

2019年度廃炉研究開発計画

1. 2019年度廃炉研究開発計画のポイント

(1) 基本的な考え方

福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策については、炉の設置者である東京電力ホールディングス（以下「東京電力HD」という。）が、実施主体としての責任をしっかりと果たし続けていくことが大原則である。

他方、これまで世界にも前例のない困難な取組であるため、「中長期ロードマップ（2017年9月改訂）」に基づく対策の進捗管理や技術的難易度が高い研究開発に対する支援を行うなど国も前面に立って取り組むこととしている。

技術的難易度が高く、国が支援すべき研究開発の対象については、中長期ロードマップ、東京電力HDによる廃炉作業やエンジニアリング、既存の研究開発プロジェクトの進捗状況等を踏まえ、廃炉技術に関する司令塔である原子力損害賠償・廃炉等支援機構からの助言を得て、廃炉研究開発計画としてまとめている。

なお、本廃炉研究開発計画に基づく研究開発プロジェクトは東京電力HDによるエンジニアリングと連携して実施し、成果は東京電力HDの実施するエンジニアリングに活用される。

一方で、燃料デブリ取り出しや廃棄物対策については、燃料デブリやその取り出しのためのアクセスルート等の炉内状況に関する情報、燃料デブリ取り出しに必要な研究開発等が未だ限定的であり、大きな不確実性が存在するのが現状である。

このため、今後の東京電力HDによるエンジニアリング、調査・分析や現場の作業等を通じて得られる知見を踏まえ、新たに必要となる研究開発課題が抽出されることが想定され、廃炉研究開発計画は鋭意、不断の見直しを図っていくことが重要である。

(2) 2019年度における各プロジェクトの計画

I. 内部調査等（原子炉建屋内部状況の調査と燃料デブリの性状把握等）

①燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

福島第一原子力発電所の燃料デブリは、原子炉の構造や事故収束対応の違いから、世界に類を見ない特殊性があり、データも限定的で不確実性が高いため、その性状把握のために分析・推定技術の開発が必要である。

このため、燃料デブリのサンプル等を活用した燃料デブリの分析方法の検証や分析項目の検討等を行うとともに、燃料デブリの経年変化特性や微粒子挙動の推定技術を開発する。

②原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発／③原子炉圧力容器内部調査技術の開発

福島第一原子力発電所の格納容器・圧力容器内の調査は、アクセスルート等の炉内状況に関する情報が限定的で不確実性が高く、炉内構造物により狭隘、かつ、放射性物質により汚染された高線量環境下での作業となる。

こうした条件下で、所定の調査エリアまでアクセスし、燃料デブリの分布状況を含め格納容器・圧力容器内の状況把握のための調査を行うことが必要である。

このため、アクセスルートの構築技術、アクセス装置、放射性物質の閉じ込め機能を確保する装置、計測装置等を開発する。特に「②原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」では、開発した装置を活用して内部詳細調査を実施する。

④燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発

燃料デブリを分析するためには、放射性物質の閉じ込めと臨界管理を行いながら、格納容器内の燃料デブリをサンプリングすることが必要である。

このため、アクセスルートの構築技術、アクセス装置、放射性物質の閉じ込め機能を確保する装置、臨界監視のための中性子検出器、サンプリング装置等を開発する。

特に、燃料デブリに直接触れ、格納容器の外に取り出すこととなるため、各装置の放射性物質による汚染・劣化リスク等も考慮した装置開発を進める。

Ⅱ. 燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）

①燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しは、燃料デブリや取り出しのためのアクセスルート等の炉内状況に関する情報が限定的で不確実性が高く、炉内構造物により狭隘、かつ、放射性物質により汚染された高線量環境下での作業となる。

燃料デブリ取り出し規模の拡大に向け、1) アクセスルートの構築技術、2) 燃料デブリ・堆積物加工の際に発生する放射性物質の閉じ込め技術、3) 臨界監視・防止技術等を開発する。

具体的には、1) 炉内構造物（干渉物）撤去技術の開発、2) 放射性物質（ダスト）の発生場所での回収・集塵技術や、循環冷却水に流入した放射性物質の浄化技術等の開発、3) 臨界近接監視技術として、未臨界度測定法に関する検証試験や現場適用性の検討等を行う。

