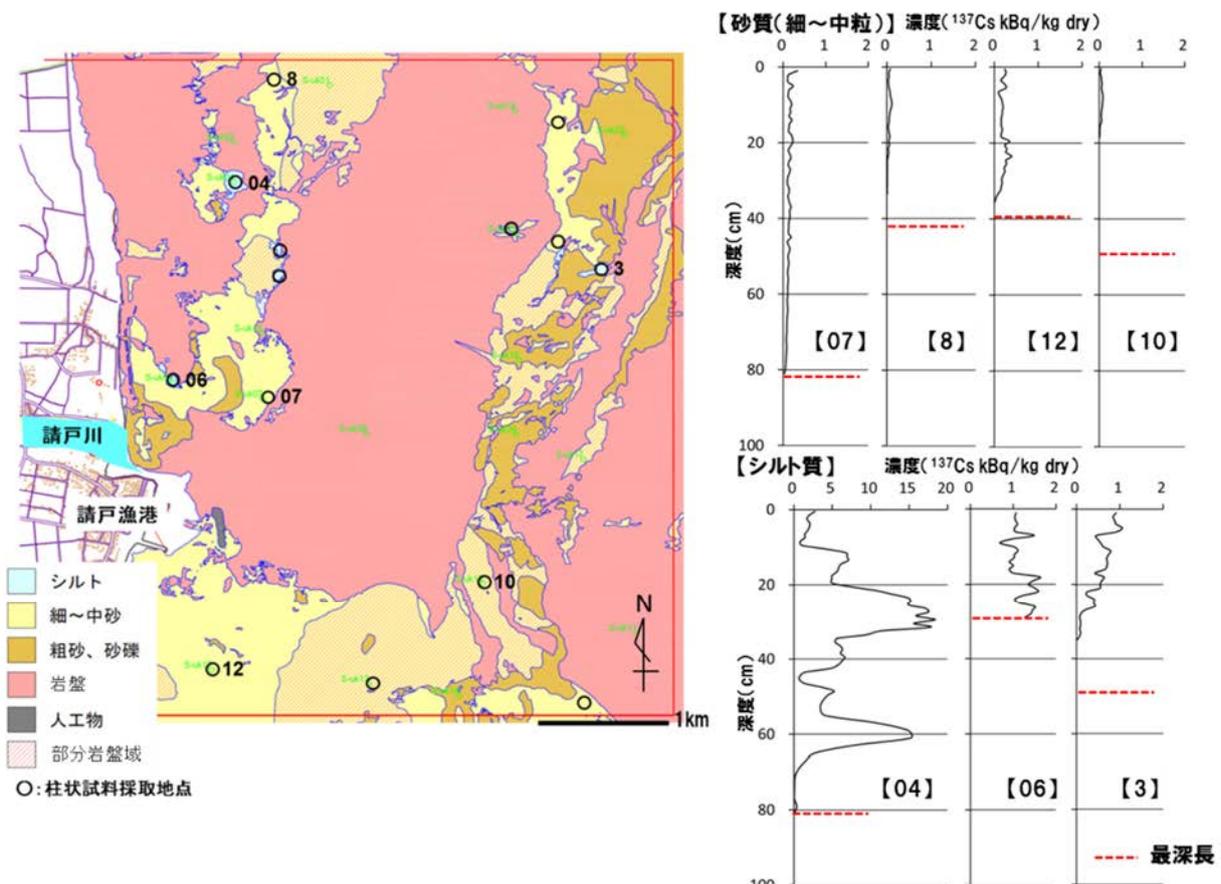


図2 海底土の分布 (左) 及び ^{137}Cs 濃度プロファイル (右) (請戸川河口域)

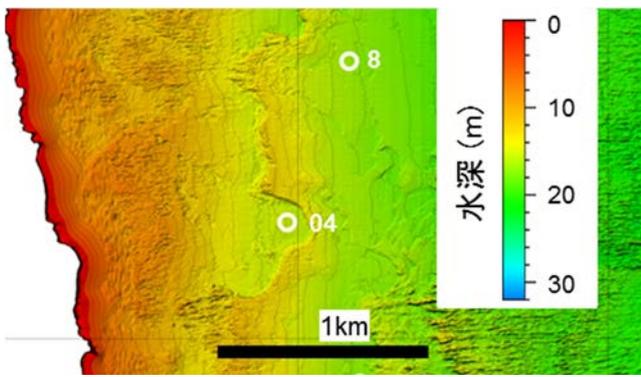


図3 窪地周辺の水深図（番号は図2の試料採取地点）

海底土の分布によると、河口から沖合 5km 程度の海底の半分以上には岩盤が広く分布し、海底土の分布域は海底全体の約 4 割であることが分かりました。また、海底土の厚さは最大で 3m 程度と薄いこと、海底土の大部分は砂質～礫質の粒子であると推定されました。¹³⁷Cs は粒径の小さい粘土鉱物に強く吸着されますが、細粒（シルト相当）の粒子が卓越する範囲は、周囲が岩盤の崖（比高差 3m 程度）に囲まれた凹状の窪地（図2の地点「04」、図3、以下、窪地）に限定されています。

¹³⁷Cs 濃度プロファイルでは、砂質が概ね 200Bq/kg 以下、シルト質が一部を除き 1,000Bq/kg 以下（いずれも乾土）と、河川やダム等の濃度と比較して、二桁以上低いことが確認されました。海底土表層から深度方向の ¹³⁷Cs 濃度は、多くの地点では深度約 30cm 付近で収束するとともに、濃度の変化は小さいことが確認されました。このように、河口・沿岸域においては全般的に ¹³⁷Cs 濃度が低い砂質の海底土が卓越していると考えられます。

一方で、窪地では、表層下 20～70cm にかけて、比較的濃度の高い複数のピークが確認されました。この地点の 1m²あたりの ¹³⁷Cs 量は約 3,500 kBq と、請戸川の流域に沈着した 1m²あたりの ¹³⁷Cs 量の平均よりも大きな ¹³⁷Cs 量を示します。何故、このような ¹³⁷Cs の集積が生じたのでしょうか。そこで、海底土の粒径を調べました（図4）。

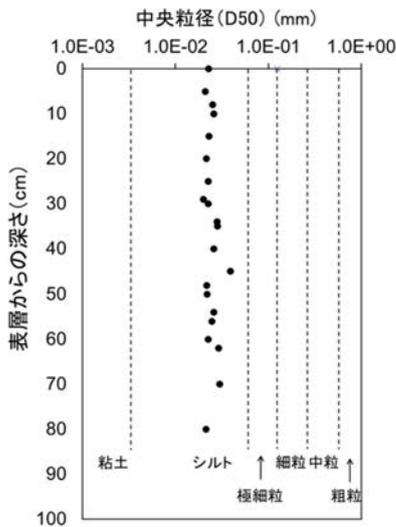


図4 窪地で採取した海底土（04）の粒径

窪地の海底土は、表層から最深長にかけて粒径がほとんど変化せずに、細粒のシルトが継続して沈降していることが分かりました。さらに流況調査により海底土直上の流速を計測し、計測値から掃流力 (N/m^2) を算出しました（図5）。その結果、他の地点に比べて掃流力が小さく、かつ幅も小さいことが確認されました。これらの結果から、窪地を形成する岩盤の崖の存在によって、窪地内で沿岸流等の流速が低下するため、細粒の粒子が継続的に沈降する堆積環境であり、その結果、¹³⁷Cs 濃度の高い細粒の集積が生じたと考えられます。

ではこの地点と同じような海底地形は、どの程度存在するのでしょうか。南相馬市の太田川河口から、富岡町の富岡川河口にかけて、沖合 5km までの海底地形を調査したところ、類似の海底地形は確認されませんでした。したがって、我々の調査により確認された窪地は福島県の河口・沿岸域の中では極めて特異な地点であり、ほとんどの領域では ¹³⁷Cs の有意な集積は生じないと考えられます。

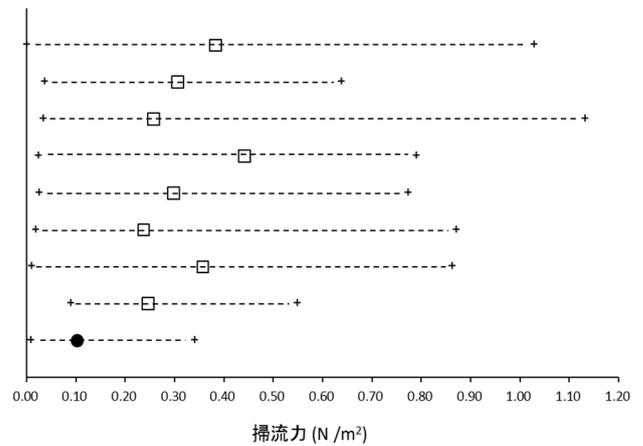


図5 請戸川河口域の底層の掃流力

（●は窪地、□はそれ以外の地点。2014年8月～12月の8回の流速計測値の平均に基づく。点線は最大値と最小値の幅。）

(4) 今後の計画

上述の通り、これまでの調査研究を通して、主に ¹³⁷Cs が分布する場の特徴に関する知見が得られてきました。今後は特に河川から流入した ¹³⁷Cs が、河口・沿岸域のどこにどの程度集積するのかについて、調査を行う予定です。具体的には河口・沿岸域において流速や濁度のモニタリング、懸濁粒子の採取等を行い、台風等の高水イベントや河川流域毎の ¹³⁷Cs の沈着量の相違と、河口・沿岸域における ¹³⁷Cs の移動量等の相関を定量的に把握することにより、河川から流入する ¹³⁷Cs の分布の変化を評価可能な知見の蓄積を図っていきます。

〔引用文献〕 [1] K. Yoshimura, et al., "An extensive study of the concentrations of particulate/dissolved radiocaesium derived from the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident in various river systems and their relationship with catchment inventory", *J. Environment. Radioact.* **139**, 370 (2015).

7-1 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (5)

— 市街地調査 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 吉村 和也

はじめに

被ばく線量は、住民の方々の帰還や除染計画、ならびに帰還された住民の安心において重要な情報です。市街地は住民の滞在時間が長く、被ばく線量に大きく影響する環境の一つです。市街地は、畑地や草地のほか、舗装面や家屋など多様な要素に覆われているため、放射性物質の挙動と空間線量率の経時的な変化傾向は、他の環境と大きく異なることが予想されます。そのため、市街地における空間線量率や放射性セシウムの特徴、ならびにその経時的な変化傾向は、被ばく線量の評価や予測において非常に重要な情報となります。

原子力機構では、大熊町、および富岡町内の帰還困難区域に位置する2つの市街地を対象に、人為的な擾乱の影響を排して空間線量率や放射性セシウムの詳細な分布と変化傾向を調査すると共に、その変化傾向に影響する要因（土地利用、被覆要素など）の評価や、雨水排水を介した放射性セシウムの流出観測を行っています。

本報では放射性核種として長期にわたり被ばく線量に大きく寄与する ^{137}Cs に着目し、宅地における屋根や壁面といった各被覆要素における沈着特性について報告します。

(1) 調査の概要

調査は2015年1月13-23日に、上述の市街地領域に立地する11の建屋について行いました。被覆要素として屋根、屋上、雨樋、壁、窓、玄関ポーチ、犬走り、ならびに周辺の舗装面を対象に、計1119点でGMサーベイメータ（日立アロカメディカル製:TGS-146型）を用い、



図1 GMサーベイメータによる測定の様子

表面計数率 (cpm) を測定しました (図1)。

得られた表面計数率は、あらかじめ取得していた「単

位面積当たりの放射能濃度 (沈着量: kBq m^{-2}) / 表面計数率の比」を用い、沈着量に換算しました。また、周辺の土壌面における沈着量は、可搬型 Ge 半導体検出器 (Canberra: Falcon-5000) を用いて測定しました (図2)。得られた沈着量は、周辺の土壌面における初期沈着量で除し、初期沈着量に対する相対的な沈着量として評価しました。

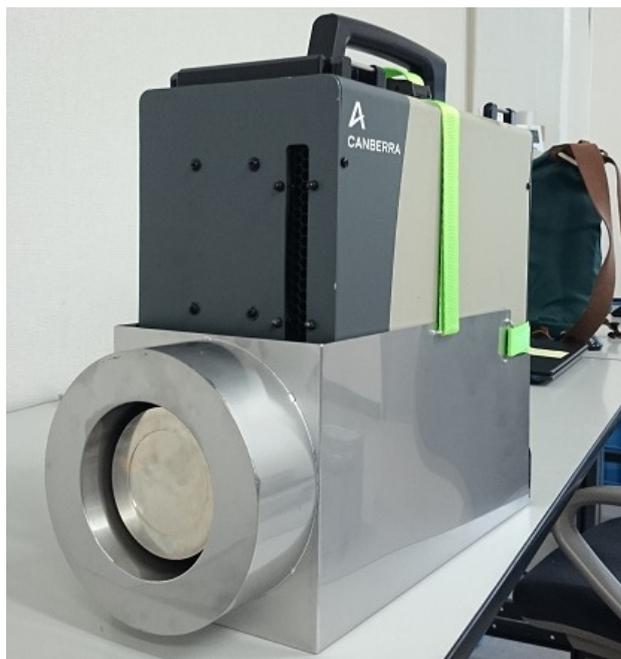


図2 可搬型 Ge 半導体検出器

コリメータを装着することにより、特定の範囲について沈着量の測定が可能。

(2) 主な成果

表1に各被覆要素で得られた相対沈着量を示します。

表1 初期沈着量に対する各被覆要素の相対沈着量 (%)

建屋周辺の土壌面における相対沈着量は、物理減衰のみを反映。また相対沈着量の範囲は標準偏差を示す。

被覆要素	相対沈着量
屋根	2±2 %
屋上	5±12 %
雨樋	4±2 %
壁	<1 %
窓	<1 %
玄関ポーチ	1±1 %
犬走り	8±6 %
建屋周辺の舗装面	18±6 %
建屋周辺の土壌面	92 %

土壌面は、 ^{137}Cs が水平方向に流失しないことから[1]、初期の沈着量に対する相対沈着量は物理減衰のみを反映し

92%となりました。これに対し舗装面の相対沈着量は18%、他建屋の要素の相対沈着量は8%以下と低い値を示し、沈着量は土壌面の1/5以下まで減少していることが確認されました。市街地に特有の被覆要素で相対沈着量が顕著に低かったことから、市街地に降下した放射性セシウムの大部分は、降下時、およびその後のウェザリング効果によって速やかに市街地から除かれたと考えられます。

壁や窓につきましては、定量可能なレベルの¹³⁷Csの沈着は見られませんでした。福島第一原子力発電所に由来する¹³⁷Csは、主に降雨などに伴う湿性沈着によって陸域に供給されました[2]。そのため、垂直構造を有する壁や窓への沈着は少なかった可能性があります。

前述のように相対沈着量の平均値は低かったものの、測定点によって値は大きくばらつきました(表1)。そこでデータがばらつく要因を評価するため、市街地の主要な被覆要素である舗装面、屋根、屋上について頻度分布を作成しました(図3)。舗装面では、相対沈着量が20~30%の範囲にもっとも多く分布し、これよりも値が大きく、ないしは小さくなると頻度が減少しました。これは1つの測定対象群に対して、測定誤差や環境条件の違い(舗装面上の堆積物の量、凹凸の違いなど)が影響し、データが分散したことによると考えています。一方、屋根や屋上では、相対沈着量が非常に小さい範囲と、大きい範囲の2箇所に頻度ピークが確認されました。このような分布は、測定対象群が、2つ以上の群によって形成されていることを示しています。

屋根の素材は多岐に渡りますが、多孔質な素材は¹³⁷Csをよく吸着することがチェルノブイリ原子力発電所事故後の研究により報告されています[3]。そこで、屋根と屋上について素材ごとの相対沈着量を比較しました(図4)。日本の屋根、屋上素材につきましても、表面が滑らかな釉薬瓦や金属スレート、樹脂、防水シートの相対沈着量は非常に低い一方で、表面に塗装処理を施していないセメント瓦やモルタルで相対沈着量が高いことが分かりました。以上から、市街地に降下した放射性セシウムの多くは、事故後の約4年間で流失しましたが、その残存性は被覆要素の素材に依存することが分かりました。今後は、相対沈着量の経時的な変化を評価することが重要と考えています。

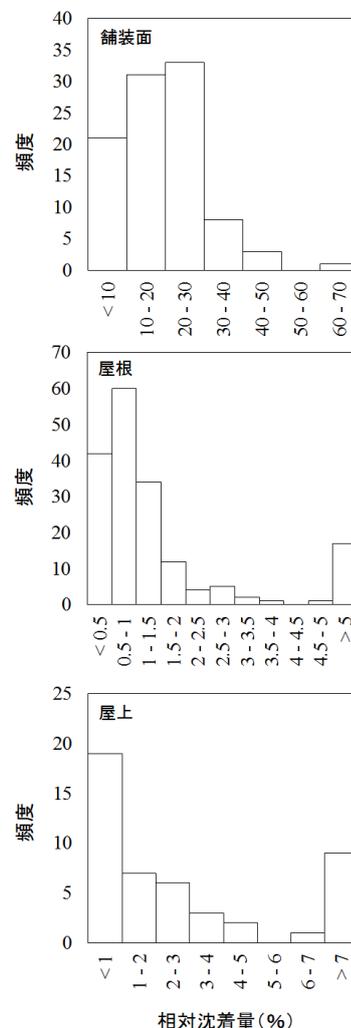


図3 舗装面、屋根、屋上における相対沈着量の頻度分布

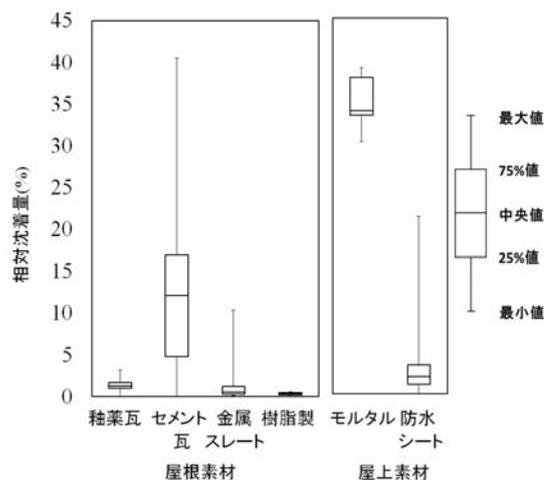


図4 屋根/屋上素材ごとの相対沈着量

《参考文献》 ・ 吉村和也 (ほか), “宅地における¹³⁷Cs分布特性”, Proceedings of the 12th Workshop on Environmental Radioactivity, (2016).
 ・ 吉村和也 (ほか), “福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究(4) 市街環境における被覆面ごとのセシウム-137分布特性”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会 (2016).

《引用文献》 [1] S. Mikami, et al., “Spatial distributions of radionuclides deposited onto ground soil around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant and their temporal change until December 2012”, *J. Environ. Radioact.* **139**, 320 (2015).
 [2] Y. Morino, et al., “Episode Analysis of Deposition of Radiocesium from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident”, *Environ. Sci. Technol.* **47**, 2314 (2013).
 [3] D. J. Roed, “Run-off from and Weathering of Roof Material Following the Chernobyl Accident”, *Radiat. Prot. Dosim.* **21**, 59 (1987).