②原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発

燃料デブリ取り出し規模の拡大に向け、燃料デブリの取り出し作業により発生する放射性微粒子の拡散防止のため、格納容器から取水する小循環型の循環冷却設備が重要である。

このため、放射性物質の閉じ込め機能を確保しつつ、格納容器内に新たな取水口を設けるために必要なアクセスルート構築技術等を開発する。

③燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

福島第一原子力発電所の燃料デブリは、原子炉の構造や事故収束対応の違いから、世界に類を見ない特殊性があり、データも限定的で不確実性が高いため、安全かつ着実に収納・移送・保管する技術の開発が必要である。

このため、燃料デブリを収納するための収納缶の安全評価とそれを踏まえた基本仕様に係るこれまでの検討結果を踏まえ、収納缶を試作し、その構造安全性の検証試験を行うとともに、燃料デブリを乾燥する技術の開発や、収納缶内の燃料デブリより発生する水素発生量予測の高度化等を行う。

Ⅲ. 固体廃棄物の処理・処分

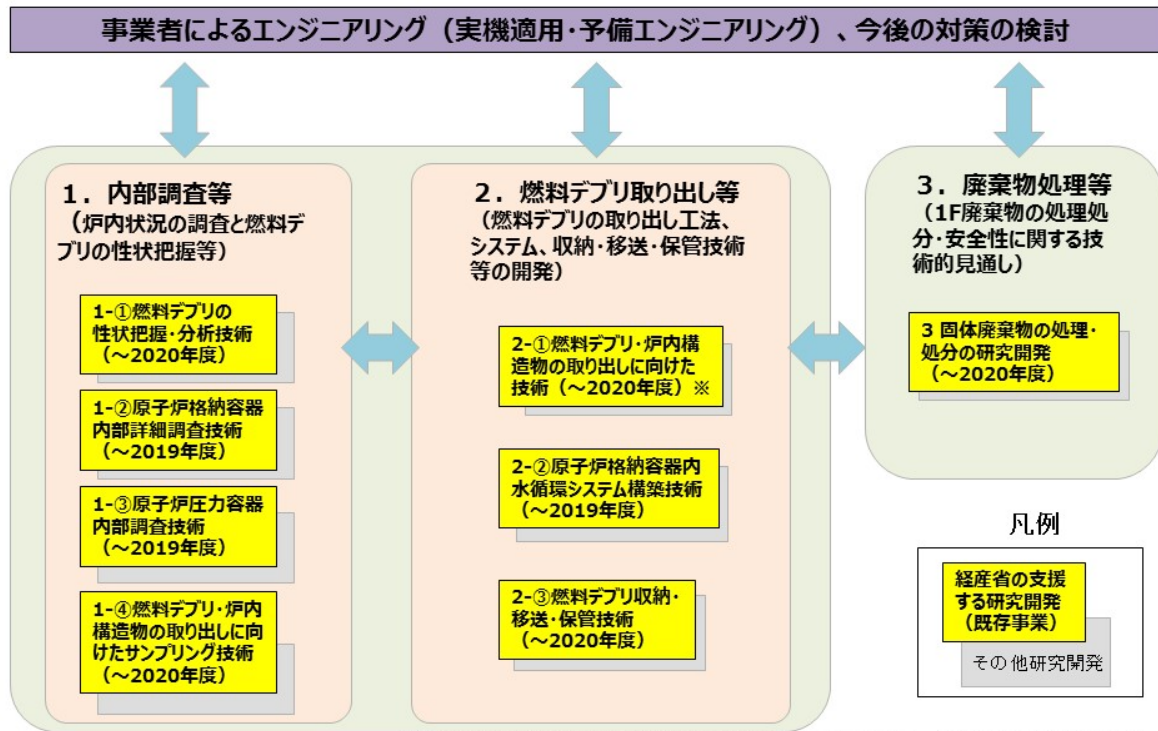
○固体廃棄物の処理・処分の研究開発

福島第一原子力発電所の固体廃棄物は、核種組成や濃度の多様なものが大量に存在するため、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策）の開発を行う必要がある。

このため、水素ガス対策も含め保管方法・容器・収納方法の検討、高温処理技術及び低温処理技術の工学規模試験等によるデータ取得・評価、国内外の調査結果等を踏まえた処分概念の構築及び安全評価手法の開発、分析手法の簡易・迅速化、高線量試料の採取技術の開発等を行う。