7-1 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (6)

— 放射性セシウムの将来分布等を推測する解析モデルの開発 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 北村 哲浩、齊藤 宏、操上 広志、佐久間 一幸、木名瀬 栄
 システム計算科学センター 武宮 博
 システム計算科学センター シミュレーション開発室 町田 昌彦、板倉 充洋、山田 進、Alex Malins

(1)はじめに

原子力機構では福島長期環境動態研究として、環境中に残存する放射性セシウムの分布がどのように変化し、生活圏における被ばく線量への影響がどの程度のものなのかを明らかにするため、様々な調査を進めています。また、陸域から水域への移動、水域での移動、空間線量率の変化、農産物や水産物等への移行などを評価するために、評価対象の時間・空間スケールに応じた複数の解析モデルの整備を行っています。

7の全体概要に示したように、現在、個別に評価したい内容を入力すると、上記の調査結果や解析モデルを連携させ可視化処理を行って判りやすい知識情報を提供できる包括的評価システムの構築を進めています。本システムは情報発信事業として構築してきた環境モニタリングデータベース[1]と統合する形で開発を進めており、現在までに、土砂・放射性セシウム移行解析モデル SACT[2]の実装を実現しています。

以下では個別の評価例として、放射性セシウムの動態が外部被ばくや農林水産物などに与える影響を予測するための解析的な試み、および放射性セシウムの移動を引き起こす主な現象として降雨イベント時を対象とした解析を紹介します。その他の個別モデルの開発状況として

は、シグマ座標系を取り入れた3次元水系モデルの開発、樹木や建物の3次元構造や地形を考慮した線量率解析モデルの開発等を行っています。

(2)放射性セシウムの移動に伴う空間線量率変化予測

空間線量率の変化を予測する方法として、統計的な方法と放射性セシウムの物理的な移動に基づく方法の開発を進めています。統計的な方法は、空間線量率の変化を反映する環境半減期を用いた二重指数関数で表現し、その環境半減期は走行サーベイから土地利用区分ごとに導出するもので、事故後30年までの空間線量率の推定を行っております[3]。物理的な移動に基づく方法としては、放射性セシウムの土壌深度方向への移動に伴う空間線量率低減を解析により再現[4]するとともに、土砂・放射性セシウムの移動を包含した流域水循環モデル GETFLOWS と線量率解析モデルを組み合わせることにより、河川周辺の局所スケールでの予測を試行しました[5]。

(3)放射性セシウム動態が農林水産物に与える影響

放射性セシウム動態が農林水産物に与える影響を評価するために、想定される被ばく経路を考慮した流域スケールの放射性セシウム動態を表現するコンパートメントモデルを構築し、試行的な解析を行いました(図1)[6]。

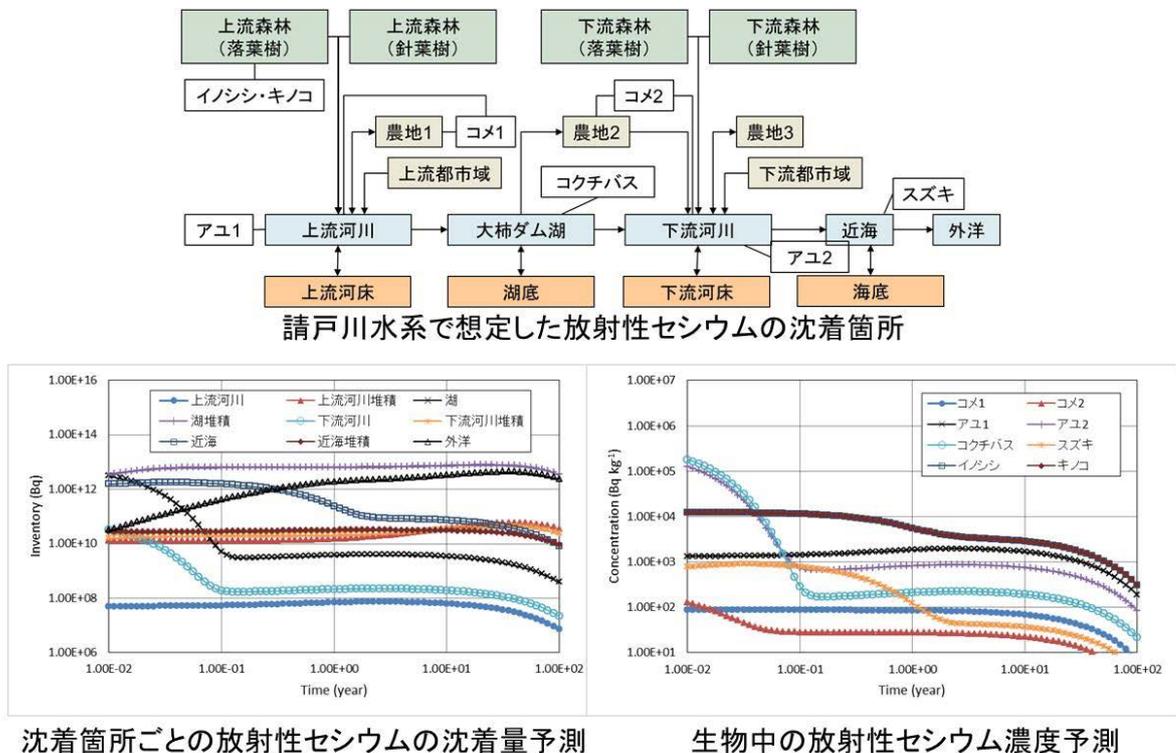


図1 コンパートメントモデルの解析例

コンパートメントモデルによる試行的な解析により、各コンパートメントの沈着量や濃度の経時変化を推定しました。

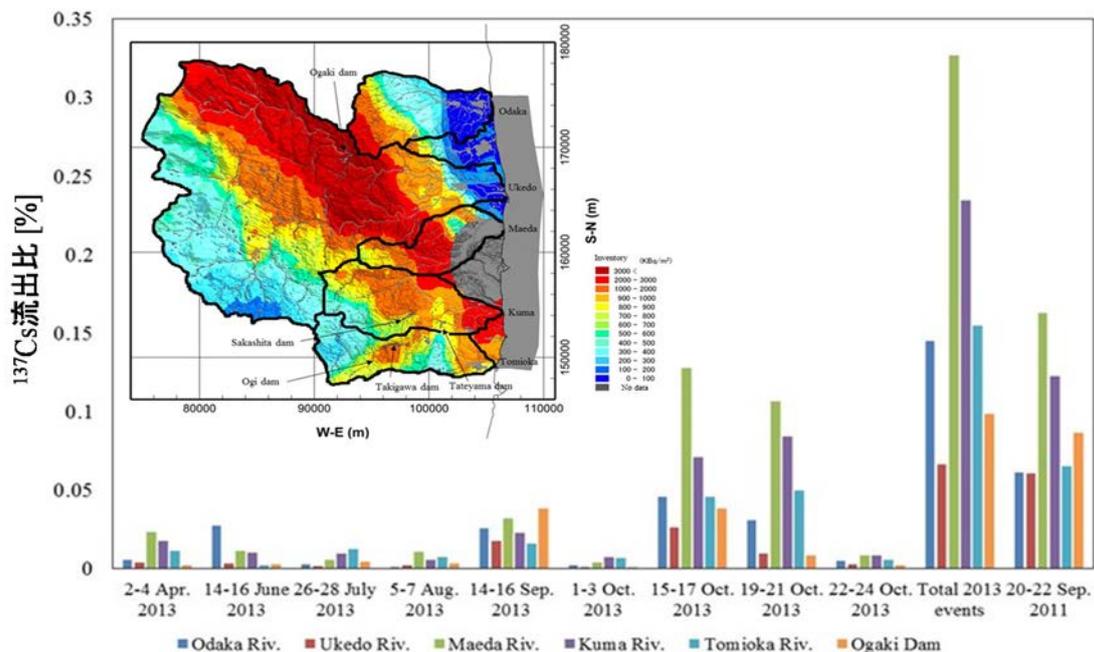


図 2 小高川、請戸川、前田川、熊川、富岡川の¹³⁷Csの流出特性

降雨イベント時に各河川から流出する放射性セシウムの流出量を算出し、地域特性により流出比が異なることがわかりました。但し、大柵ダムは(大柵ダムへの流入量)/(大柵ダム上流域の初期インベントリ)により算出。

その結果、森林や水系の各コンパートメントのインベントリや濃度、コンパートメント間のフラックスはおおよそ現実的な値となり、システム全体のマスバランスの継時的な変化をつかむことができる見込みを得ました。

(4) 降雨イベント時の放射性セシウムの動態評価

降雨イベント時に、1Fに近接する5河川(小高川、請戸川、前田川、熊川、富岡川)から太平洋に流出する土砂量や放射性セシウム量をGETFLOWSで算出しました[7, 8]。図2は放射性セシウムの流出量を各流域の初期インベントリで除した流出比を示しています。その結果、流出比は初期沈着分布や侵食しやすい箇所(ソースターム)と河川やダムとの位置関係に影響されることがわかりました。例えば、前田川・熊川で高い流出比となる理由としては、中流～下流に流域内で最も初期沈着量が高く侵食されやすい田畑があり、下流にダムがないことが考えられます。対照的に請戸川では上流の森林に沈着量が高く、中流にダムがあることから上流からの放射性セシウム流出は抑制されることが示されました。

ダムの有無がセシウム流出比に大きく影響を与えることから、降雨イベントの規模やダム湖のサイズに依存した放射性セシウム流出率を、別途水系3次元モデルにより算出し、河川流量や降雨イベント継続時間が大きいほど流出率が上昇すること、また浮遊土砂の粒径分布や分配係数が流出率に影響することを示しました[9]。

海に到達した放射性セシウムが外洋に至るまでの挙動については地域海洋解析モデルROMSを用いて解析的に推定しました[10]。その結果、河川を供給源とする土砂に付着した放射性セシウムは、平穏時に比べ降雨イベント時により沖合(水深約30m)まで拡散すること、また、水深20～30m程度までは海底への堆積と波浪および海流による再浮遊を生じながらより沖合に移動していきことがわかりました。

(5) 今後の展開

今後、各モデルの検証や新たな知見に基づくモデル開発・改良を継続して行うとともに、包括的評価システムへの個別モデルの実装を進める予定です。

《引用文献》

- [1] 武宮 博・斎藤 公明, “放射性物質の分布状況に関する調査研究”, 産業と環境, **42**, 39 (2013).
- [2] 斎藤 宏 他, “土壌流亡予測式USLEを用いた土砂及びCs移動解析プログラムSACTArcGIS版 利用マニュアル”, JAEA-Testing 2016-003 (2016).
- [3] S. Kinase, et al., “Prediction of ambient dose equivalent rates for the next 30 years after the accident”, Proc. of International Symposium on Radiological Issues for Fukushima’s Revitalized Future, Fukushima, Japan, May 30-31 (2015).
- [4] A. Malins, et al., “Evaluation of ambient dose equivalent rates influenced by vertical and horizontal distribution of radioactive cesium in soil in Fukushima Prefecture”, J. Environ. Radioact., **151**, 38 (2016).
- [5] A. Malins, et al., “Modeling evolution of air dose rates in river basins in Fukushima Prefecture affected by sediment-sorbed radiocesium redistribution”, AGU Fall Meeting (2015).
- [6] 操上 広志 他, “事故由来放射性物質の環境動態を考慮したコンパートメントモデルの開発および試解析”, 第5回環境放射能除染研究発表会要旨集, P1-04 (2016).
- [7] A. Kitamura, et al., “Redistribution and export of contaminated sediment within eastern Fukushima Prefecture due to typhoon flooding”, Earth Surf. Process. Landforms, **41**, 1708 (2016).
- [8] K. Sakuma, et al., “Characteristics of radio-cesium transport and discharge between different basins near to the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant after heavy rainfall events”, J. Environ. Radioact., in press.
- [9] H. Kurikami, et al., “Numerical study of sediment and ¹³⁷Cs discharge out of reservoirs during various scale rainfall events”, J. Environ. Radioact., **164**, 73 (2016).
- [10] M. Itakura, et al., “Longshore transport modeling of the contaminated sediment in the Fukushima area”, AGU Fall Meeting (2015).

7-2 海洋における物質動態のモデル開発(1)

— 沖合海底の海底堆積物に含まれる放射能の調査 —

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

福島周辺の海底には、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）事故によって環境に放出された放射性核種の一部が堆積しています。その多くは2011年の事故直後に沈着したもので、その量の変動は緩やかであることが明らかにされています。一方で、海底付近での放射性核種の動きや、堆積物の内部での放射性核種の挙動については、検討が必要です。

1Fの事故に関連した海底付近での放射性核種の挙動に関する研究の多くは、比較的高い放射能を長期にわたって放出する放射性セシウム（特に ^{137}Cs ）を対象としていますが、本研究は、放射性ヨウ素の一つであるヨウ素-129（ ^{129}I ）にも着目しました。1F事故によって環境に放出された放射性ヨウ素としてはヨウ素-131（ ^{131}I ）がよく知られていますが、この事故では微量の ^{129}I も放出されました。 ^{131}I は、半減期が8日と短いため、事故後の早い段階で検出されないレベルに減衰しました。一方で、 ^{129}I の半減期は1,570万年と長く、環境中に長い間留ります。このため ^{129}I は、1F事故後の環境中での動きを長期間追跡することが可能と考えられますが、環境中での ^{129}I 濃度は ^{137}Cs の数十万分の一程度と極めて低く、その報告例は限られています。

放射性セシウムと放射性ヨウ素は、いずれも海底に堆積し得る放射性核種です。但し、放射性セシウムが主に鉱物の表面に吸着するのに対して、放射性ヨウ素は海藻や植物プランクトンが生産する有機物に吸着するなど、その特性は異なります。一般的に、海水中で鉱物は殆ど溶けませんが、有機物は分解し易いため、放射性ヨウ素は放射性セシウムに比べてより速く海底堆積物から脱離し、広範囲に移流・拡散すると考えられます。

本研究では、このように環境中での挙動の異なる二つの放射性核種、 ^{129}I と ^{137}Cs について、海底付近での分布の特徴を比較することにより、1F事故由来の放射性核種の海底付近での輸送過程について調べました。

(1) 実験の概要

2011年8月から2013年11月にかけて、福島第一原発から2~150 km離れた26観測点（図1）において、海底堆積物試料を採取しました。堆積物は、直径8cm、長さ10~30 cmの柱状のものを採取し、船上で厚さ1 cm毎に切断して持ち帰りました。海底堆積物に加えて、2011年8月から2012年6月にかけて1Fの東方約100 km沖合で得られた沈降粒子（海水中を表層から海底に向かって沈降移動する粒子）も同様に分析しました。沈降粒子は、セジメントトラップと呼ばれる専用の装置を係留し、3週間から3ヶ月ごとに試料捕集容器を交換しながら、計8期間にわたって捕集した試料を分析しました。

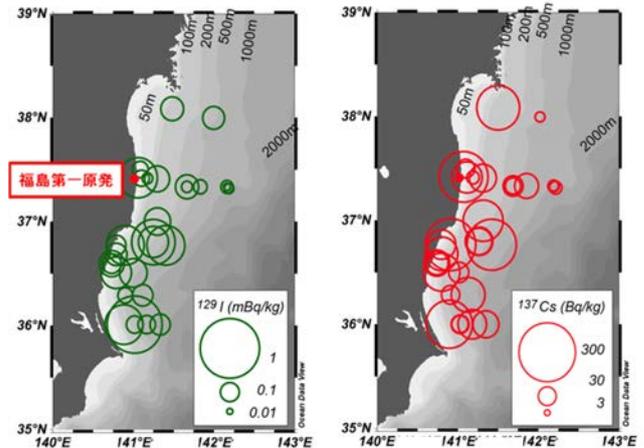


図1 表層堆積物（0~1cm層）における
（左） ^{129}I 濃度と（右） ^{137}Cs 濃度の分布

(2) 堆積物及び沈降粒子中の ^{129}I と ^{137}Cs 濃度

本研究で観測した表層堆積物（0~1 cm層）での ^{129}I 濃度は、0.02~0.45 mBq/kg、 ^{137}Cs 濃度は6~231 Bq/kgであった（図1）。同海域における事故前の濃度と比較した結果、図1に示す ^{137}Cs はほぼ全量が福島第一原発事故由来であると推定されました。 ^{129}I は、沿岸域ではその多くが事故由来であった一方で、水深500 m以深の沖合海域では、50%以上が事故以前の大気圏核実験等によって環境に放出され、海底に堆積していたものと推定されました。

表層堆積物中の ^{137}Cs 濃度に対する ^{129}I 濃度の比（ $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比）は、いずれの観測点でも2011年には概ね一定の値（図2の点線： 2.0×10^{-3} mBq/Bq）を示したの

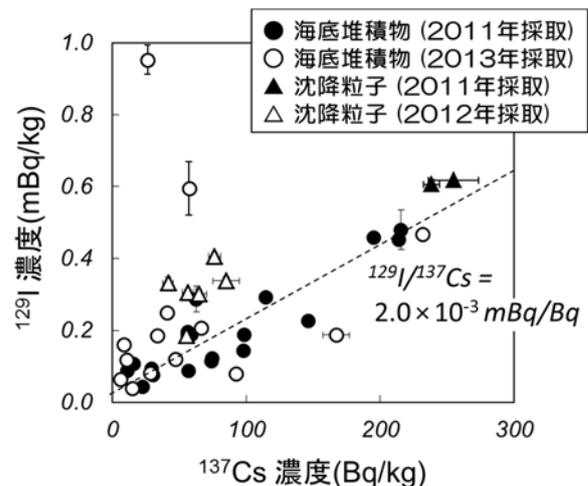


図2 表層海底堆積物及び沈降粒子中の
 ^{129}I 濃度と ^{137}Cs 濃度の関係

図中の点線は、2011年10月現在の $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比
（ 2.0×10^{-3} mBq/Bq）を示す。

に対して、2013 年では観測点間でのばらつきが大きく、多くの観測点で、2011 年に比べて高い $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比を示しました (図 2)。

海底堆積物中の $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比の増加傾向は、1F から離れた観測点ほど明確で、さらに、海底の水深が 200m から 400m 程度のやや沖合の海域 (陸棚縁辺域、図 3 の ■ で示す海域) で最も顕著であることがわかりました。

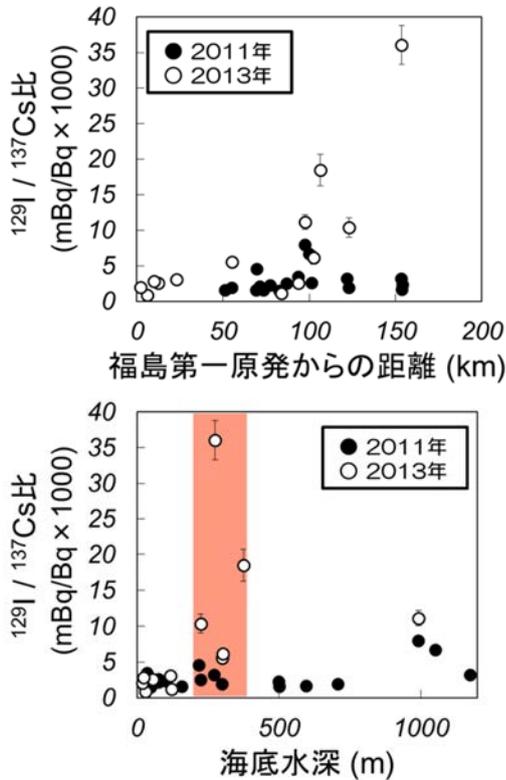


図 3 表層堆積物中の $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比と (上) 1F からの距離 及び (下) 海底水深との関係

$^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比の増加傾向は、沖合海域で得られた沈降粒子からも観測されました (図 2, ▲ 及び △ 印)。また、沈降粒子の捕集量が多い時期ほど、 $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比が高いことも明らかになりました。沈降粒子は、海洋表層 (植物プランクトンの光合成が可能な水深 100m 程度までの層) で生産された有機物が、海水中に浮遊する懸濁物と凝集しながら、海水中を鉛直的、水平的に運ばれ、海底に堆積します。海底堆積物で見られた $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比の増加傾向は、2011 年から 2013 にかけて海底に運ばれた「新しい」粒子が持つ特徴が表れたものと考えられます。

(3) 堆積物中での放射性核種の動き

陸棚縁辺域での観測点における堆積物中の ^{129}I 濃度と ^{137}Cs 濃度は、全体として表層堆積物で高く、下層に向かって減少しました (図 4)。

この観測点において、表層から下層堆積物までの放射性核種の積算量は、2011 年から 2013 年の間に、 ^{129}I で 3 割程度、 ^{137}Cs で 2 割程度の増加を示しましたが、いずれもその多くは 2011 年の事故直後に海底に運ばれたもの

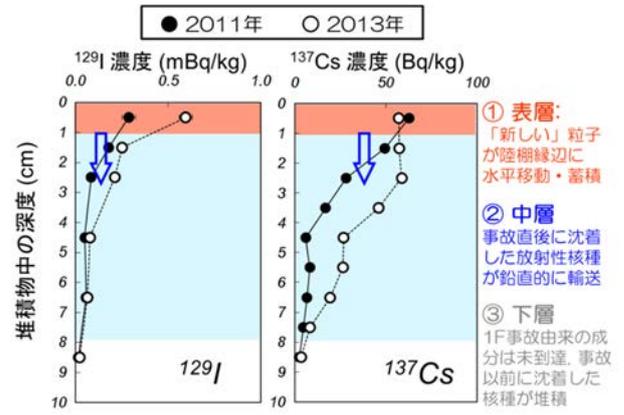


図 4 陸棚縁辺の観測点における (左) ^{129}I 濃度と (右) ^{137}Cs 濃度の鉛直分布

北緯 36 度 48 分、東経 141 度 15 分 (水深 218m) での観測結果。

と推測されました。

堆積物の中層では、いずれの核種も時間とともに下層に向かって移動していました (図 4 ②)。堆積物の蓄積速度や特徴を合わせて考慮した結果、図 4 ②に見られる堆積物中での核種の下方輸送は、主に底生生物による堆積物の擾乱 (バイオターベーション) によるものと推測されました。ヨウ素とセシウムは、堆積物への沈着機構や脱離速度が異なると考えられますが、堆積物中層での ^{129}I と ^{137}Cs の分布や、その変化傾向に目立った違いが見られないことを考慮すると、少なくとも堆積物中層においては、2 つの核種の挙動の違いは小さいことがわかりました。

一方、表層堆積物では、 ^{129}I 濃度のみ増加傾向が見られました (図 4 ①)。前述の結果を併せて考慮すると、表層堆積物や沈降粒子に見られた $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比の増加傾向は、(1) 2011 年から 2013 年にかけて、 $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比の高い「新しい」粒子が、小規模ながら海底に運ばれていること、(2) このような「新しい」粒子は陸棚縁辺へと集められやすいこと、(3) これらの粒子は堆積物の表層付近で滞留する可能性があること、を示していると言えます。

福島周辺海域の表層堆積物や沈降粒子に見られた $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比の時間変化は、同海域の陸棚上を移動する物質を追跡するための指標の一つとして有効であると考えられます。陸域から海洋に運ばれる放射性核種の量や特徴 (濃度比や存在形態) の把握、室内実験による海底付近での放射性核種の挙動の検証等を通じて、海底付近で見られた「新しい」粒子の正体や成因を明らかにする予定です。また、一連の結果から推測される放射性核種の動態の情報を、海洋物質移行予測モデルの基礎データとして用いることで、長期に亘る海底付近での放射性核種の動きをより正確に予測できるよう、開発を進めています。

《参考文献》 ・ 乙坂重嘉 他, “福島周辺海域における海底堆積物中の $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 比から推測される海底付近での物質輸送”, 日本海洋学会 2015 年度秋季大会講演要旨集, 104 (2015).
 ・ S. Otosaka, et al., “Preferential accumulation of particulate radioiodine in shelf-edge sediment off Fukushima, Japan”, 2016 Ocean Sciences Meeting CT24A-0147, <https://agu.confex.com/agu/os16/meetingapp.cgi/Paper/89186> (2016).

7-2 海洋における物質動態のモデル開発(2)

— 福島第一原子力発電所港湾堆積物からの ^{137}Cs の溶出に関する検討 —

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

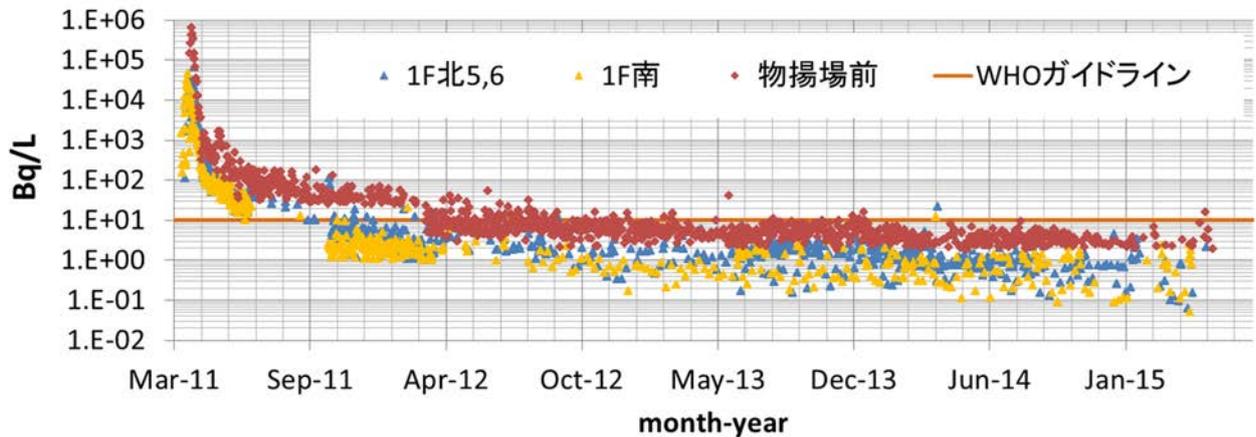


図1 1F 港湾内および港湾外の海水中 ^{137}Cs 濃度時系列
各採水位置を図2に示す。

(1) 緒言

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故で施設内に滞留・貯留している汚染水は、タービン建屋、海側トレンチ、海側地下水、貯留設備、等に存在します。東京電力は汚染水対策の基本方針として「汚染源を取り除く」、「汚染源に水を近づけない」、「汚染源を漏らさない」を掲げています。その対策として、多核種除去設備 (ALPS) による汚染水浄化、サブドレンによるくみ上げ、水ガラスによる地盤改良、海側遮水壁の設置等を実施しています。2013年1月から2014年12月中旬までの ^{137}Cs の海水モニタリング値の平均値は、1F 前面海域である5,6号機放水口北側で1.5 Bq/L、南放水口付近で1.0 Bq/Lであり、1F 港湾内の物揚場前は4.8 Bq/Lでした(図1, 2)。いずれもWHO 飲料水水質ガイドライン(注1)より低い濃度です。しかしながら、港湾内の濃度は港湾外と比較して高い傾向を示しており、港湾を経由して汚染水が沿岸海洋へ漏洩していることが推測されます。港湾内の海水 ^{137}Cs 濃度を決定する要因としては、1F から地下水経由で港湾に漏洩する ^{137}Cs と、主に1F 事故初期に2号機ピットから直接港湾に漏洩した汚染水が堆積物に吸着し、その後海水へ溶出した ^{137}Cs が考えられます(図3)。本報告では1F 前面海域及び1F 港湾内の堆積物からの溶出量を推定します。

(2) 計算方法

溶出量の推定には原子力機構が開発した海洋中放射性物質拡散コードSEA-GEARN (Kobayashi, et al., 2007、図4)を構成する支配方程式の海底境界条件を用いました。

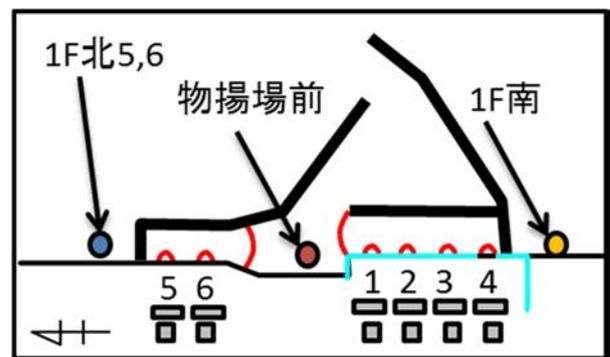


図2 1F 前面海域における採水位置
赤線：シルトフェンス、水色線：遮水壁

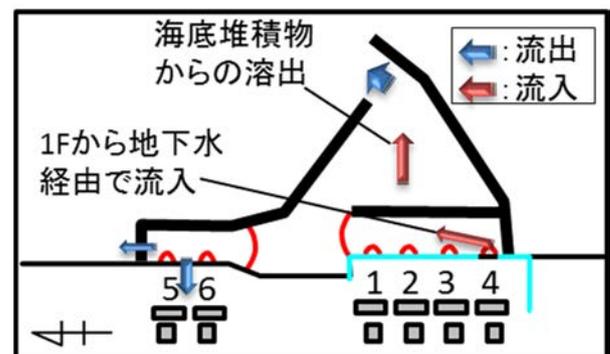


図3 1F 港湾内の ^{137}Cs 濃度を決定する要因
矢印は、汚染水の港湾からの流出と流入を示す

溶出量の推定には原子力機構が開発した海洋中放射性物質拡散コードSEA-GEARN (Kobayashi, et al., 2007、図4)を構成する支配方程式の海底境界条件を用いました。海底境界における¹³⁷Csの移行としては、海水に溶存した¹³⁷Csの堆積物への吸着及び溶出、懸濁物質に吸着した¹³⁷Csの堆積相への沈降及び堆積物の再浮遊があります。推定に用いる1F港湾内のパラメーター情報が少ないため、原子力機構が実施した福島県から茨城県の沿岸における調査結果や既往の代表的な値も使用しました。

起源を推定することが課題です。

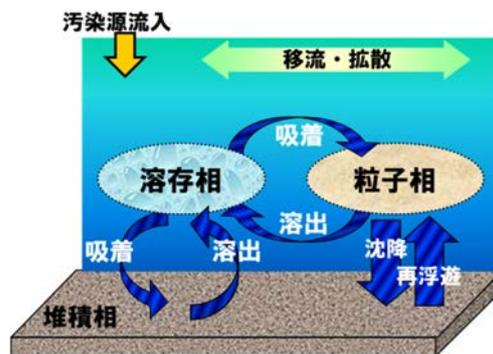


図4 SEA-GEARNの概念モデル

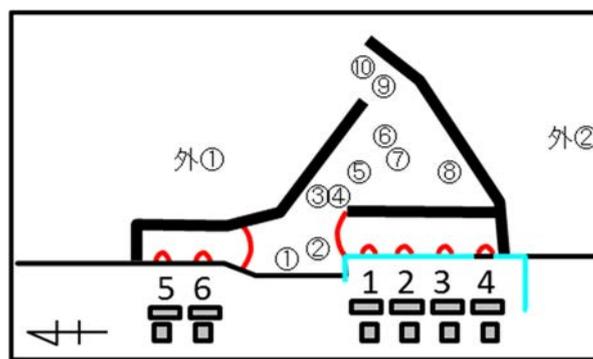


図5 表1の堆積物採取位置

(3) 結果

東京電力が実施した2014年2、3月の堆積物濃度測定結果を用いて一日あたりの溶出率の推定を行いました(図5、表1)。1F前面海域の溶出率は28-33 Bq/m² (表1の外①、外②)であるのに対し、1F港湾内の南北防波堤入口付近は58-71 Bq/m² (⑨、⑩)、2及び3号機取水口沖は244-425 Bq/m² (⑥~⑧)、物揚場前面北及び南と1号機取水口沖は1,727-5,314 Bq/m² (①~⑤)となり、湾奥へ進むに従い溶出率は増加する結果となりました。これらは、堆積物中の¹³⁷Cs濃度と対応しており、湾奥部については、1F敷地境界付近に汚染水の供給源があることから堆積物中の¹³⁷Cs濃度が比較的高いと考えられます。一方湾口付近では、港外の海水との交換による影響が考えられます。1F港湾内の約4割の海水が一日に湾外の海水と交換すると考えられています(Kanda, 2013)。港湾内の海水は主に潮汐、つまり潮の干満によって発生する潮流の往復運動によって湾外の海水と交換します。すなわち湾口付近では、湾外から¹³⁷Csの少ない海水が進入することにより堆積物中¹³⁷Csの交換の影響が大きいため、湾奥部と比較して堆積物中¹³⁷Cs濃度が小さくなる傾向が強いことが考えられます。

表1 東京電力が実施した2014年2、3月の堆積物濃度測定と推定した溶出率

測点	海底土 Bq/kg-dry	溶出率 Bq/m ² ・日
①物揚場前面北	120,000	5,314
②物揚場前面南	39,000	1,727
③	43,000	1,904
④	54,000	2,391
⑤1号機取水口沖	47,000	2,081
⑥	5,500	244
⑦2号機取水口沖	9,600	425
⑧3号機取水口沖	8,400	372
⑨南北防波堤入口付近	1,300	58
⑩	1,600	71
外①	740	33
外②	630	28

(4) おわりに

本報告で用いたデータは2015年3月時点のものです。東京電力は1F港湾内海底に対して、ベントナイトにセメントを添加した固化土を被覆する工事を2015年4月23日に完了しました。また、1F敷地境界から港湾へ汚染水が流出することを防止する海側遮水壁工事を2015年10月26日に完了しました。その結果、1F港湾内の物揚場前における¹³⁷Csの海水モニタリング値の2016年1月1日から4月9日の平均値は0.76 Bq/Lとなり、2013年1月から2014年12月中旬までの平均値の約1/6まで下がりました。この結果から汚染水対策の基本方針の一つである「汚染源を漏らさない」対策はひとまず成功したと言えるでしょう。今後は、これらの汚染水漏洩防止策を施しても1F港湾内で検出される低濃度の汚染水の発生

注1 10 Bq/L：一般大衆が飲料水を長期にわたり摂取するような状況(ICRP, 2000)に関して、主要商品(例えば、食品および飲料水など)に対してICRPが勧告している介入免除レベルの10%に相当する、1年間の飲料水摂取を730Lと仮定した場合の預託実効線量の勧告参照線量レベルである0.1mSvとなる濃度

《参考文献》 ・ 小林卓也ほか, "福島第一原子力発電所港湾堆積物からのCs-137の溶出に関する検討", 日本原子力学会「2015年春の年会」予稿集, L36 (2015).

《引用文献》 [1] ICRP, *Protection of the public in situations of prolonged radiation exposure*. Oxford, Pergamon Press (International Commission on Radiological Protection Publication 82) (2000).

[2] T. Kobayashi, et al., "Development of a nonconservative radionuclides dispersion model in the ocean and its application to surface cesium-137 dispersion in the Irish Sea", *J. Nucl. Sci. Technol.* **44**, 238 (2007).

[3] J. Kanda, "Continuing ¹³⁷Cs release to the sea from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant through 2012", *Biogeosciences*, **10**, 6107 (2013).

7-2 海洋における物質動態のモデル開発(3)

— 1F 港湾内での放射性物質拡散シミュレーションコードの開発 —

システム計算科学センター シミュレーション開発室 山田 進、町田 昌彦
企画調整室 渡辺 将久

(1) はじめに

2011年3月に起こった東京電力ホールディング福島第一原子力発電所(1F)の事故以来、敷地内に降った雨水や原子炉建屋に流れ込む地下水は、建屋内に残った放射性物質により汚染された後、その一部は港湾内へと流れ込み、その後、港湾外即ち外洋へと流出していると考えられてきました。しかし、現在では国・東電による種々の汚染水の漏洩対策工事によって港湾内に流入する放射性物質の量は減少し、事実、港湾内外において観測される海水中の放射性物質の濃度も減少してきたところです。更に、建屋に流入する地下水量を減らすため、建屋付近の井戸(サブドレン)から地下水をくみ上げ浄化する対策や、建屋周囲を張り巡らす凍土壁等も施工され、汚染水の課題解決に向け前進しているところです。しかし、現在でも貯蔵タンクには大量の汚染水が保管され、溶け落ちた燃料は撤去されていないことから、汚染水が海洋に流出する潜在的风险は残っていると考えられます。こうした1Fの現状を考慮し、汚染水の環境影響をあらゆるケースで評価する1つの方法として、数値シミュレーションは有効な手段と考えられ、私たちはその研究開発を進めてきました(こうしたシミュレーションによる取組みは1F港湾だけでなく、福島県浜通りの河川・ダム等にも活用しています(参考文献))。

(2) 1F 港湾内のシミュレーションの研究開発

これまでの研究開発では、建屋を経由し地下水として港湾に流入している汚染水の挙動を、港湾内の深さ方向の変化を取り扱わない2次元のシミュレーションにより、港湾内でのトリチウムの定常的な濃度分布を再現することに成功しました[1]。しかし、国・東電による様々な対策(海側遮水壁、海底土被覆、シルトフェンス、排水路敷設等)により、港湾内に流入する汚染水は、地下水よ

り、排水路を経由するものが遥かに多い状況に変化しています。排水は、雨水が主たる源であることから、その成分は淡水であり、港湾内の海水よりも密度が小さく、港湾に流入すると、その表層に留まったまま移動すると考えられます。従って、放射性物質の濃度は海表面で高く、海底に向かって減少することを再現できる、鉛直方向の変化も計算可能な3次元への拡張が必要とされました。しかし、モデルの3次元化によって計算量(メモリ量や計算時間)は大幅に増加すると予測されることから、私たちはプログラムの並列化を行い、原子力機構のスーパーコンピュータを利用することで、大幅な高速化を実現し、3次元の詳細シミュレーションを可能としました[2]。また、シミュレーションの実現に当たっては、様々な計算条件を入力する必要がありますが、1Fの排水路では、排水を定期的にモニタリングしているため、港湾に流入する排水量や放射性物質の量を知ることができます。これらの情報をシミュレーションの計算条件として利用することで、最近の放射性物質の海水濃度の変化をシミュレーションすることが可能となりました。

(3) シミュレーションとその結果

シミュレーション対象は図1に示した1F港湾内とし、港湾口と北防波堤では外海とのやり取りがあるため、それらの地点の水位は小名浜の潮位データを利用します。また、排水路からの港湾内への流入量として観測データから得られた平均的な値(K排水路からはトリチウムを含む淡水が $0.01\text{m}^3/\text{秒}$ 、物揚場排水路からは $0.002\text{m}^3/\text{秒}$ の淡水が流入)を利用して、海水流動の3次元シミュレーションを実施しました。その結果、得られた各地点(図2に各地点を記す)のトリチウム濃度を図3に示します。これらの地点においては、東電による観測が定期的に行われており、放射性物質の濃度を知ることができます。

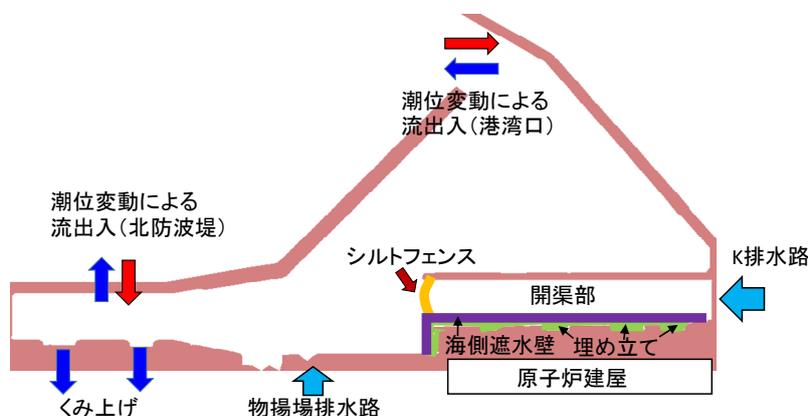


図1 シミュレーションを実施する際に考慮した条件(2016年の状況を反映)

2016年の1F港湾の現状を反映させたシミュレーションを実施するため、国・東電により、これまでに実施された海側遮水壁と遮水壁内の埋め立てを考慮します。また、各排水路の流入口、シルトフェンスの存在も反映させます。更に、港湾口と北側防波堤では、潮位変動による海水の流出入と5、6号機からの海水のくみ上げの効果も考慮し、港湾内の水の動きを再現します。