2. 研究開発の全体像

福島第一原子力発電所の廃炉研究開発の全体構成図 2019年度版



※燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法システムの高度化（2018年度まで）、燃料デブリ・炉内構造物の基盤技術の高度化（2018年度まで）は終了し、2-①燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術開発に統合

※これまでの計画については、「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」（廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第51回 資料4-2））を参照のこと。

1-①： 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発等に資するため、燃料デブリの性状を分析・推定するために必要な技術の開発等を行う。

実施内容

- これまで取り扱い経験がなく知見の少ない燃料デブリの分析を可能とするため、燃料デブリサンプルの分析技術の開発、および輸送に係る検討を実施する。
- 燃料デブリの経年変化特性や微粒子挙動など、その性状の推定技術を開発する。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 燃料デブリの分析に必要な技術開発等

- 燃料デブリの分析技術の開発のため、今後、原子炉格納容器内から得られる、燃料デブリサンプル及び堆積物等について、ホット施設を有する研究機関において分析を行う。効率的に分析を行うために各ホット施設で分担する分析項目や輸送に係る検討を実施する。
- また、得られた分析結果などを基に、燃料デブリの性状を推定し「燃料デブリ特性リスト」を高度化する。これらの結果は燃料デブリ取り出し方法、収納・移送・保管技術の開発、臨界管理はもとより、事業者の行う事故時の評価・分析にも活用される。
- さらに、国際的な知見を活用しながら分析技術の開発を進めるために、各国の燃料デブリの知見を収集し、分析項目のレビューを行う。その際には核分裂生成物の挙動、物質の熱物性に関する他の国際協力と連携を取りながら進める。

2. 燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発

- 燃料デブリ取り出し、収納・移送・保管方法を検討する上で必要となる燃料デブリの経年変化による影響を明らかにするため、熔融炉心-コンクリート反応(MCCI)生成物を対象とした化学的・物理的経年変化特性を推定するための試験等を行い、結果の検討・評価を行う。燃料デブリの収納・移送・保管、廃棄物の処理・処分等の関連する研究開発と連携を取りながら進める。

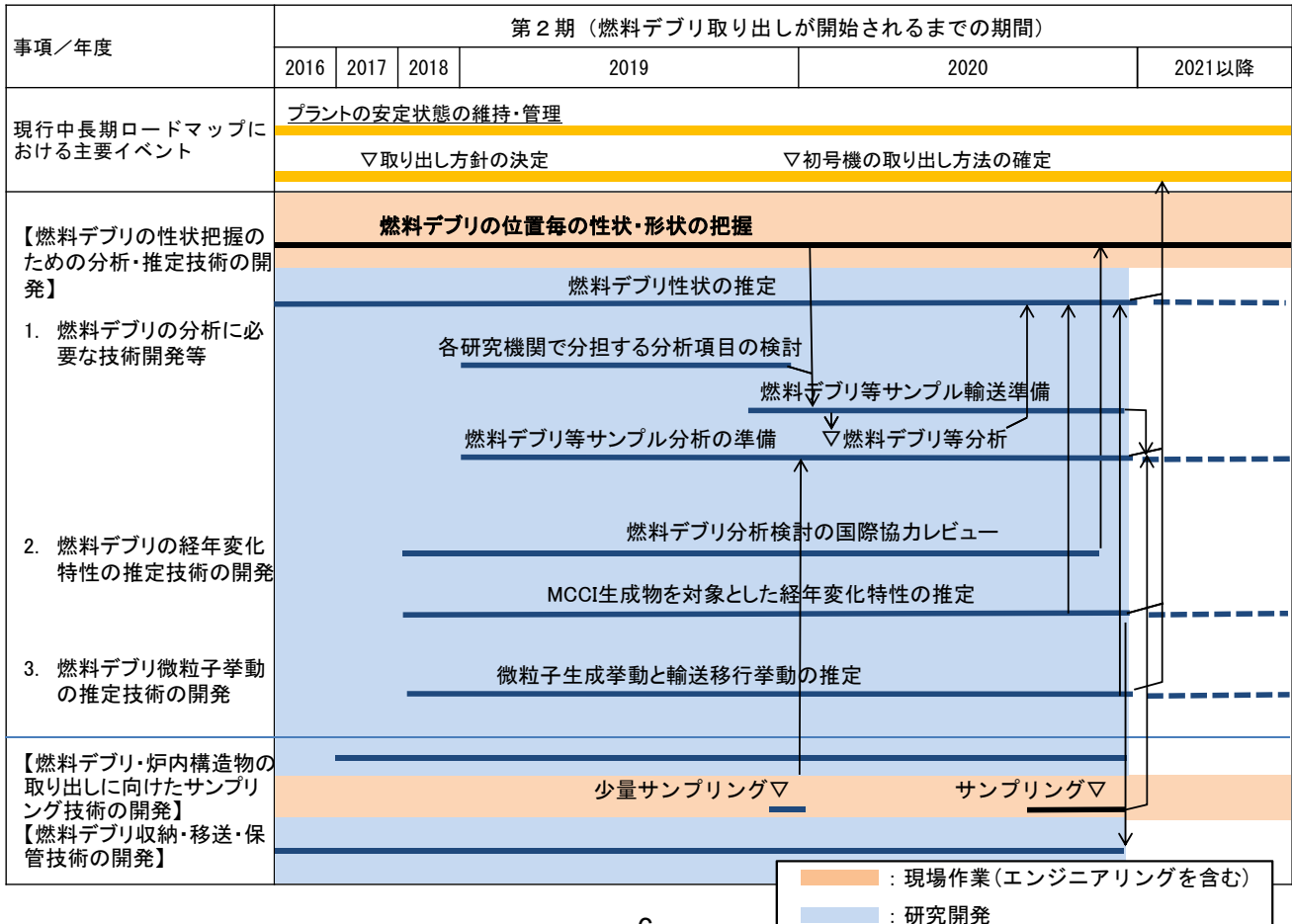
3. 燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発

- 燃料デブリから発生する放射性微粒子による燃料デブリ取り出しシステムへの影響を検討するため、放射性飛散微粒子の生成挙動並びに気相、気液界面及び液相中の輸送移行挙動等について試験等を行い、結果の検討・評価を行う。試験は取り扱いに注意を要する燃料成分の実データの取得を図る。また、燃料デブリ取り出しシステムの検討に資するように関連プロジェクトと連携を取りながら進める。

目標達成を判断する主な指標の設定(2019年度/2020年度)

- 燃料デブリサンプルの分析の準備(2019年度)
- 最新の情報を踏まえた「燃料デブリ特性リスト」の高度化(2020年度)
- 燃料デブリ経年変化特性に係る推定結果・データ等の取りまとめ(2020年度)
- 放射性飛散微粒子挙動に係る推定結果・データ等の取りまとめ(2020年度)

(目標工程)1-①: 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発



1-②: 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発

目的

原子炉格納容器(PCV)内の燃料デブリの分布、ペDESTAL内外の状況を従来よりも広範囲に精度良く調査するために、装置やより高度な調査技術の開発を行い、実証する。

実施内容

中長期ロードマップで重点的に行うとされたことも踏まえ以下を実施する。

- PCV内のペDESTAL内外の燃料デブリの分布・形態、PCV内の構造物等の状況を、従来より確度高く把握するために、調査のためのアクセス・調査装置の規模を閉じ込め機能を確保しつつ大型化し、視覚や計測に関する調査技術適用を高度化して、実プラントでの高線量下、高汚染下、不確定要素を多分に含む環境条件下での遠隔作業となる技術的難度の高い現場調査(現地実証)に向けた開発を行う。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 調査計画・開発計画の策定

① 堆積物対策を前提としたPCV内部詳細調査

従来のPCV内部調査で使用されたPCV貫通部よりも大きな直径の貫通部を新たに設けてPCV内部に入ることができるアクセス・調査装置と、PCV内のペDESTAL外の底部をはじめとする内部の状況を詳細に調査することのできる調査技術、加えて内部調査で確認されたような堆積物を調査のため一部除去する等の作業を行う技術・装置とを適切に組み合わせ、PCV内部の詳細調査の計画を策定する。

② X-6ペネトレーションを用いたPCV内部詳細調査

従来のPCV内部調査と同じ貫通部(X-6ペネトレーション)に、より大きな直径の開口部を設けてPCV内部に入ることができるアクセス・調査装置と、ペDESTAL内外の底部の状況を詳細に調査することのできる調査技術とを適切に組み合わせ、PCV内部の詳細調査の計画を策定する。