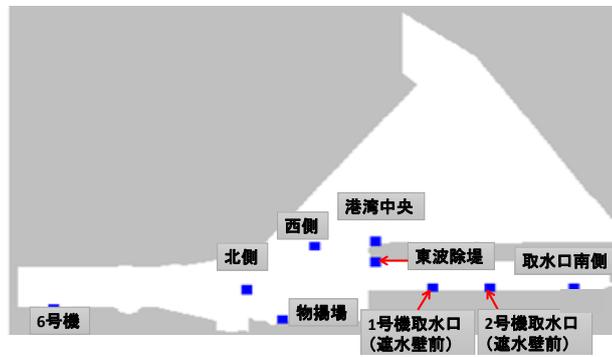


図2 シミュレーションとモニタリング値の比較を行う地点

東電は、上記の地点にて定期的に放射性核種濃度のモニタリングを実施しております。シミュレーションでもこれらの点で放射性核種濃度の計算を行い、その濃度を比較することでシミュレーションの妥当性が検証できます。

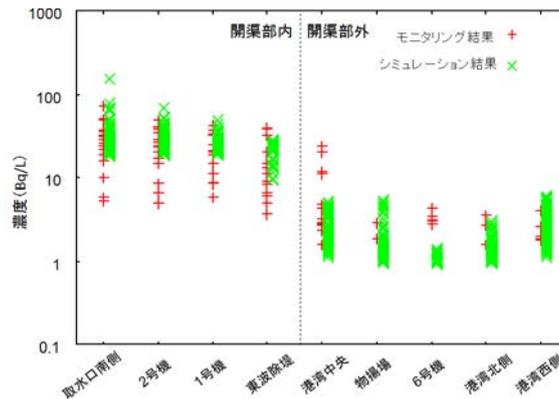


図3 トリチウム濃度のシミュレーションとモニタリング値の比較結果

+は図2で示した各地点でのモニタリング結果(2015年11月~2016年3月)を示しています。同時期を想定したシミュレーションを実施し、得られた結果をxとしてプロットしました。凡その結果を再現していることが分かります。

ここでは、2015年11月から2016年3月までのデータと比較します。但し、降雨時には通常時より港湾に流入する排水量や放射性物質量が急増することから、降雨後3日間のデータは除き、定常的な状況の再現を試みました。その結果、図3から分かるように、トリチウムの観測濃度の地点分布を凡そ再現できることが確認できました(実際には、悪天候による波浪、様々な湾内工事、船の往来等の反映させることが難しい様々な事象による擾乱があるため、観測濃度と正確には一致しません)[3]。また、この濃度分布(開渠部の内外での濃度差が大きい)を得る際、シルトフェンス(図1参照)による開渠部(原子炉建屋前の矩形域)内から外への海水移動の抑制の効果が大きいことが判明しました。実際、シルトフェンスによる移動抑制を考慮しない場合は、開渠部内外の濃度差を全く再現することができません。これらの結果から、海洋汚染状況の把握と今後の環境影響評価に際し、本シミュレーションは十分にその役割を果たせることが分かりました。

(4) まとめと今後の課題

スーパーコンピュータを利用した3次元シミュレーションにより1F港湾内の海水の流動を再現し、港湾内でのトリチウム濃度の凡その分布を再現することができました。この結果は、港湾内での放射性物質等の振る舞いの一端を明らかにしたのですが、今後は更に詳細な汚染状況の把握や環境への影響評価等を行うため、大雨を含む降雨時のシミュレーションや、波や風の影響をも考慮できるモデルの実装等、更なる研究開発を積み重ねていく必要があります。更に、放射性セシウムや放射性ストロンチウムの振る舞いを追跡する際には、それらの化学的性質をも考慮する必要があります。今後は、上記のモデルの改良と同時に、沿岸部や外洋の流動シミュレーションとの連結も進めることで、その調査・研究範囲を拡大し、広範囲に精度の高い環境影響評価を実現すべく研究開発を進めていく予定です。

本研究開発は、1F廃炉、汚染水等の喫緊の課題へ機動的・組織横断的に対応することを目的として設置した1F廃炉対策タスクフォースの活動の一つです。

- 《参考文献》 ・ S. Yamada, et al., "Sediment transport and accumulation in the Ogaki Dam of eastern Fukushima", Environ. Res. Lett. **10**, 014013 (2015).
- 《引用文献》 [1]山田進 他, "福島第一原子力発電所港湾内海水環境解析(2)港湾内シミュレーション解析", 日本原子力学会 2015 年秋の大会要旨集 (2015).
- [2]山田進 他, "福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価(2) 3次元シミュレーションによる港湾内流動解析", 日本原子力学会 2016 年春の年會要旨集 (2016).
- [3]山田進 他, "福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価(2) 3次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション", 日本原子力学会 2016 年秋の大会要旨集 (2016).

8-1 焼却廃棄物、除染除去物等の放射能濃度定量精度向上に係る検討

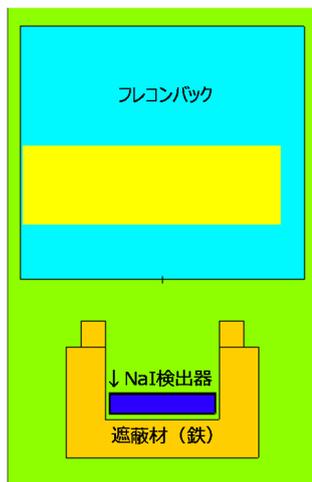
— 散乱ガンマ線等価モデル法による高精度で迅速な定量評価 —

バックエンド研究開発部門 人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 研究開発推進課 秦 はるひ、横山 薫、石森 有
処理技術開発課 田中 祥雄

①フレコン濃度測定車による測定



②モンテカルロシミュレーションのモデル



③シミュレーションから得られた Xgeometry

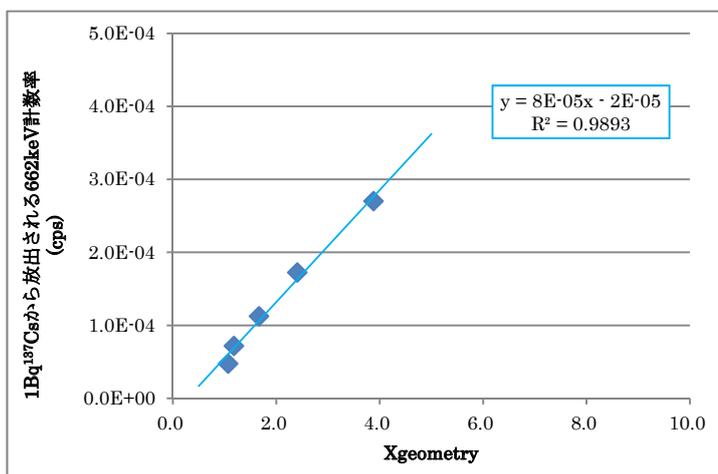


図1 フレコン濃度測定車による測定とそのシミュレーション結果

①フレコン濃度測定車は、トラックの荷台に検出器フレームが取り付けられており、厚さ 15cm の鉄が遮蔽材として設置されています。そのフレームの上にフレコンを載せて測定します。測定時間は 30 秒と短時間で測定です。②検出部と遮蔽材およびフレコンをモデル化してモンテカルロシミュレーションを行いました。フレコン中の線源は高さ方向に 10、15、20、25、30cm と移動して計算しました。③シミュレーションの結果、直線性が確認でき、散乱ガンマ線等価モデル法の適用可能性が示されました。

除染で発生した放射性セシウムを含む土壌や放射性セシウムが付着したごみなど焼却処理した焼却灰などはフレコンバック（以下、フレコン）に詰められ保管されています。これらの廃棄物は、ガンマ線測定などを使用して含まれる放射能濃度を計測しなければなりません。測定員の被ばくを低減させるためにも、短時間で精度良く計測する必要があります。

そこで、人形峠環境技術センターでは、これらの廃棄物の高精度で迅速な測定のため散乱ガンマ線を利用した等価モデルを NaI シンチレーション検出器（3×5×16 インチ）を搭載したフレコン濃度測定車に適用し、Ge 半導体検出器の数十分の 1 程度の測定時間で、Ge 半導体検出器と同等の測定精度を達成することを目指しています。

(1) 散乱ガンマ線を利用した等価モデル

線源の均一分布を仮定し、点減衰核積分法などで簡易的に放射能濃度を定量する手法に対し、等価モデルは、エネルギーの違う 2 種類のガンマ線から、廃棄物中の遮蔽効果を評価し、線源の偏りを補正することでより精度良く放射能濃度を求めることをねらった手法です。廃棄物中に含まれる ^{137}Cs からは、662 keV のピークがはっきり観測されますが、他のピークは微弱です。福島で発生した廃棄物に適用するために、新たに開発した、散乱ガンマ線を利用する手法（散乱ガンマ線等価モデル法）[1]で、放射性セシウムにも対応できると考えました。散乱ガンマ線は、廃棄物中にある放射線源から出たガンマ線がコンプトン散乱されて発生します。この散乱ガンマ線

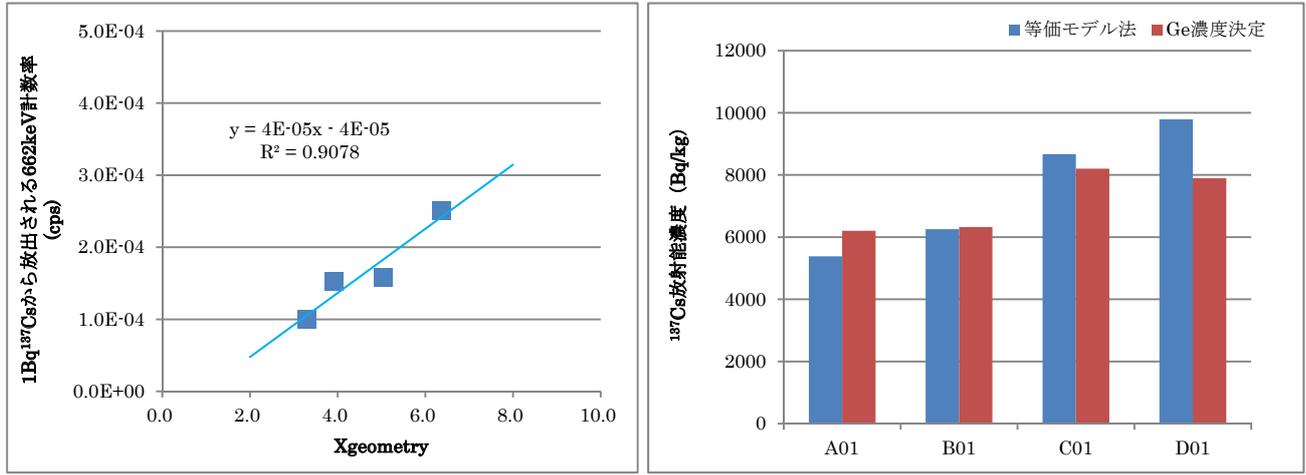


図2 人工フレコンでの検量線と散乱ガンマ線等価モデル法と Ge 半導体検出器で測定した放射能濃度の比較

①人工フレコンで測定したデータから算出した Xgeometry と 662keV の計数率を■でプロットし検量線を作成しました。②実フレコンを測定し、①で作成した検量線をもとに導出した等価モデル法での値と Ge 半導体検出器から求めた放射能濃度の比較をしたところ、同程度の精度となりました。

と 662 keV を用いた遮蔽状況を示す指標 Xgeometry を使います。 ^{134}Cs の減衰を考慮した放射能濃度を評価するための検量線を使うことで、廃棄物中のセシウム濃度を評価します。

(2) フレコン濃度測定車のシミュレーション[2]

フレコン濃度測定車の検出部と遮蔽材およびフレコン中で線源を移動させたモデルを作成し、ガンマ線のモンテカルロシミュレーションを行い、662 keV のガンマ線と散乱ガンマ線の到達確率を計算しました。Xgeometry と 662 keV の計数率の関係性を求めた結果、相関は強く、線形性が認められ散乱ガンマ線等価モデル法は適用できると判断しました。

(3) 人工フレコンによる検量線の設定[2]

^{134}Cs と ^{137}Cs の濃度が高濃度の土壌、低濃度の土壌を用いて、4種類の人工フレコンを作成しました。この人工フレコンをフレコン濃度測定車で測定し、散乱ガンマ線等価モデル法の Xgeometry を導出しました。Xgeometry と 662 keV の計数率をプロットしたところ、回帰直線の決定係数が 0.91 となりました。この回帰直線を検量線として設定しました。

フレコン濃度測定車で従来から使用されている定量方法では、偏在が少ない人工フレコンに対し相対誤差が -10%程度で等価モデル法では相対誤差が ±15%となりました。偏在が大きい人工フレコンに対して、フレコン濃度測定車の放射能濃度定量では最大 50%の誤差があったのにも関わらず、等価モデル法では ±5%となり、偏在した状態でも測定が可能であることが示されました。

(4) 材質ごとの Xgeometry の違い

測定対象の材質の範囲を拡大させるため、材質によって Xgeometry の分布がどのように変化するか、土壌に比較的近い珪藻土や中和沈殿物、アルミナの測定データを用いて Xgeometry の分布を調査しました。これらのデータは人形峠環境技術センターで保管している廃棄物ドラ

ム缶のデータです。その結果、かさ密度が同程度であれば、Xgeometry の分布は変わらず、一律に評価できると考えられます。

(5) 実フレコンの放射能濃度測定[2]

焼却灰の入った実フレコンをフレコン濃度測定車と Ge 半導体検出器の両方で測定しました。フレコン濃度測定車での測定は 30 秒、Ge 半導体検出器の測定は 5 分×4 点で行いました。材質が異なってもかさ密度が同程度であれば同じ検量線を使用できることから、フレコン濃度測定車の測定データに人工フレコンで作成した検量線を使用し散乱ガンマ線等価モデル法を適用した結果と Ge 半導体検出器で測定し値付けした放射能濃度を比較した結果、比較的、良く一致しており、実フレコンに対しても Ge 半導体検出器と同程度の精度で放射能濃度の定量が可能と考えられます。

(6) まとめと今後の展開

シミュレーションにより、散乱ガンマ線等価モデル法の放射性セシウム定量へ適用可能性を検討し、人工フレコンおよび実フレコンを用いて、散乱ガンマ線等価モデル法の精度を確認しました。その結果、偏在がある場合でも補正が可能であること、および Ge 半導体検出器で算出した放射能濃度と同程度の精度で NaI シンチレーション検出器でも測定できることが示されました。また、適用可能な材質については、かさ密度が極端に違わなければ Xgeometry の分布が変わらず、同じ検量線で放射能濃度が算出できると考えられます。

今後は、フレコン濃度測定車に搭載する NaI 検出器を一般的な 3×3 インチ NaI に変更しても Ge 半導体検出器と同等の測定精度が得られることを示し、大量のフレコン測定にも対応可能となる装置開発を目指します。

本研究の一部は、ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ (株) との共同研究成果によるものです。

《引用文献》 [1] 横山薫 他, “放射性廃棄物中のウラン 238 量のコンプトン散乱を用いた定量手法の検討”, *RADIOISOTOPES*, 64, 687 (2015).
[2] 横山薫 他, “除染廃棄物中の放射性セシウム定量方法の検証”, *RADIOISOTOPES*, (印刷中).

8-2 粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明(1)

— 土壌廃棄物の減容化に向けた取り組み —

物質科学研究センター 矢板 毅、池田 隆司*、松村 大樹、辻 卓也、鈴木 伸一、下山 巖、本田 充紀

*現在は量子科学技術研究開発機構

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故で放出された放射性セシウムにより汚染した大量の廃棄物の処理処分に関する問題解決は極めて重要な課題となつてつあります。放射性セシウムは、環境中に放出され、土壌中の粘土鉱物、風化黒雲母のような部分的に風化した雲母などによく吸着することがこれまでの研究で明らかとなつてきました[1]。風化黒雲母は、他の鉱物に比べ、セシウム(Cs^+)を強く吸着するほか、吸着した状態で安定な構造を維持することが分かってきています。このため低線量の廃棄物に関しては、この状態を維持させることも安定な保管に繋がると考えられます。本研究は、基礎的な知見から保管や処分法の最適化に貢献させると共に、実装を見据えた高線量の廃棄物の熱処理にかかる新しい要素技術の開発状況について紹介します。

(1) 第一原理計算シミュレーションによる風化黒雲母に対するセシウムの吸着特性と化学風化[3]

福島においては、放射性セシウム (Cs^+) が風化黒雲母に濃縮されており、様々な鉱物共存下においても風化黒雲母に選択的に吸着することを明らかにしてきました[2]。この結果をみたときに、福島環境回復のプロセスにおいては、廃棄物の安定保管あるいは処理・処分の実施を考える上で、放射性 Cs^+ が吸着した風化黒雲母をどのように活用するのかを様々な観点から考えることは大変重要な事だと考えられます。そのためには、風化黒雲母とセシウムの相互作用に関する詳細な知見が不可欠です。ところで“風化黒雲母”という言葉が示すように、一部風化した黒雲母であり、この風化された部位が、 Cs^+ の吸着に関わっている可能性がありますと考えています。これは、未風化の黒雲母との吸着実験の比較において明らかとなっています。よって、風化した部分の詳細な情報を得ることが、風化黒雲母という材料を評価する鍵となると考えられます。しかしながら、この吸着サイトに極微量の Cs^+ が存在した状態で、その状態を直接観察する方法は、その濃度の希薄さゆえ存在しないのが現状です。そこで我々は、これまで様々な分析により得られた情報を入力し、第一原理分子動力学計算によるシミュレーションを行い、アルカリ金属と風化黒雲母の持つ侵入・吸着サイトと見なされる膨潤層における相互作用について検討しました。

分子動力学計算においては、膨潤層における吸着状態、および水を多く含む部分と粘土層との間の分配(吸着)挙動についてのシミュレーションを実施しました。

図1には、分子動力学シミュレーションにおけるスナップショットを示しました。この図から見て分かるように、水を多く含む部分と粘土層との間の分配挙動においては、 Cs^+ は他のアルカリ金属に比べ、水を多く含む層の中心から粘土寄りに位置し、より粘土に対する親和性が高いことが

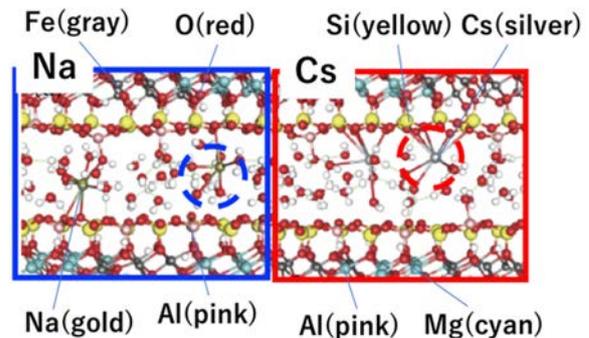


図1 第一原理分子動力学シミュレーションによる風化黒雲母(MB)中NaおよびCsの吸着挙動解析

* 図中、赤：酸素、黄色：ケイ素、ピンク：アルミニウム、白：水素、鉄：灰色、青：マグネシウム、銀：セシウム、金：ナトリウム

わかります。また、風化黒雲母の八面体シートに Fe^{3+} が多く含まれる場合、 Cs^+ の粘土層への親和性がより高くなること、 Cs^+ の層内での振動(移動する動き)がより強くなり、水和層から粘土層への分配がより強められる傾向があることなどが明らかとなつてきています。シミュレーションでは、Al-OのAlに水が結合すると、これが引き金となり、四面体シートのAl-O結合の開裂が起こります。これは、 Fe^{3+} が多く含まれる風化黒雲母でしばしば観察されますが、この反応が切っ掛けとなり Cs^+ の粘土層への凝集が促進されるなどの効果が合わせて観察されました。この膨潤層において起こった一連の反応は、さらなる化学的な風化現象をシミュレーションしたものと見なすことができ、化学風化では Cs^+ は比較的抵抗性が高い(鉱物に留まる)ことが分かります。