上記①及び②の計画には、アクセス・調査装置と調査技術の組み合わせ試験、現場状況を考慮したモックアップ試験、作業訓練、現場におけるPCV内へのアクセスルートの構築、及び現場実証(現場調査)を含めたものとする。

なお、策定した計画については、最新の現場情報や内部調査結果等も考慮し、継続的な見直しを行い、必要に応じてアクセス・調査装置や調査技術の新たな開発計画を策定し、アクセス・調査装置及び調査技術の改良を行う。

2. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

1項①及び②で策定したそれぞれの調査計画に基づき、必要に応じてアクセス・調査装置及び調査技術の現場最適化を図りつつ、それぞれの現場実証(現場調査)を行う。

これに当たり、組み合わせ試験、モックアップ試験、その他現場での作業に必要な試験・訓練等を行い、その結果を踏まえて、必要に応じてアクセス・調査装置及び調査技術の改良や、作業手順等の調査計画の見直しを行う。

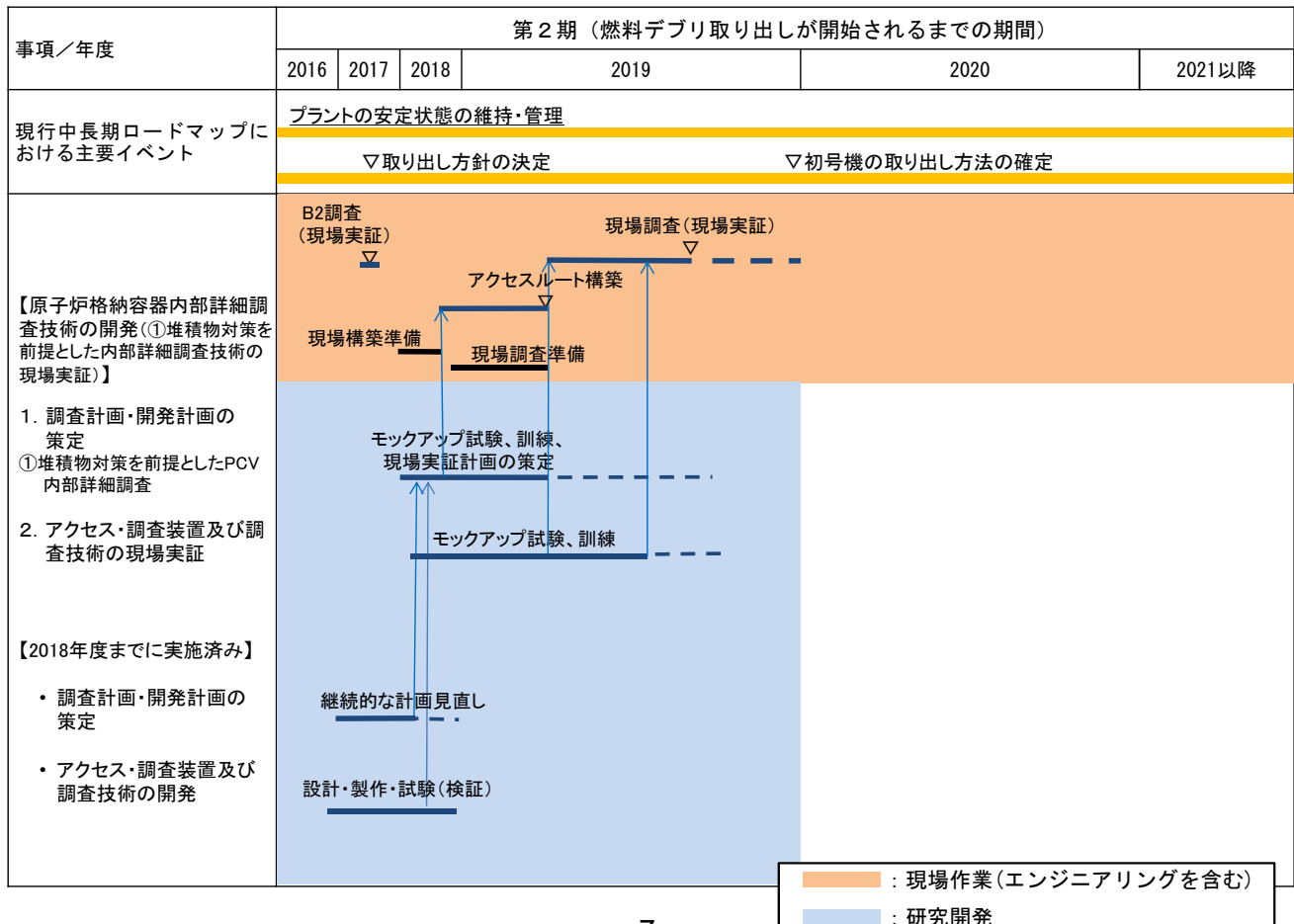
なお、現場実証においては、事業者と十分調整、協力して行うこととする。

※本事業では、2018年度まで実施された「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」の成果を踏まえて、現場実証を行う。