(2) 粉碎による人工的物理的風化に伴う吸着特性

化学的な風化は、水などが鉱物に接触する過程で起こる結晶構造破壊過程であると考えられます。一方、物理的な風化は、鉱物同士が擦れたり、風に晒されるなど物理的に結晶構造に損傷をあたえ、崩壊する過程であると考えられます。この状況を再現するため、粉碎器を利用し、 Cs^+ を吸着させた風化黒雲母を粉々に粉碎することで、鉱物の構造および風化黒雲母への吸着特性がどのように変化するかを観察しました。図2には、粉碎に要した時間と試料の粉末X線結晶解析の結果との関係を示しました。まずX線回折の結果ですが、これによれば、粉碎前の結晶(Crystal)は、きれいな層状鉱物の特徴が出ており、規則的な回折パターンが観察されることが分かります。その後、12時間(12h)、48時間(48h)と粉碎が進むにつれて、見かけ上はかなり細かい粉になっているものの、結晶性を示す回折線がいくつか出ていることがわかります。48時間粉碎した試

料に関しては、概ね通常の土壌に含まれる風化黒雲母レベルの結晶性を示す回折パターンが観察できます。しかしながら、1週間（1 week）の粉碎を経た試料については結晶性を示す明確な回折パターンがでておらず、結晶としての秩序を維持したものが殆どないことを示しています。この回折パターンの変化から推定される状態を示した絵が、右に示したものです。すなわち、スタートの結晶は、きれいな結晶で、何層にも折り重なったものでありますが、粉碎に伴い徐々に階層構造が崩壊していることが観察されます。ここで、重要な事は、10Åの面間隔に対応する底面反射の回折線が48時間まで殆ど強度を変えずにきれいに出ていることです。これは、Cs⁺をサンドイッチした風化黒雲母の構造が壊れていないことを示しており、風化黒雲母が細分化されている過程でも、風化黒雲母中にCs⁺が強力に保持していることが分かります。一方、1週間粉碎した試料は、風化黒雲母がサンドイッチすることで鉱物中に保持されていた状況では無くなっていることがわかります。これは純粋な鉱物での実験ではありますが、このような状況では、既に風化黒雲母の高い層間電荷、鉄などの存在による安定化構造の形成などの条件が無くなってきていることから、薄い酸や水などでもCs⁺を簡単に洗い流せることも分かっています。以上のように、物理的な風化で構造が破壊される様な状況であっても、風化黒雲母の特性を示す限界というものが重要であることが改めて明らかになりました。

(3) 低温溶融と塩析による新しい減容化技術[4]

除染作業にともない膨大な放射性Cs⁺を含む土壌廃棄物が生じてきていることが報告されています。これらの処分は、中間貯蔵施設への輸送開始から30年以内に処分することも検討されています。放射性廃棄物としての基準を下回る低線量の廃棄物については、わずかな放射性Cs⁺ではあ

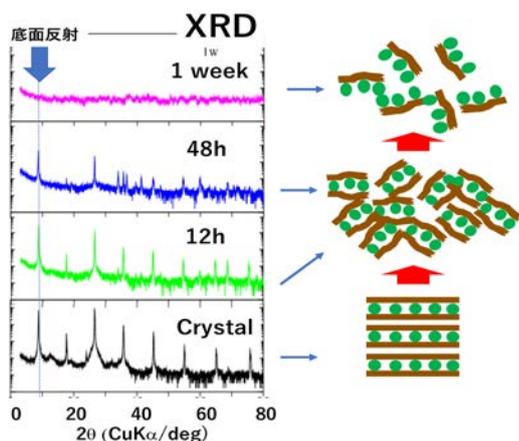


図2 飽和吸着させた風化黒雲母を物理的に粉碎した場合の粉末X線回折パターンの時間依存性
*右の絵は、回折パターンから推定される風化黒雲母の結晶構造とセシウム（緑）との関係

ても上記のような安定化条件を満たしつつ何らかの再利用の可能性もあると考えられます。一方、高線量の土壌廃棄物に関しては、どのように処分するかを検討し、その施策にしたがって安全に処分する（保管する）ことを考える必要があります。その際、様々な技術の中から最適な方法を選ぶ必要があり、この選択肢の幅を作っていくことも極めて重要です。そこで、経済性、環境負荷の点から問題が指摘されるものの、減容効果の極めて高い熱処理に関する新しい技術開発について紹介します。

熱処理においては、経済性の観点からその処理温度は問題となります。そこで我々は、混ざり合わない2つの塩を混ぜることによる共晶塩の融点降下現象を利用して溶融温度を700°C程度まで下げることに成功しました。また、通常の熱処理では、1500°C以上程度まで上げますが、この温度では放射性Cs⁺の回収は、揮発させて行います。一方、この温度ではCs⁺は揮発はしません。そこで新しい回収法として、塩析（セシウム塩として遊離させる方法）を提案しています。図3には、放射光実験施設SPring-8でのEXAFS（広域X線吸収微細構造）によるその場観察実験の結果を示しました。図から分かるように、600-700°Cの間で、徐々に粘土から外れ、分相した塩化物イオンの相にCs⁺が遊離してきていることがわかります。その様子を示したのが右の絵です。このように、遊離したCsClは簡単に水に溶けることが分かっており、Csの除染も同時に可能であることが分かりました。このように、経済性にも優れた処分方法技術の開発に取り組んでいます。

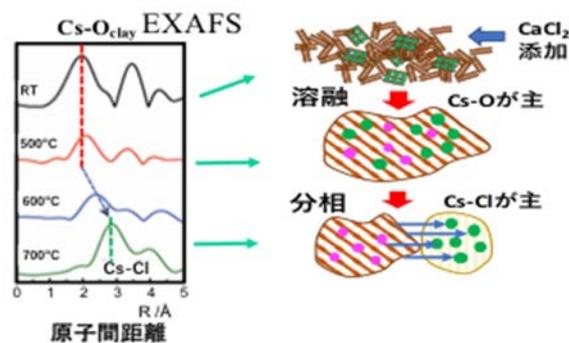


図3 各溶融温度におけるCs-K吸収端EXAFS動径構造関数（左）とそれぞれのスペクトルから推定される状態（右）
*緑の丸はセシウム、ピンクはその他のイオンを表す。斜線は溶融状態を表す。

《参考文献》 [1] H. Mukai, et al., "Speciation of radioactive soil particles in the Fukushima contaminated area by IP autoradiography and microanalyses", Environ. Sci. Technol. **87**, 13053 (2014).
[2] H. Mukai, et al., "Cesium adsorption/desorption behavior of clay minerals considering actual contamination condition in Fukushima", Scientific Reports **6**, 21543 (2016).
[3] T. Ikeda., " First-principles-based simulation of interlayer water and alkali metal ions in weathered biotite", J. Chem. Phys. **145**, 124703 (2016).
[4] M. Honda, et al., "X-ray Absorption Fine Structure at the Cesium L3 Absorption Edge for Cesium Sorbed in Clay Minerals", J. Phys. Chem. **120**, 5534 (2016).

8-2 粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明(2)

— 計算科学によるセシウム吸着粘土鉱物の結晶構造安定性評価の試み —

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 奥村 雅彦、町田 昌彦

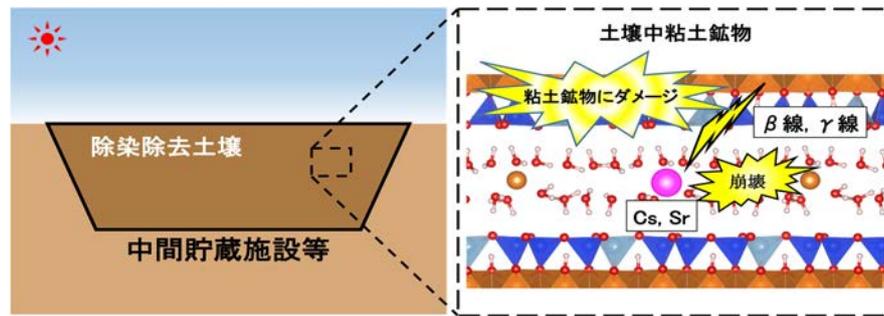


図1 土壤中の粘土鉱物に吸着した放射性核種の崩壊に伴う放射線に起因する粘土鉱物損傷過程の概念図

放射性核種を吸着する土壌中の粘土鉱物はシリコン(Si)、アルミ(Al)、酸素(O)、水素(H)から構成される層の間に、カリウムイオンやマグネシウムイオン、水などが挟まった層状の構造です。吸着したセシウム(Cs)やストロンチウム(Sr)等の放射性核種は粘土鉱物内で崩壊しβ線やγ線を放出するため、粘土鉱物が損傷する可能性があります。本研究の目的はその損傷の程度を見積もることにあります。

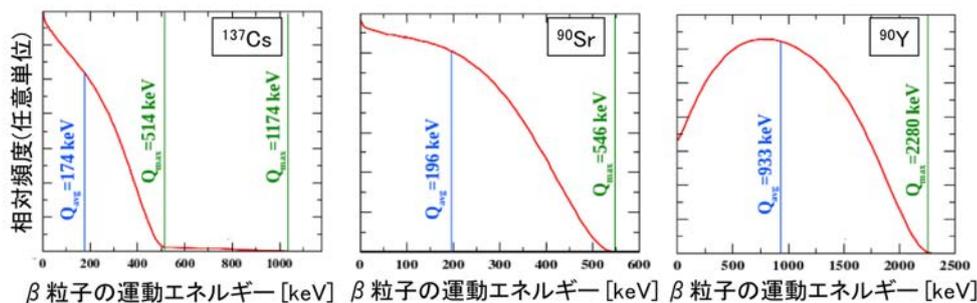


図2 各放射性核種のβ崩壊の際のβ粒子の運動エネルギーの確率分布

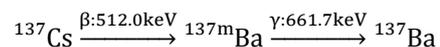
放射性核種 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^{90}Y がβ崩壊する際のβ粒子が持つ運動エネルギーの確率分布。β崩壊には反ニュートリノの放出が伴うため、β粒子が持つ運動エネルギーは連続的な分布を示します。 Q_{max} 、 Q_{ave} はそれぞれβ粒子の運動エネルギーの最大値と平均値を表します。

福島第一原子力発電所事故によって環境中に放出された放射性セシウムの多くは土壌に降着し、その表層に留まっています。放射性セシウムの一つの同位体である ^{137}Cs は半減期が約30年と長く、住民の被ばく線量低減のため、表土を剥ぐ等の大規模な除染が行われてきました。その結果、除染により発生した除去土壌は、2,200万 m^3 にも上る膨大な量になると試算され[1]、除染現場付近の仮置き場から中間貯蔵施設に運び込まれ、約30年間保存された後に、最終処分場に移される予定となりました。しかし、これほど大量の放射性セシウムを含む土壌を長期間保存した例はなく、それ自体が科学的且つ技術的な挑戦であると言えます。特に、保存の際の安全性については、あらゆる可能性を想定して、様々なリスクに備える必要があります。そこで、私たちは放射性核種(放射性セシウムとストロンチウム)が吸着した土壌粘土鉱物(パーミキュライト：福島の土壌には左記の粘土鉱物が多く含まれています)に対し、その状態を計算機上でモデル化し、第一原理計算と呼ばれる最も高精度な計算手法を用いて、放射性核種が崩壊した際に放出されるβ線(粘土鉱物ではγ線による影響は無視できるため)によって、粘土鉱物がどのようにその結晶構造を変化させるかを評価しました。その結果、放射線によって粘土鉱物

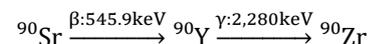
の結晶構造がどの程度変化し、吸着している放射性核種が粘土鉱物から漏出する可能性があるかどうかを評価するための基礎となる知見を得ることができました。

(1) 放射性核種の崩壊

除去土壌に含まれている放射性核種は主に ^{137}Cs ですが、 ^{90}Sr も極く少量土壌に含まれています[2]。そこで、私たちは、両方の効果を調べることにしました。まず ^{137}Cs ですが、主に次のように崩壊します。



この順序から ^{137}Cs は最初、最大512.0keVのエネルギーを持つβ粒子を放出してバリウムの準安定同位体 $^{137\text{m}}\text{Ba}$ となり、その後661.7keVのエネルギーを持つγ線を放出して ^{137}Ba になることが分かります。次に ^{90}Sr ですが、主に次のように崩壊します。



^{90}Sr は最初、最大545.9eVの運動エネルギーを持つβ粒子を放出して ^{90}Y になり、その後、最大2,280keVの運動エネルギーを持つβ粒子を放出して ^{90}Zr になります。ここで、 ^{90}Y の崩壊に伴って放出されるβ線のエネルギー2,280keVは ^{137}Cs 及び ^{90}Sr が崩壊する際に放出されるβ

表 1 粘土鉱物構成原子の変位の閾値 (eV) と各放射性核種崩壊によって結晶構造の変化が起こる最大確率

原子	閾値 (eV)	構造の変化が起こる最大確率		
		¹³⁷ Cs の崩壊	⁹⁰ Sr の崩壊	⁹⁰ Y の崩壊
Mg	30-52	30%	10-34%	88%
Si	33	25%	29%	86%
Al	27	34%	38%	90%
O	17-23	54%	45-58%	94%
H	8	75%	76%	97%

粘土鉱物を構成する原子が元の平衡位置からずれてしまうのに必要なエネルギー閾値と、¹³⁷Cs、⁹⁰Sr、⁹⁰Y の崩壊によるβ線が、各原子に衝突し、それにより、周囲の結晶構造を変化させる最大確率を示しています。

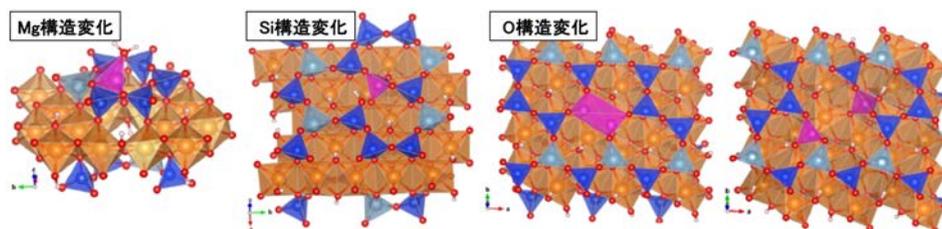


図 3 放射線による結晶構造変化の例

十分に高いエネルギーの放射線 (β線) が Mg、Si、O に当たった場合の結晶構造変化の例を示しています。茶色、青、ねずみ色、赤はそれぞれ Mg、Si、Al、O を表し、紫色の部分が、構造が変化した部分を示しています。表 1 に示されている閾値よりも高いエネルギーを持った放射線が Mg、Si、O に当たった場合の構造変化をそれぞれ Mg 構造変化、Si 構造変化、O 構造変化として表しています。

線のエネルギーよりも一桁高いことが分かり、最も影響が大きいことが分かります。尚、ここで示しているβ崩壊のエネルギーは、β粒子(電子)が持つことのできる最大のエネルギーを示しています。β崩壊とは、反ニュートリノの放出を伴い、β粒子が持つ運動エネルギーはその反ニュートリノが持ち去るエネルギーに依存して連続的なエネルギー分布を持つこととなります (図 2 参照)。

(2) 放射線による粘土鉱物の結晶構造変化

次に、これらの放射性核種を吸着している粘土鉱物 (図 1 参照) の原子レベルのモデルを計算機上で構築します。そのモデルに対し、第一原理計算分子動力学法と呼ばれる高精度シミュレーション手法を用いて、モデル中の原子に対し、核種崩壊により発生したエネルギーに相当する初期速度を与え、構造変化が起こる閾値を求めました (初速度の閾値をエネルギーに換算したものを表 1 中「閾値(eV)」に示しました)。そして、β粒子と粘土鉱物構成原子の正面衝突を仮定し、その閾値を与えるβ粒子の運動エネルギーを計算式により求め、図 2 のエネルギー分布から構造変化が起こる可能性を計算しました (表 1「構造の変化が起こる最大確率」)。その結果、⁹⁰Y の崩壊により構造の変化が起こる可能性は最大で 86%程度であることが分かりました。ただし、この値はβ粒子と構成原子が 100%正面衝突するという仮定の下、変化が起こる最大の確率です。β粒子が各々 Mg、Si、O に当たった場合の構造変化の例を図 3 に示します。その際、Mg に当たった場合、構成していたシート構造が壊れてしまうこと

があることが分かりました。また、Si や O に当たると、Si と Al で構成されていた六角形の基本構造が崩れてしまうこともあることが分かりました。しかし、これらの構造変化は粘土鉱物の原子レベルの構造に留まることも判明したため、その影響が漏洩という事象に発展するのは、極めて高濃度に放射性物質が鉱物内にある場合か、何か別の要因が必要であることが分かりました。

(3) まとめと今後の課題

中間貯蔵施設及び最終処分場における大量の放射性セシウムを含む除染除去土壌の長期管理というのは、世界的に見ても前例がなく、あらゆる角度からの安全性評価が必要と考えられます。本研究では、計算機上で土壌粘土鉱物の原子レベルのモデル化を行い、最も精度の高い最先端の第一原理分子動力学法を用いて放射線による粘土鉱物の結晶構造変化を原子一つ一つのレベルから評価することに成功しました。これにより、土壌中粘土鉱物からの放射性核種の脱離を含めた微視的な動態が従来にないレベルで評価可能となり、これまで曖昧な評価しか下すことができなかったケースに対しても、そのリスクを十分な科学的根拠を基に考察できることが可能となりました。今後は、これらの原子レベルの構造変化とそれにより生じうる事象についての知見を粘土鉱物だけでなく、土壌に含まれる様々な無機鉱物及び有機物にも適用し、評価対象を拡げ、中間貯蔵から最終処分に至る過程での安全性評価を原子レベルの正確な知見を基に実施することを目標に研究を続けていきます。

《参考文献》 M. Sassi, K.M. Rosso, M. Okumura, and M. Machida, "Radiation-Damage Resistance in Phyllosilicate Minerals from First Principles and Implications for Radiocesium and Strontium Retention in Soils", *Clays and Clay Minerals* **64**, 108 (2016).

《引用文献》 [1] 中間貯蔵施設環境安全委員会 (第 1 回) 資料,

http://josen.env.go.jp/chukanchozou/action/safety_commission/pdf/safety_commission_01_150413.pdf

[2] 東日本で採取された土壌試料のストロンチウム 89, 90 の分析結果, <http://emdb.jaea.go.jp/emdb/portals/201011/>

9-1 被ばく評価(1)

— 個人線量評価に関する研究への取り組みについて —

福島環境安全センター 斎藤 公明、安藤 真樹
安全研究センター 放射線安全・防災研究グループ 森 愛理、高原 省五、滑川 麻紀、宗像 雅広

被ばく線量は住民の避難や帰還、除染等の放射線防護に関する対策の判断基準として用いられると共に、住民の方々が将来の生活を計画するための基本となる重要な情報です。原子力機構は、被ばく線量評価に関わる様々な研究を実施してきました。ここでは、外部被ばくに関連した研究についてまとめて紹介します。

(1) 生活行動経路に着目した被ばく線量評価

福島では多くの自治体において個人線量計を住民に配布し、その測定結果から個人の追加被ばく線量を評価し、住民の生活に役立てる取り組みが行われてきました。個人線量計を用いた測定は住民の被ばく線量を知るための有力な手法ですが、これから避難指示区域への帰還を予定している住民の方がこの方法で被ばく線量を評価することは簡単ではありません。また、個人線量計を継続して装着することは住民にそれなりの負担を強いることとなります。

原子力機構では、帰還を予定している住民の方々の個々の被ばく線量を現実的に推定するために、個人線量計による測定と空間線量率に基づく推定の中間に位置する新たな被ばく線量手法を考案し、2014年度に初回の調査を行いました。2015年度には、原子力規制庁からの委託事業「生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定事業」の技術指導を行う形で、川俣町、葛尾村及び富岡町を対象にした調査に参加しました。

この調査では、まず評価対象となる住民の方々に対して、帰還した時に予想される生活行動パターンを具体的に聞き取りました。この聞き取り調査では、自宅の寝室に何時間、居間に何時間滞在するか、職場へ向かう時にどのような手段で(自動車か徒歩か等)どの道を通るか、職場のどこで何時間働くか等、具体的な生活行動経路と滞在時間の聞き取りを行いました。また、一人に対して平日と休日を分ける等、帰還した時に想定される数パターンの生活行動経路の聞き取りを行いました。

次に、聞き取り調査を基に、住民の方々が行動する全ての場所をカバーするように、生活行動経路に沿って移動サーベイシステムKURAMAを用いた空間線量率の測定を行いました。家屋内、その周辺、移動経路、職場、屋外での作業がある場合にはその場所等、生活行動の対象となる場所全ての空間線量率データを測定しました。ただし、個人線量計と異なり、想定される住民の生活時間と同じ長さ滞在する必要はないので、個人線量計を使用した測定と比べて測定時間が大幅に縮小されることとなります。

図1に生活行動経路に沿った空間線量率の変化の測定例を示します。測定した空間線量率と滞在時間を掛け合

わせて24時間にわたって積算することで1日の被ばく線量を推定しました。平日と休日の日数を考え、年間の被ばく線量を評価しました。実測された周辺線量当量から成人の実効線量を評価するには線量換算係数0.6を、中高生の場合には0.7を、また乳児の場合には0.8を用いました。さらに、KURAMAから得られたガンマ線エネルギー分布の情報を用いて、自然放射線による線量を仮定することなしに、追加被ばく線量を直接に求めることを行いました。

2015年度に実施した3町村の調査結果を図2にまとめて示します。調査した全ケースの70%において年間追加被ばく線量が1mSv以下であると推定されました。また、一番大きな被ばく線量が2.6mSvであり、大きな被ばくが予想されるケースはありませんでした。

調査に協力いただいた町村と個人の方には、推定した線量やその内容について詳しく説明を行いました。この活動は、単に推定した被ばく線量の数値を住民に知らせることにとどまらず、環境放射線や被ばくについて考え理解していただくための、すなわちリスクコミュニケーションの有力な手段となることがわかりました。

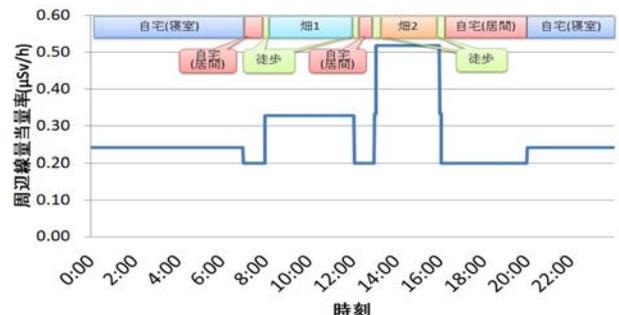


図1 生活行動経路に沿った空間線量率の測定例

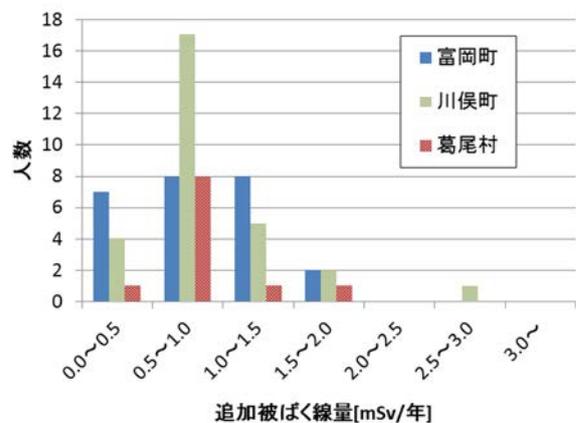


図2 2015年度の調査結果

(2) 住民の個人線量の継続的調査

福島県住民の被ばくを管理するため、福島第一原子力

発電所事故後、原子力災害対策本部は年間の追加被ばく線量を1 mSv以下にするという長期的目標を定めました。環境省が提示した簡易的なモデルは事故直後迅速に被ばくを管理する状況においては有効ですが、日常のおよび継続的な被ばく管理が必要となる現状では十分に適切ではなく、住民の生活習慣を反映した被ばく線量評価モデルが必要となっています。そのため、安全研究センターでは、現存被ばく状況下における福島県住民の生活習慣を反映した被ばく線量評価モデルの開発を進めています。

評価モデルの開発のため、2012年度から福島県住民の個人線量について継続的に調査を行っています。福島市等に居住する住民の方々に個人線量計(マイドーズミニ、日立製)を装着して頂き、一月ごとの積算線量を記録しています。測定結果は、住民の方々を屋内作業員、屋外作業員、自宅滞在者の3グループに分類し統計処理を行っています。各グループの2016年3月～9月までの一月ごとの積算線量の平均値と最大値を図3に示しました。

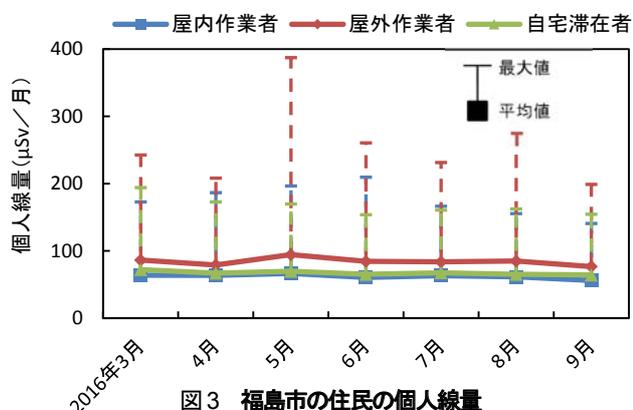


図3 福島市の住民の個人線量
図中の値は自然放射線からの寄与分を含む。

福島県住民の個人線量測定結果は、屋外の滞在時間が長い屋外作業員が最も高く、コンクリート等の建物内の滞在時間が長い屋内作業員が最も低くなりました。図3の結果が示すように、福島市の住民の被ばく線量は、一月あたりの平均値は屋内作業員で56-67 μSv、屋外作業員で77-94 μSv、自宅滞在者で64-72 μSvとなり、七ヶ月間で概ね10%減少している様子が分かりました。この個人線量計を用いた個人線量調査は今後も継続的に実施し、線量評価モデルの開発を進めて行きます。

(3) 子どもに対する個人線量評価手法の開発

子どもに対する被ばく影響は住民の高い関心事項となっています。本研究では、子どもの生活パターンの実測値の分布および居住地域の¹³⁷Cs地表面濃度分布と子どもの線量換算係数を用いた線量評価モデルを開発しています。この手法では地表面濃度の空間的変動が確率分布に従うものと仮定しています。地表面濃度から外部被ばく線量への換算係数を用い、ある居住場所に生活する子どもが、実測された生活パターンの変動範囲内でその時間を過ごすものとして、両者を掛け合わせることで一人の子どもの外部被ばく線量をランダムに計算できます。このモンテカルロ計算を10,000回実施し、計算結果を処理することで、外部被ばく線量の95パーセント値等を評価しています。モデルの妥当性検証のため、個人線量計による継続的調査(南相馬市)との比較を行いました。図4に避難指示区域外に住む小学校3、4年生の三ヶ月ごとの積算線量の比較を示します。

線量の低い一部分でわずかな過小評価はあるものの概ね保守的な評価となりました。これは実際には、除染されて空間線量が比較的低いところ(通学路など)で過ごしている場合でも、計算では空間線量の比較的高い値を含む領域をランダムに選択しているためと考えられます。以上のことから、モデルは保守的ではあるものの概ね妥当であることがわかりました。今後は開発したモデルをもとに避難指示解除を予定している地域における子どもの個人線量を評価し、住民の安心につながる情報の提供を進めて行きます。

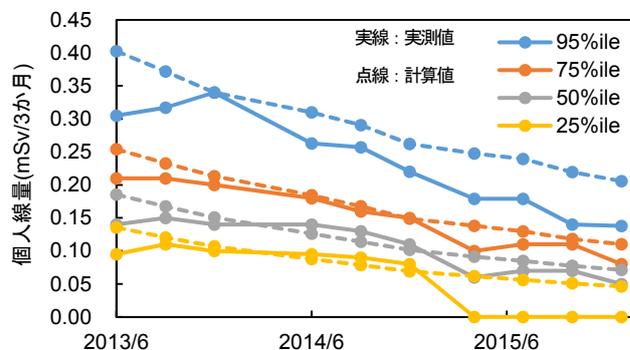


図4 南相馬市の小学校3、4年生の三ヶ月ごとの積算線量
実線は実測値、点線は計算値を示している。2013年6月1日から2016年3月31日までの期間を3か月ごとに区切り積算している。図中の値は自然放射線からの寄与分を含まない。

《参考文献》

- 原子力安全委員会(2011), “今後の避難解除、復興に向けた放射線防護に関する基本的な考え方について”
http://www.kantei.go.jp/jp/singi/genshiryoku/dai18/18_11_gensai.pdf
- 環境省(2011), “追加被ばく線量年間1ミリシーベルトの考え方”
<https://www.env.go.jp/press/files/jp/18437.pdf>
- 原子力規制庁, 平成27年度「生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定事業」成果報告書(2016).
<http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/13000/12008/view.html>
- K. Saito, et al., “Effective dose conversion coefficients for radionuclides exponentially distributed in the ground”, *Radiat. Env. Biophys.* 51, 411-423 (2012).
- D. Satoh, et al., “Age-dependent dose conversion coefficients for external exposure to radioactive cesium in soil”, *J. Nucl. Sci. Technol.* 53, 69-81 (2016).
- 高原省五, 他, “福島第一原子力発電所事故後の汚染地域における外部被ばく線量の決定論的評価手法の開発”, *JAEA-Research* 2014-024 (2014).
- 吉田浩子, 他, “城県南部地域の子どもの対象とした福島第一原子力発電所事故後の被ばく線量及び屋内外滞在時間調査結果報告”. *RADIOISOTOPES*, 64, 319-333 (2015).

9-1 被ばく評価(2)

— 全身カウンタ (WBC) による測定と結果の評価 —

福島環境安全センター 安全管理・放射線計測グループ 植頭 康裕、江尻 明、山崎 巧、
富田 剛、吉田 直昭、塩谷 崇、坪 雄一郎、菊地 雄也、圖師 諒史、川上一 夫

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故に伴う住民の方々の内部被ばく検査は、事故直後の2011年3月下旬に原子力災害対策本部が実施した甲状腺への放射性ヨウ素蓄積量に関するスクリーニング検査に始まり、その後、福島県が中心となり、住民の方々を対象とした全身カウンタ(ホールボディカウンタ:WBC)を用いた体内放射能の測定(以下、この業務を「県民WBC調査」と呼びます。)が実施され、2016年度も継続した検査を行っており、その状況を報告致します。

原子力機構における「県民WBC調査」は、2011年7月から開始され、2016年10月末までに延べ約8万8千人の方々の測定を終えています(表1)。今後は、楢葉町や葛尾村、川内村、南相馬市について避難指示区域が解除され、帰還した住民の方々についても「県民WBC調査」を受けることが重要になります。この測定において、当初は東海村の拠点に設置されている据置型WBCや原子力緊急時支援研修センター(NEAT)のWBC車を用いましたが、2013年3月からは、福島環境安全センターに導入されたWBC車2台を用いております(図1) [1] [2]。



図1 WBC車

WBC車での測定には、WBCの他、衣服等に付着した放射性セシウムが体内に摂取されたものであるとの誤った測定を防止するため、専用の体表面モニタも装備しております(図2)。このモニタにて身体に汚染が付着していないことをアルファ線も含め、ベータ線の測定により確



図2 体表面モニタ



図3 立位型WBC

認します。その後、立位型WBCにて体内から放射されるガンマ線を測定します(図3)。

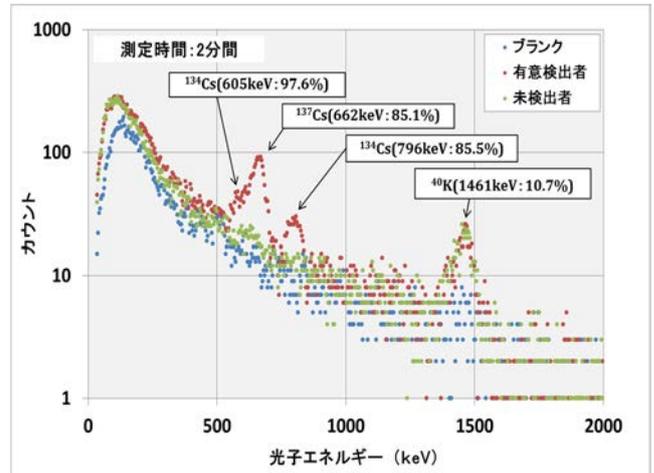


図4 WBCによるガンマ線スペクトル(測定例)

測定結果は、図4に示すようなガンマ線スペクトルが得られます。尚、NaI (TI) シンチレータ検出器を用いていますので幅の広い山形のピークとなります。

この山形のピークの位置が放射性核種から放射されたガンマ線のエネルギーを示します。図4の赤色の●印は¹³⁴Csと¹³⁷Csが検出された有意検出者の例を示します。これに対して未検出者では¹³⁴Csと¹³⁷Csのピークが見られません。又、未検出者であっても⁴⁰Kのピークが見られますが、これは体内に存在する天然の放射性カリウムによるもので、概ね3,000~6,000 Bqの範囲でした。

尚、2016年度は、福島県内に1台、東海村の原子力機構に1台のWBC車を用いて検査を実施しています。

事故直後には、空気中に放射性セシウムが検出されており、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内部被ばくを「WBCで測定された体内の放射性物質は、放出が始まった2011年3月12日に吸入摂取したものが時間の経過とともに物理的に減衰したものや人体の代謝にともない生物学的に減少したものとする保守的(過大)な仮定」のもとで評価³⁾しました。2011年度に原子力機構が実施した「県民WBC調査」において測定を受けられた方は約1万4千5百人ですが、このうち99.8%の方は内部被ばくに係る実効線量が1 mSv未満でした。一方、1 mSv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3 mSvでした。又、2012年度以降1 mSvを超える方は見られなくなりました(表1)。

尚、代謝により体内の放射性セシウムが半分になるまでの時間を生物学的半減期と呼びますが、成人で約3カ月、子供で約1~2カ月と言われています。2012年初

めには測定結果の殆どが検出下限値を下回るようになり、事故直後に吸入摂取したとする評価は実態にそぐわなくなりました。わずかに検出下限値を上回った方にお伺いした結果、これらは食品を通した経口摂取の可能性が推察されたため、2012年2月1日以降の福島県が実施している県民健康調査の評価は、日常的な経口摂取を仮定した方法となりました。すなわち、2011年3月12日から測定日前日まで、毎日放射性セシウムを同量ずつ経口摂取したと仮定した場合の当該1年間の実効線量を評価しています。現在、検出下限値をわずかに上回る程度の測定結果が得られた場合は、市場を通さない経路での摂取の可能性が高く、一時的な摂取と考えられますが、保守的な評価方法として日常的な経口摂取での評価が採用されました。現在もこの評価方法を継続しています。

原子力機構は、この「県民 WBC 調査」において、実際に県民の皆様の体内放射能を測定するだけでなく、「内部被ばく検査における Q&A」集の作成、受検者等を対象としたコールセンターを設け電話相談を行ってきました。

又、福島県の市町村、保健所等の WBC 検査技師の方々から寄せられる測定方法、装置の維持管理、測定結果の評価、通知・記録等に関する質問に対して技術的助言を行っています。

更に、原子力機構では、WBC 検査の信頼性を向上させるため種々の検討を実施してきました。原子力機構が所有している WBC は、職業人として成人用に整備されていたことから、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、その結果から専用の椅子を用いて幼児を検出器の測定視野に入れるなどにより測定を可能にしました。

加えて、検出器として NaI (TI) シンチレータ検出器を

用いていますので、 ^{134}Cs の 605 keV のエネルギーに近い 609 keV のガンマ線を放出する天然放射性核種 (^{214}Bi) が、空気中などから衣服や身体へ付着し、 ^{134}Cs が存在しないにも関わらず誤って検出され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したり (図 5)、湿度を調整し静電気の発生による衣服、身体等への付着を低減化するなど、測定結果の信頼性向上に努めました[3]。

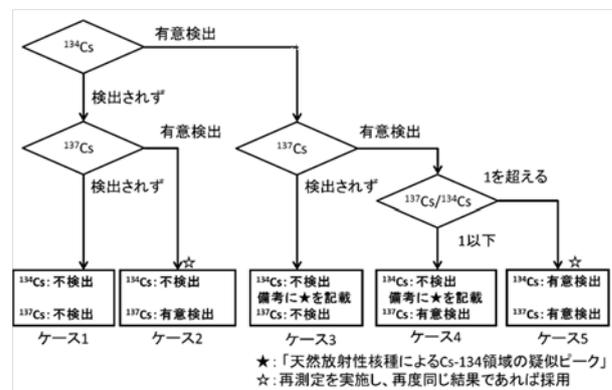


図 5 WBC 測定における検査結果判定のアルゴリズム

「県民 WBC 調査」の測定結果はご本人へ通知するほか、福島県へも報告しています。福島県は、原子力機構が実施した結果も含めて、全体の結果を取りまとめ、ホームページ等で定期的に公開しています[4]。

本研究は、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ー (WBC) 検査による福島県民健康調査支援業務」の成果の一部です。

注) 一般公衆の方の内部被ばく線量は、成人については 50 年間、子供や幼児については 70 歳までの間に受ける線量を総計した預託実効線量にて評価しますが、本項では単に「実効線量」と表記しました。

表 1 原子力機構におけるホールボディカウンタ (WBC) による県民健康調査における測定結果

	受検者数			実効線量	
	18 歳未満	18 歳以上	総数	<1mSv	≥1mSv
2011 年度(2011 年 7 月～)	9,738	4,810	14,548	14,525	23
2012 年度	20,955	5,540	26,495	26,495	0
2013 年度	14,865	5,888	20,753	20,753	0
2014 年度	21,310	421	21,731	21,731	0
2015 年度	1,754	1,904	3,658	3,658	0
2016 年度 10 月末まで	11	1,301	1,312	1,312	0
合計	68,633	19,864	88,497	88,474	23

《引用文献》 [1] C. Takada, et.al, "Evaluation of Internal Exposure of the Workers and the Residents Caused by the Fukushima Nuclear Accident", Proceedings of The 13th International Congress of the International Radiation Protection Association, (2012). <http://www.irpa13glasgow.com/information/downloads/> (File P12.22.doc).

[2] T. Momose, et.al, "Whole-body Counting on Fukushima Residents after the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident", NIRS-M-252, 67 (2012).

[3] 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, 125 (2014).

[4] 福島県, 「ホールボディカウンターによる内部被ばく検査 検査の結果について」: <https://www.pref.fukushima.lg.jp/site/portal/ps-wbc-kensa-kekka.html> (2016 年 11 月閲覧).