目標達成を判断する主な指標の設定 (2019年度)

- ・アクセス・調査装置、調査技術について、実機環境を考慮したモックアップ試験・訓練による検証。
- ・ペDESTAL内外の状況調査の現場実証の実施。

(目標工程) 1-②: 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(①堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証)



(目標工程) 1-②: 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(②X-6ペネトレーションを用いた内部詳細調査技術の現場実証)

事項/年度	第2期(燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)					
	2016	2017	2018	2019	2020	2021以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	プラントの安定状態の維持・管理					
	▽取り出し方針の決定			▽初号機の取り出し方法の確定		
<p>【原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(②X-6ペネトレーションを用いた内部詳細調査技術の現場実証)】</p> <p>1. 調査計画・開発計画の策定 ②X-6ペネトレーションを用いたPCV内部詳細調査</p> <p>2. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証</p> <p>【2018年度までに実施済み】</p> <ul style="list-style-type: none"> 調査計画・開発計画の策定 アクセス・調査装置及び調査技術の開発 						
	<p>[注1] 2020年度に現場調査及びデータ分析を継続する場合は、その必要性と計画を別途検討する。</p>					
<p>■ : 現場作業(エンジニアリングを含む)</p> <p>■ : 研究開発</p>						

1-③: 原子炉圧力容器内部調査技術の開発

目的

原子炉圧力容器 (RPV) 内部の燃料デブリ取り出しの検討に資するため、RPV内部の燃料デブリ等の状況を把握するための調査技術を開発する。

実施内容

中長期ロードマップで重点的に行うとされたことも踏まえ以下を実施する

- RPV内の状況や線量等の内部状態を確認するため、高線量下、高汚染下等の環境条件下での遠隔操作による閉じ込め機能を確認しつつアクセスルート構築(新規の開口作業等)を行う穴開け装置やRPV内部へ調査用機器類を送り込むための装置・システムを開発する。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 調査計画・開発計画の策定・更新

- ・2017年度までに策定した開発計画および実施した要素試験の結果を基に、事前現地調査等によって得られた現場状況を反映(*)して、より実現性を高めるとともに、必要に応じて以降の開発計画を更新する。
- ・また、燃料デブリ取り出し時における安全確保のための調査ニーズとの対応を明らかにして計画を立案、更新する。
- ・RPV内部調査の実施と輻射する他工事との工程調整を図りつつ、適用時期と環境整備等の現場調査(現地実証)に関わる前提条件を明確化する。

2. 工法計画の立案

- ・上部穴開け調査工法、側面穴開け調査工法の各々について、一連の作業ステップの具体化を図るとともに、ステップ毎の手順の明確化や合理化を検討する。
- ・安全要求を整理し、事故事象、単一故障事象や耐震クラス等の明確化を行う。
- ・装置設計や調査計画の具体化の結果を反映した被ばく評価を行い、調査工事に伴う周辺環境への影響を評価する。

3. 調査用付帯システムの検討

- ・ガス管理、窒素供給、負圧管理、ダストモニタリング、臨界管理システム等、調査実施に必要な付帯システムの適用時期や調査側の要求仕様を明確化し、別PJで検討されているシステムを含めた適用性を検討する。
- ・放射性ダスト拡散防止の一環として、リアルタイムでのダストモニタリングシステムの運用管理を行う場合には、その実施要領を検討する。

4. アクセス装置・調査装置の開発

(1) 上部穴開け調査工法の装置開発

- ・オペフロ上側からシュラウドヘッドまでの穴開け装置、放射性物質飛散防止のための装置、各部の調査装置について、2017年度までの調査工法検討、要素試験の結果を踏まえ、現場での施工に向け、課題解決のための技術開発を行い、実機向け装置の設計仕様をまとめる。
- ・また、装置に関する要素試験により、現場での施工性を確認する。