9-2 福島県除染推進活動(1)

— 福島での除染活動推進に係る取り組み —

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 川瀬 啓一

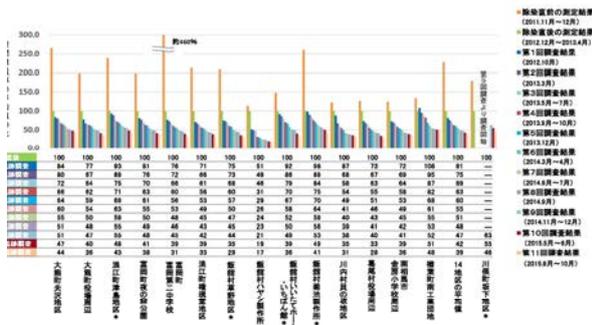
福島環境安全センターでは、環境省や自治体などが進める除染活動に対する様々な技術支援を行っています。2015年度における除染活動の推進に係る取り組みについて、主な活動実績を紹介します。

(1) 国（環境省）への支援活動

① 除染効果の維持確認調査

環境省の要請により、除染作業後に除染の効果が維持されているかどうかを調べるため、前年度に引き続き、除染モデル実証事業（2011年度実施）で除染を実施した18地区のうちの15地区および、2013年度に帰還困難区域における除染モデル実証事業を実施した浪江町、双葉町の6地区の空間線量率の追跡調査を実施し、除染直後の測定結果およびこれまでの測定結果との比較を行いました。これらの調査は、事前に設定した定点での空間線量率の測定と歩行モニタリング・マッピング測定装置（ガンマプロッタH）による歩行サーベイの2つの方法で実施しました。

除染モデル実証事業で除染を実施した15地区については、2015年度は2回（第10回：2015年5月～6月、第11回：9月～10月）の調査を実施しました。定点測定の結果、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平均の空間線量率の推移は、第1回から調査を継続している14地区において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11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の物理減衰計算値（ウエザリング効果なしで計算）と比較すると、後者が約55%に低下するのに対し、各地区の線量比はそれよりも低い値を示していました。空間線量率の低減率の大きな地区は、調査地区及びその周辺でこれまでに実施された本格除染の効果が現れていると考えられます。



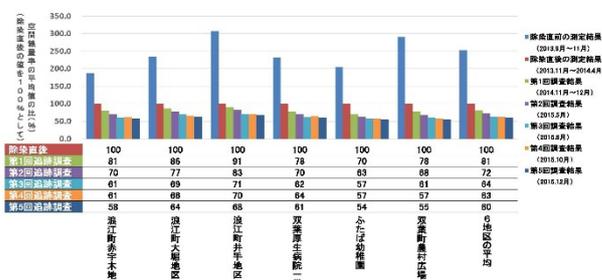
*：浪江町浪江地区、飯館村及び川俣町浪江地区の除染直後の測定結果については、積雪の影響を受けて測定値が低くなる可能性があります。
 注1)測定値は、降雨/降雪、気象などの気象条件、地面の湿度状態や草木の葉状状態などの環境条件により変動することがあります。
 注2)除染直後の測定から第11回の追跡調査までは3年半程度経過しており、その間に放射性セシウムに起因する線量率は物理減衰により90%程度の低減が見込まれます。

図1 除染モデル実証事業地区の定点測定の結果

また、帰還困難区域における除染モデル実証事業を

実施した6地区については、2015年度は4回（第2回：2015年5月、第3回：8月、第4回：10月、第5回：12月）の調査を実施しました。

定点測定の結果、図2に示す通り、第1回調査の空間線量率を基準としたときの各地区の平均の空間線量率の推移は、6地区全てで第1回の調査以降連続して低下しており、この調査においても除染の効果が維持されていることが確認できました。また、除染直後の平均の空間線量率を100%としたときの空間線量率（平均値）の推移を比較すると、除染直後と第5回調査の期間の線量比は約60%で、同期間の放射性セシウムの物理減衰を考慮した値の約70%より低い値でした。



注1)測定値は、降雨/降雪、気象などの気象条件、地面の湿度状態や草木の葉状状態などの環境条件により変動することがあります。
 注2)除染直後の測定から第5回の追跡調査までは3年1ヶ月程度経過しており、その間に放射性セシウムに起因する線量率は物理減衰により30%程度の低減が見込まれます。
 注3)除染直後と線量モニタリング（第1～5回調査）とは、測定位置等の測定条件が異なることから、測定値ごとの単純な比較はできないが、全体の傾向は、平均値から確認できます。
 *：浪江町浪江地区では、通常の本格除染と同様に土壌を6cm取り除いた後にそのまま客土・緑肥を行った場所と、予備的な客土を取り除いた客土の回収を伴って6cm(客土10cm)取り除いてから客土・緑肥を行った場所がある。除染直後の測定結果は、現地に係るこれらの条件が終了した状態で(客土を)測定したものである。

図2 帰還困難区域モデル実証事業地区の定点測定の結果

また、ガンマプロッタHによる測定でも、第1回調査の空間線量率を基準としたときの各地区の平均の空間線量率の推移は、21地区全てで第1回の調査以降連続して低下しており、除染の効果が維持されていることが確認できました（図3）。



図3 ガンマプロッタHでの測定結果の例（帰還困難区域モデル実証事業の調査地区）

② 除染技術・除染効果の評価等に係る技術支援

今後の除染や汚染廃棄物の処理、中間貯蔵等の事業に役立てることを目的とした新しい除染技術の確立に向けた環境省の除染技術実証事業が、2015年度も実施されました。この実証事業に対して、環境省の要請に基づき、中立的・公平かつ除染技術に関して高い知見を有した立場から、

新技術の選定・評価に係る技術的な支援、実証試験への立会いなどを行い、実証試験の結果に対して、除染効果や減容率、除去物発生量、実用化の課題等などの評価の妥当性の確認を行うなど、評価の取りまとめに関する技術的な支援を実施しました。

また、環境省が実施した森林モデル調査について、放射性物資の移行やモニタリングに関する専門的な知識や経験を活かし、調査結果の取りまとめ評価などへの技術支援を行いました。この調査の結果を踏まえて、森林における国の放射性物質対策の方向性が策定されました。

(2) 自治体への支援活動

① 仮置場等に係る技術支援

福島県内の自治体の要請に基づき、既存の仮置場の拡張に伴う現地確認などを実施し、仮置場の候補地として提案された場所の地形や土地利用状況等を確認するとともに、仮置場の整備、維持管理の在り方や安全対策に係る技術的な助言を行いました。また、2015年度に実施された自治体の仮置場から中間貯蔵施設の保管場へのパイロット輸送の現場に立ち会い、運搬のために取り出された除去土壌等の保管容器（フレキシブルコンテナなど）の状況確認や輸送に係る留意点などの確認・助言等を行いました。また、現地確認の結果を踏まえ、福島県の仮置場等技術指針の改定に協力を行いました。

また、福島県外においても自治体等の要請に基づき、設置されている仮置場等の管理状況やガイドライン等の適合性の確認などを行いました。

② 除染効果の評価・確認等に係る技術支援

福島県内外からの要請に応じて、河川公園等での空間線量率測定・評価、除染活動支援システムを用いた線量予測シミュレーションや車載型高感度可搬ゲルマニウム測定システム（水モニタ車）を用いた放射性物質濃度の評価等の技術支援を行いました。

福島県内の自治体から要請のあった河川公園等での空間線量率の測定・評価では、線量低減化の対策実施前後にガンマプロッタHを用いた測定を実施し、空間線量率の低減効果を評価し、結果を可視化して自治体への報告を行いました（図4）。



図4 河川公園の除染効果の評価

また、福島県外の自治体からの要請への対応として、道路（全長約10km）の除染を行うためのホットスポット調査を目的として、ガンマプロッタHを用いた道路のモニタリング調査を実施しました。その結果、雨水が大量に流れ込む坂の下の部分や、橋の取り付け部の隙間部分などに

おいて、地表部分の線量率が比較的高いことを確認し、自治体への情報提供を行いました。



図5 福島県外での自治体への除染活動支援の例

水モニタ車を用いた放射性物質濃度の評価では、自治体の要請に基づき、避難指示区域内に設置されている仮設防火水槽の水中の放射性物質（ ^{137}Cs ）濃度の測定を現地において行いました（図6）。全36試料のうち9試料において、 ^{137}Cs を検出しましたが、濃度としては飲料水の基準（10Bq/L）以下であることから、火災発生時に使用しても問題ないとの評価を行いました。また、 ^{137}Cs が検出された仮設防火水槽では上部覆いが破損していること、上部覆いが破損していない場合は検出下限値であったことなどから、破損部から粉じん等が混入した可能性があるとの評価を行い、報告を行いました。



Cs-137濃度が有意値であった試料の測定結果

水試料No.	放射性物質濃度 (Bq/L)	検出下限値 (Bq/L)
①	4.11E-1±1.23E-1	3.53E-1
②	7.30E-1±2.02E-1	5.81E-1
③	7.00E-1±1.70E-1	4.60E-1
④	5.06E-1±1.65E-1	4.90E-1
⑤	5.65E-1±1.45E-1	3.92E-1
⑥	6.78E-1±1.68E-1	4.60E-1
⑦	6.75E-1±1.59E-1	4.22E-1
⑧	5.01E-1±1.62E-1	4.82E-1
⑨	5.45E-1±1.65E-1	4.82E-1

仮設防火水槽の水の評価に関する対応
(2015年11月～2016年3月実施)

図6 車載型高感度可搬ゲルマニウム測定システム（水モニタ車）での測定例

これらの支援活動のほか、除染に関する自治体等の問合せ対応や自治体が実施する実証試験的な除染事業の支援、航空機モニタリングにおいて測定された特異的に放射線量の高い地点の調査対応などの支援を前年度に引き続き着実に実施し、本格的な除染活動が円滑に進むように取り組みました。

本件は、環境省からの請負業務「平成27年度除染関係基準等に係る調査検討業務」で実施したものです。

9-2 福島県除染推進活動(2)

— 除去土壌等の再生利用の基本的考え方の整理に関する取組み —

福島環境安全センター・環境回復推進グループ 加藤 貢、梅澤 克洋、岡田 尚
安全研究センター 環境影響評価研究グループ 武田 聖司

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故による環境汚染に対する福島県内の除染活動で発生する除去土壌等は約 2,200 万 m^3 と推計されています。これらは中間貯蔵施設に保管された後、中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外での最終処分を完了することになっています。

環境省は、最終処分の実現に向け最終処分量の低減に向けて、大量の除去土壌等の効率的な減容処理、その結果生じる本来貴重な資源である放射能濃度の低い土壌等を、再生資材として利用可能とすることの検討(中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会(以下、「戦略検討会」))を行っています。この戦略検討会の審議を経て、平成 28 年 4 月、環境省は「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」(以下、「技術開発戦略」)を公表し、表 1 の工程表[1]が示され、また同年 6 月「再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方」[2](以下、「再生利用の基本的考え方」)が示されました。

原子力機構は、環境省からの受託業務「平成 27 年度最終処分に向けた技術開発戦略策定調査業務」及び「平成 28 年度除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略の具体化等に係る調査業務」を通して上記の検討を支援しております。

ここでは再生利用の基本的考え方の整理に関する取り組みについて報告します。

表 1 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略工程表

中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略 工程表(案)

「減容・再生利用技術の開発」、「再生利用の推進」、「最終処分の方針の検討」、「全国的な理解の醸成等」の 4 本柱からなる工程表。特に中間貯蔵開始 H27 年度から 10 年間の間にすべきことが示されています。

(1) 再生利用の基本的考え方の概要

再生利用の基本的考え方において「再生資材」とは、除去土壌を適切な前処理や汚染の程度を低減させる処理をした後、用途の部材条件に適した品質調整等を経て利

用可能となったものとなっています。また、「再生利用」とは、利用先を管理主体や責任体制が明確となっている公共事業等における人為的な形質変更が想定されない盛土材等(図 1) [3]の構造基盤の部材に限定した上で、追加被ばく線量を制限するための放射能濃度の設定、覆土等の遮へい、飛散・流出の防止、記録の作成・保管等の適切な管理の下で、再生資材を限定的に利用することとなっています。

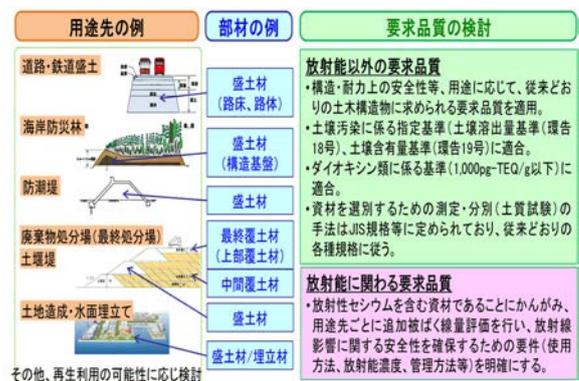


図 1 再生利用の用途先の例

再生資材化等により汚染の程度を低減化した除去土壌(浄化物)は、再生利用の用途先で用いられる部材に適合するよう品質調整や二次製品化等のプロセスを経て利用可能な再生資材となります。再生資材の要求品質の検討に当たっては、放射能以外又は放射能に関わる要求品質それぞれについて、適合要件を整理・検討することとしました。

(2) 再生利用に係る追加被ばく線量評価

再生利用の基本的考え方を整理するに当たっては、放射線影響に関する安全性を確保するため、一般公衆及び作業員に対する追加被ばく線量を再生資源化・運搬・保管等や施工・供用別に整理し、また、国際的な放射線防護の考え方(ICRP 勧告)等を参考に評価の考え方をまとめました。具体的には、濃度レベルを算出するための目安値の設定においては一般公衆及び作業員の追加被ばく線量を同一にするとともに、供用時(構造物の破損時等を除く)の追加被ばく線量については、さらなる低減として、放射線による障害防止のための措置を必要としないレベル(0.01mSv/y)になるように適切な遮へい等の措置を講じて被ばく線量を評価することとしました。(表 2) [4]

この考え方に基づき、検討した用途先の例ごとに具体的な被ばく経路を設定して被ばく評価を行い、一番被ばく影響に厳しい経路(決定経路)において 1 mSv/y を超えない放射性セシウムの放射能濃度レベルを算出しました(道路盛土、鉄道盛土を用途とした評価例を図 2-1[4]、図 2-2[4]に示します)。それを受け、用途ごとの再生資材として利用可能な放射能濃度及び覆土等の厚さが再生利用の基本的考え方にまとめられました。(表 3) [2]

表2 再生利用に係る追加被ばく線量評価の考え方

対象プロセス	減容化・運搬・保管等	施工・供用 (補修・改修工事の対応、二次的な土地利用等を含む)
ため度の目安とする	1 mSv/yを超えないようにする(当面の考え方) ただし、電離前又は除染電離前の対象となる場合は、当該規則を適用し、5年で100 mSvかつ1年間に100 mSvとする。	1 mSv/yを超えないようにする(作業員も一般公衆と同じ[公衆被ばく]扱い)
再生資材の濃度レベル	1 mSv/yを超えないようにする(特措法「基本方針」)	万一の場合も速やかに補修等の作業を実施できるよう、確実に電離前及び除染電離前の適用対象外となる濃度として、特措法の規制体系における劣一性も考慮して、8,000 Bq/kg以下を原則とする。なお、用途ごとの被ばく評価計算から算出された濃度(1 mSv/y相当濃度)がこれ以下の場合は、その濃度以下とする。
施設の設計による追加被ばく線量のさらなる低減	—	破損時を除く供用時における一般公衆の追加的な被ばく線量が、放射線による曝露防止のための措置を必要としないレベル(0.01 mSv/y)になるように適切な遮へい等の措置を講じる。

*1: ICRP勧告において「年に0.01~0.1 mSvの大きさのオーダー」は、「個人に何ら懸念を生じさせないと思えるレベル」に相当し、かつ、「自然バックグラウンド放射線の変動と比べて小さい線量レベル」にも相当しているとされている(ICRP Pub.104)。0.01 mSv/yはこのオーダーの下方に相当し、放射線による曝露防止のための措置を必要としないレベルに相当する値。
*2: 「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に関する安全確保の指針の考え方」において(平成23年6月3日原子力安全委員会)
*3: 「平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対応に関する特別措置法」

はじめに、一般公衆及び作業員に対する追加被ばく線量が1mSv/yを超えないことを条件として、再生資材中の放射性セシウム(Cs-134+Cs-137)の濃度レベルを算出しました。次に、算出した濃度レベルに基づき、供用時の一般公衆に対する追加的な被ばく線量の更なる低減のための遮へい厚等の施設の設計に関する条件の検討を行いました。

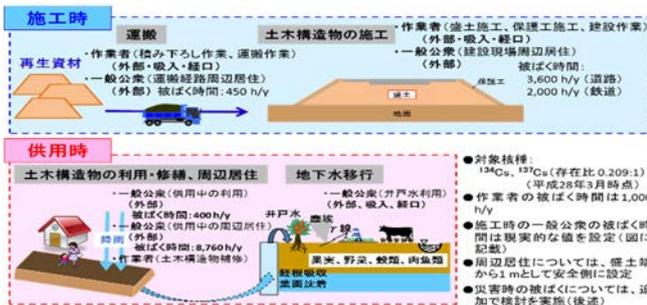
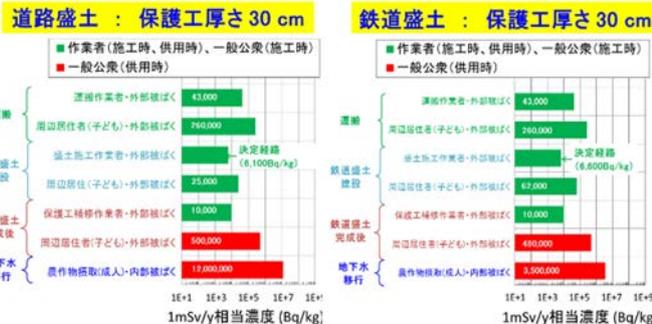


図2-1 被ばく経路の設定(道路盛土、鉄道盛土の例)
土砂やアスファルト等で被覆された盛土(例:道路、鉄道等)に再生資材を利用する場合を想定し、検討対象となる具体的な行為、対象者、被ばく形態(外部、吸入、経口)を整理し、被ばく経路を設定しました。



○保護工の厚さを変えて算出しても、最も影響が大きい被ばく経路は盛土施工作業員の外部被ばくであり、放射線濃度は同一の評価結果であった
※被ばく評価に用いた計算コード:クリアランスレベル評価コードPASCLR2、QAD-CGGP2Rコード、MCNP5コード(参考資料①を参照)

図2-2 被ばく評価結果(再生利用濃度レベル)
(道路盛土、鉄道盛土の例)

1 mSv/y(施工時、供用時)を超えない放射性セシウムの放射線濃度レベルを算出。道路盛土及び鉄道盛土を例とした場合の主要な被ばく経路における1mSv/y相当濃度(決定経路:最も影響が大きい被ばく経路)は以下のとおりです。
(1) 道路盛土(施工作業員の外部被ばく): 6,100 Bq/kg
(2) 鉄道盛土(施工作業員の外部被ばく): 6,600 Bq/kg

表3 用途ごとの再生資材として利用可能な放射線濃度
用途に応じた覆土等の厚さを確保することにより、通常の供用時を超える周辺住民・施設利用者への追加被ばく線量が0.01 mSv/年を超えないようにすることが可能と評価されました

用途先	遮へい条件	年間の再生資材利用作業期間に応じた再生利用可能濃度(Bq/kg)			追加被ばく線量の更なる低減のために必要な覆土等の厚さ(cm)
		6か月※2	9か月※2	1年※2	
盛土	土砂やアスファルト等で被覆	8,000以下	8,000以下	6,000以下	50 cm以上
	コンクリート等で被覆	8,000以下	8,000以下	6,000以下	50 cm以上
	植栽覆土で被覆	8,000以下	7,000以下	5,000以下	100 cm以上
廃棄物処分場	中間覆土材(客土等)	8,000以下	8,000以下	8,000以下	10 cm以上
	最終覆土材	8,000以下	7,000以下	5,000以下	30 cm以上
	土壌埋	8,000以下	8,000以下	8,000以下	30 cm以上

*1: 用途先ごとの被ばく評価計算により算出された1mSv/年相当濃度の100Bq/kg以下の濃度を切り捨てて表記した(具体的な被ばく評価計算結果については、以下リンク先の資料を参照)。
http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/pdf/proceedings_160607_06.pdf) なお、この再生利用可能濃度は、平成22年3月時点の¹³⁴Csと¹³⁷Csの存在比を基に算出されており、今後、時間経過とともに空間線量率への寄与が小さい¹³⁴Csが大部分を占めるようになり1mSv/年相当濃度が変化するとともに、再生資材中の放射性セシウムが物理減衰するため、再生利用に伴う追加被ばくは、時間経過とともに低減する方向で推移する。
*2: 工事そのものの規模、再生資材の利用量、作業員の労働時間管理等により、作業員が1年間のうち再生資材に直接接する作業(重機を用いた作業を除く)に從事する期間。
*3: 用途先ごとの構造上、一定の植栽被覆の厚さや覆土の厚さが必要とされる場合、追加被ばく線量の更なる低減のための必要な覆土等の厚さは、当該構造上必要とされる覆土等の厚さを含めた必要厚さである。
*4: 中間覆土材は廃棄物処分場の構造上、土壌埋、廃棄物層、最終覆土により遮へいされているため、中間覆土材のための覆土等は不要。

再生利用をする場合は、施設の計画・設計時において、設置される地域及びその周辺の地形、地質、水理、災害履歴等を考慮しますが、万一、津波等の災害により構造物の大規模な破損等が生じた場合の追加被ばく線量も検討しました。(表4) [4]

表4 追加被ばく線量の検討で想定した大規模災害と破損事象

想定した大規模災害と破損事象	土砂やアスファルト等で被覆された盛土(道路・鉄道盛土等)	コンクリート等で被覆された盛土(防波堤等)	植栽覆土で被覆された盛土(海岸防災林等)
想定災害	地震・異常降雨	津波	津波・火災
破損事象	I. すべり崩壊 盛土内部より断面が円弧を描く崩壊するケースにより大規模に崩壊するケース II. 法面崩壊 盛土法面の表層が流出、崩壊するケース III. 分断崩壊 基礎地盤の液状化等により盛土が沈下をはじめ、その沈下量が大きい場合に盛土の形状が保てず全体的に分断しながら崩壊するケース	I. 決壊・流出 津波により堤防の一部が決壊・流出するケース II. 法面崩壊 津波による洗掘により法面基部が崩壊され、法面工事が破壊されるケース III. 分断崩壊 津波によりブルーム ¹⁾ が発生するケース	I. 津波 津波により防災林が破壊され、津波による盛土の海への流出が発生するケース II. 火災 火災によりブルーム ¹⁾ が発生するケース

*1: 微細な放射性物質が煙のように流れる現象
*2: 大規模な破損等の評価に当たり、復旧に要する期間については、土砂やアスファルト等で被覆された盛土については最大3か月、コンクリート等で被覆された盛土及び植栽覆土で被覆された盛土については1年で評価

公共事業等により新設される土壌構築物、既往の災害時の教訓を生かして設計され、供用後には、必要に応じた維持管理・補修を行うことで、それぞれの構造物で考慮されている発生頻度・規模の災害等に対する耐性を保持しています。再生利用の安全性に十全を期す観点から、万一、災害等により構造物の大規模な破損等が生じた場合を想定し、放射性物質による影響を評価しました。

(3) 今後の予定

再生利用を円滑に進めるためには、住民の方々、自治体関係者、国民の皆様の理解・信頼を得ることが重要であります。環境省は再生利用の実証試験等を通じて、社会的受容性を醸成する取り組みを段階的に進め、再生利用の本格化に向けた環境整備を行うこととしています。原子力機構は環境省の要請に応じ、放射線安全の観点から実証試験結果の評価を行うとともに、これらの社会的受容性を醸成する取り組みについても支援を行っていく考えです。

《引用文献》

[1] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略 工程表(2016.4.8)
http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/pdf/investigative_commission_process.pdf
[2] 再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方について(2016.6.30)
http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/pdf/investigative_commission_160630.pdf
[3] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会(第3回)(2016.3.30)
http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/proceedings_160330.html
[4] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会(第4回)(2016.6.7)
http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/proceedings_160607.html

10-1 研究成果の発信・普及活動

— 福島原子力事故関連情報と研究開発成果のわかりやすい発信 —

研究連携成果展開部 科学技術情報課 米澤 稔



図1 福島原子力事故関連情報アーカイブ

原子力機構は、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故対応の研究開発支援のため、関連情報の収集・整理・提供を実施しています。恒久的なアクセスが確保されていないインターネット情報と、入手に制約のある学会等における口頭発表情報を収録対象とした「福島原子力事故関連情報アーカイブ」をインターネット上で公開しています(図1)。その取り組みに加え、原子力機構が創出した研究開発成果を報知・普及する情報サービスを紹介します。

(1) 福島原子力事故関連情報アーカイブ

東日本大震災以降、国や東京電力等の公的機関が、1F事故に関連する情報を、インターネットホームページを通じて公表してきました。インターネットでは重要な情報が速報性高く提供される一方、発信元の都合等でリンク切れが発生したり、更新されて昨日と異なる内容に変わっていたりするなど、恒久的なアクセスが確保できない懸念があります。

このため、国立国会図書館が実施しているインターネット資料収集保存事業(WARP)と連携し、同事業で保存された情報へリンクさせることで、公的機関等が公表した1F事故関連のインターネット情報への恒久的なアクセスを確保し、原子力機構がメタデータを作成・情報整理して「福島原子力事故関連情報アーカイブ(FNAA)」として発信しています(<http://f-archive.jaea.go.jp/>)。

また、学協会が開催する研究発表会等における発表情報は、最新の研究開発動向を知るうえで有用ですが、参加者以外は発表を聞くことができず、その概要を掲載した予稿集等を入手することも困難です。そのためFNAAには、最新の調査・研究結果が含まれる学協会の研究発

表会等における口頭発表情報も収録しています。

公開当初、収録対象機関は5機関、収録件数は約4万2千件でしたが2016年11月末現在の収録対象機関は12機関、収録件数は10万件を超えています。

FNAAをよりわかりやすく発信するという観点から次のような取り組みをしました。まず、FNAAの収録情報を直接Google等の検索エンジンからも検索できるようにしました。また、国際原子力機関(IAEA)が加盟国と協力して運用している世界最大の原子力文献情報のデータベース「INIS」にFNAAの収録情報を提供し、INISの利用者もFNAAにアクセスできるようにしました。さらに国立国会図書館が運用する東日本大震災アーカイブ「ひなぎく」と連携することにより、「ひなぎく」経由でFNAAの検索ができるようになりました(図1)。

FNAAをより使いやすくするための取組も行っています。FNAAには様々な内容の事故関連の情報が10万件以上収録されています。その中には写真、動画、報道発表資料、マニュアル、データセット等様々な種類があり、初めてアクセスする方や情報検索に慣れていない方にとってはどのような情報が収録されているかがわかりづらく、調べにくいかもしれません。そのため、収録コンテンツにどのようなものがあるかをわかりやすく、探しやすくするために収録コンテンツの種類をアイコンで表示し(図2)、トップページからワンクリックで該当する種類の情報を探すことができるようになりました。



図2 コンテンツを見る

3.11 原子力事故参考文献情報についても提供情報を同様にアイコン化し、提供情報が一目でわかるようにしました (図3)。



図3 3.11 原子力事故参考文献情報

口頭発表情報のフルテキストも一部の学協会について閲覧できるようになりました。FNAA では日本原子力学会、日本保健物理学会、環境放射能除染学会、日本アイソトープ協会の4学協会における学会発表の要旨集・予稿集から1F事故に関連する口頭発表情報を選定し、FNAA に収録しています。検索結果の要旨のフルテキストを読むためにはこれまで図書館の複写サービスを利用する方式でした。フルテキストへのアクセスをより容易とするために、収録対象の学協会に協力要請をした結果、日本アイソトープ協会の要旨集は2015年から、環境放射能除染学会の予稿集は2016年から、ワンクリックでフルテキストを表示できるようになりました。

原子力機構では原子力規制庁等が公開している1F事故に起因する空間線量の測定結果や土壌等の放射性物質濃度の分析結果を収集・見える化し、利用者が直感的に状況を把握できるよう公開しています(「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト」<http://emdb.jaea.go.jp/emdb/>)。もともになっている測定結果等のデータはFNAAの収録情報を関連ファイルとして参照する形で同サイトから提供しています。FNAAは情報検索のツールとしてだけでなく、収録するインターネット情報が恒久的なアクセスが確保されている利点を活かした活用もされています。

(2) 研究開発成果の発信

原子力機構の研究開発成果は、機構が刊行する研究開発報告書類、学術誌等に掲載される論文、学術会議における口頭発表等で発表されます。2016年11月末現在、原子力機構は1F事故対応に関する約2,400件の研究開発成果を発表してきました。これらは「研究開発成果検索・閲覧システム (JOPSS)」(図4)のトップページで、関連する写真・イラストをクリックするだけで一覧表示することができます。成果情報が一覧表示された画面の左側には発表年や掲載資料名などで絞り込める機能が設けてあり、検索語をタイプすることなく、直観的な操作でわかりやすく機構の研究開発成果をご覧いただけます。JOPSSでは、研究開発報告書類はフルテキストを、学術掲載論文は電子ジャーナルへのリンクを提供しています。

(<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/search/servlet/interSearch>)



図4 研究開発成果検索・閲覧システム (JOPSS)
(イラスト・画像をクリックすると関連する成果が一覧表示されます)

また、原子力機構は、最新の代表的な研究開発成果をわかりやすく解説する「成果普及情報誌」と、特許等の知的財産を紹介する「JAEA 技術シーズ集」を刊行しています(図5)。成果普及情報誌は、1F事故対応に関する研究開発成果を第1章に特集として掲載しています。JAEA 技術シーズ集では、土壌中セシウムの移行抑制と道路除染の新技术など、福島環境回復のための新しい技術もわかりやすく紹介しています。

(<http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2016/>)(<http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/seeds/>)



図5 成果普及情報誌 (左) と技術シーズ集 (右)

(3) 今後の成果発信

以上のように、原子力機構は1F事故関連情報のアーカイブと研究開発成果、特許等の知的財産の普及・発信に取り組んでいます。

FNAAでは、収録対象となるインターネット情報は膨大な量であることから、より効率的に情報の収集を図るためデータ収集の自動化等を検討するとともに、関係各所や同様の取り組みを実施している機関との密接な協力・連携を図っていきます。

また、JOPSSは、論文情報と特許、研究施設、解説記事等の関連情報を一体的に提供できるよう検討を重ねており、より一層の理解促進と成果の橋渡しに貢献していきたいと考えています。

《参考文献》 ・ 早川美彩 ほか, “福島事故に係る情報の保存とその利用の取り組み: アーカイブの構築・運用と今後の課題”, 日本原子力学会誌, 58, 509 (2016).
・ 稲垣理美, “ユーザーを意識した書誌データベース”, 専門図書館, 279, 44 (2016)

10-2 コミュニケーション活動と人材育成活動

— 福島環境回復における具体的な取組の状況 —

福島環境安全センター 時澤 孝之、武石 稔、吉田 智勇、竹安 正則

1. コミュニケーション活動

(1) コミュニケーション活動の基本方針

コミュニケーションとは社会生活を営む人間が互いに、意思や感情、思考などを伝達し合うことと定義されており、これを具体化するものがコミュニケーション活動です。コミュニケーション活動の基本方針は、社会との信頼確保のために様々な活動を進めることであり、直接対話活動もその一つです。

2011年3月11日に発生した東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(1F)事故では放射性物質が環境中に放出され、福島県で、園児、児童の健康に対する影響を心配する声が強かったことから、放射線について正しく理解し不安を和らげることを目的に同年7月に、直接対話活動である「放射線に関するご質問に答える会」(以下、答える会)の活動を開始しました。

(2) 答える会の進め方

原子力機構では、従前より立地市町村等の住民の方々に対して放射線について理解を進める活動を行っていました。その成果などを活用して、答える会は以下のように取組むことにしました。

① 参加者の質問回答へ重点を置いた説明

放射線という一般に馴染みがない事柄について専門的な知識を持たない方に理解していただくため、事前に参加者の質問を集め、それらに丁寧に回答することによって必要な知識を理解していただくことにしました。このため、答える会の実施前に実施要請団体に参加者の質問を集めて原子力機構に送付いただくようお願いすることにしました。

② コミュニケーションを通じた理解

放射線に関する質問は多岐に渡ることが想定され、異なる分野の専門家が参加することでそれらの質問に対応するために、説明は複数名で行うこととしました。

③ イラストや例を用いた分かりやすい説明資料

イラストや比喩を用いて放射線に関する専門的な知識のない方にも判りやすいよう配慮しました。その他、自然界の放射線を測定器を用いて測定することで、放射線の理解を得る説明活動も行いました。

④ アンケートによる理解度等の確認

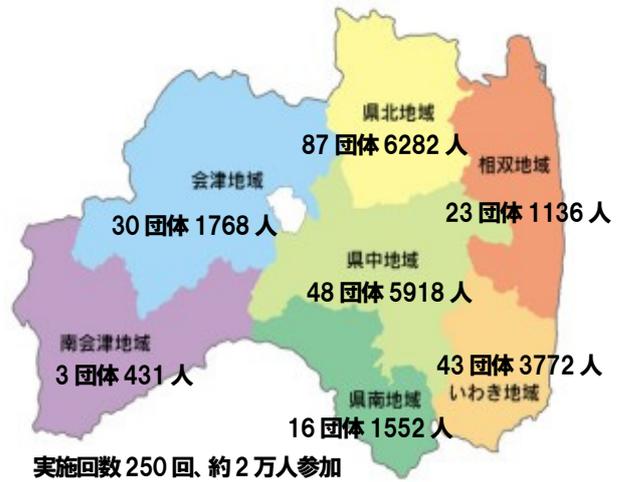
答える会終了後に、参加者の協力を得て、アンケートによる理解度や不安に思うことなどについて確認しました。

⑤ 答える会の実施主体は要請団体

不安を抱き質問の回答を聴聞する人々の参集を呼びかけている実施要請団体が、当日の答える会の進行を担うことで、原子力機構の一方的な説明にならないようにし、専門的な立場から放射線についての説明を行うこととしました。

(3) 答える会の実績

2011年7月から2016年10月末までに250回の「答える会」を実施し、約2万人の方が参加しました。実施状況を福島県内の参加者数を地域別に示すと図1のようになります。県内の人口分布に対応して、中通りを中心に開催が多い傾向を示しました。



※申込書の参加予定数を参加人数と見做し

図1 地域別実施状況 (2016年10月末時点)

2. 人材育成活動

(1) 人材育成の基本方針

国が進める「原子力人材育成ネットワーク」において、原子力エネルギー基盤及び今後の原子力ビジネスを支える人材の育成に積極的に取り組む必要があるとされています。これらを踏まえ、原子力機構は、現中長期計画に、「原子力の研究、開発及び利用の推進に当たっては、～(中略)～原子力分野の人材育成が必要である。」と明記し、原子力機構の重要なミッションと位置付け人材育成に取り組んでいます。

(2) 人材育成活動の進め方

学生を対象とした体験型の学習を通じた人材育成として、放射線測定器を利用して、除染現場や仮置き場で放射線の測定を行いました。これにより1F事故の環境回復のために行われた除染や除染後に発生する廃棄物の仮置き場の設計や安全管理の現状について理解を深めてもらいました。さらには、大学祭でWBC車を校内に設置し、学生たちが内部被ばく測定の受付から結果説明までを行うWBC実習を実施しています。学生たちは事前に原子力機構の職員から、放射線や体内に存在する放射性物質、放射線の健康に対する影響等に関する講義を受けた後、実際にWBC車を使って来場した一般の方々の内部被ばく測定を行います。

体験型の研修をさらに展開する試みとして、体験学習や放射線測定により学んだ学生自らが説明者となり、学園祭などで訪れる一般参加者の方へ放射線に関する説明を

行うことも実施しました。ここでは、他者への説明の難しさを学生自らが体験することで、コミュニケーションの困難性や重要性を把握することができました。これらにより、机上検討のみではない、実践に即した社会的活動としての業務を進めることのできる人材の育成がに資するものと思われます。

以上のような、福島環境回復に係る原子力機構の活動を通じて実施した人材育成活動を表1にまとめました。これらの内、効果的な体験型の人材育成活動の具体例を以下に示します。

表1 人材育成活動実施例

開催時期	対象	おもな教育内容	
H26	3月3-5日	長岡技科大	野外におけるNaIサーベイメータ、GMサーベイメータ、γプロッタによる空間線量率測定、遮蔽効果の測定実習
	10月4-5日	郡山女子大	霧箱による放射線の観察、環境放射能測定、γプロッタ測定など
	11月3日	福島高専	霧箱による放射線観察、スパークチェンバーによる宇宙線の観察など
	11月8日(1)		放射線の基礎知識の習得と放射線の測定など
	12月6日(2)		除染に関する講義、遠隔モニタリング技術、仮置き場での環境放射能測定、γプロッタ測定など
12月13日(3)	リスクコミュニケーション：学生らが子どもさんを抱える住民、行政側の職員、放射線の専門家等に扮して模擬住民説明会		
H27	2月25-27日	福島高専	霧箱による放射線の観察、環境放射能測定、γプロッタ測定など
	3月3-4日	長岡技科大	放射線測定開発の現状把握(座学)、霧箱による放射線の観察、環境放射能測定、γプロッタ測定など
	8月5-7日	福島高専	環境放射能測定、γプロッタ測定、WBC測定など
	8月6、9月8日、10月2-4日	郡山女子大	放射線の基礎知識、内部被ばく教育、WBC測定など
	11月6-7日	福島高専	内部被ばく教育、WBC測定など
H28	8月8-11日	高専機構	環境放射線、霧箱実習、γプロッタ測定
	9月7-8日	福島高専	放射線の基礎知識、内部被ばく教育、WBC測定など
	9月16-18日	長岡技科大	バックエンド講義、内部被ばく教育、WBC測定など
	9月28日、10月1-2日	郡山女子大	放射線の基礎知識、内部被ばく教育、WBC測定など
	11月4-5日	福島高専	内部被ばく教育、WBC測定実習など

① 疑似体験型による研修(2014年福島高専研修等にて実施)

実習を通して学んだ放射線の知識を、放射線にあまり詳しくない人たちへ、分りやすく伝えるにはどうしたらよいかということに着目して受講者同士で話し合い、受講者が先生役と生徒役に分かれて霧箱やサーベイメータを使った模擬授業を行いました。さらに、学園祭などのイベントでは、一般の方々に研修で学んだ内容を伝え、放射線に関する知識を他者へ伝えることの難しさが理解されました。

自治体が除染を進める場合、住民説明会を開催し、事前了解を得ることを前提としています。こうした住民の方々との「対話の場」を学生に体験してもらうために、模擬住民説明会の体験学習を行いました。これにより、住民対話の必要性や重要性が理解されました。

② 現場体験型による放射線測定研修(2015年長岡技術科学大学研修にて実施)

放射線計測の基礎や放射線測定器の原理などについて講義を受けたのち、実際の除染現場や除染後に発生する廃棄物の仮置き場で、放射線量を測定する体験学習を実施しました。学習を通じ「エネルギー分野に関心がある。」「エネルギーや原子力の分野に進みたい。」という思いを示す学生も多く、効果的な研修を行うことができました。



図2 仮置き場での放射線測定実習(左)、大学祭でのWBC実習(右)

(3) 関係機関との連携に支えられた人材育成

研修実施に当たり、育成対象となる若手の方々への呼びかけるとともに、研修の場が必要となることから、若手の教育を進める大学等の教育機関と協力協定を締結し、これら機関による呼びかけや研修場の提供の協力を得て、人材育成活動を進めました(表2参照)。

表2 連携協定一覧

協定締結先	協定の内容、締結時期
福島県との連携協力協定	除染に関する知識の普及及び理解の促進など(H24,3月締結)
福島県、国立環境研究所との環境創造センター連携基本協定	情報収集・発信、教育・研修・交流(H27,4月締結)
福島県環境創造センターにおける連携協力に関する実施協定	成果発信と成果利用促進(H27,4月締結)
福島大学との連携協力協定	人材の交流と育成、共同研究など(H23,7月締結)
高専機構、福島工業高等専門学校との連携協力協定	人材育成・人材交流の相互支援など(H24,3月締結)

3. 環境創造センターを拠点とした今後の取組

2016年度から福島県環境創造センターにおいて、福島県、国立環境研究所、原子力機構が三位一体となって復興に向けた活動を本格的に行っています。専門家で構成される運営戦略会議にて策定した「中長期取組方針」では、モニタリング、調査研究、情報収集・発信及び教育・研修・交流の4つの事業を推進することとしており、この中の「教育・研修・交流」事業は、福島の未来を創造する力を育むため進める事業です。原子力機構はこの方針に基づき、福島県及び国立環境研究所、その他国内外関係機関と連携し、今後もコミュニケーション活動と人材育成活動に取り組みます。地域の方々の不安等を少しでも解消していくための理解促進活動などを継続します。さらに、環境回復に係る研究開発を通じて得た、これまでの研究者や若手の人材育成の実績をもとに、より一般の方を対象として進める福島県の人材育成にも貢献していきます。



**国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
福島研究開発部門**



<http://fukushima.jaea.go.jp/>