(2) 側面穴開け調査工法の装置開発

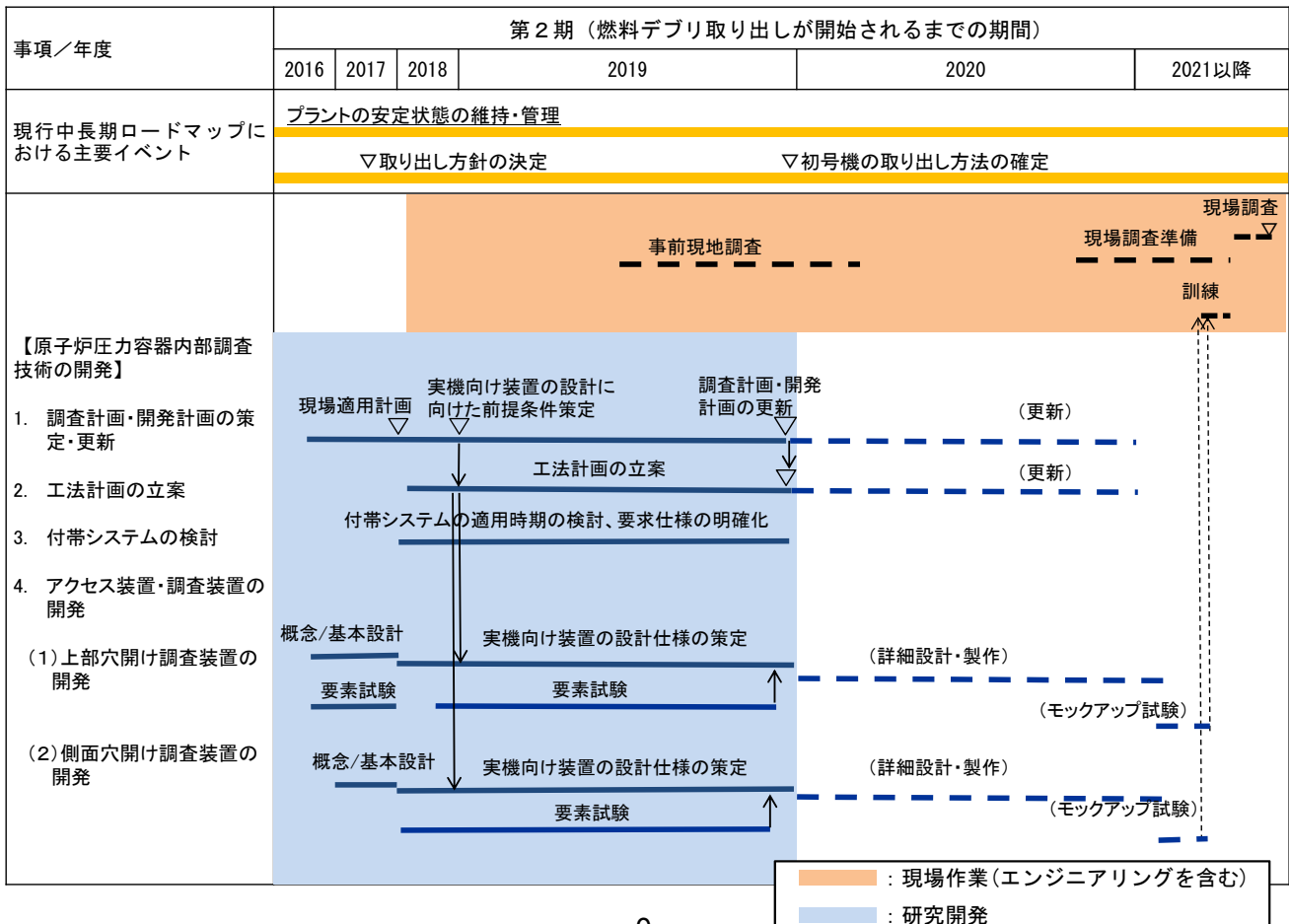
- ・R/B外側からシュラウドヘッドまでの穴開け装置、放射性物質飛散防止のための装置、調査装置をアクセスさせる装置について、2017年度までの調査工法検討の結果を踏まえ、現場での施工に向け、課題解決のための技術開発を行い、実機向け装置の設計仕様をまとめる。
- ・また、装置に関する要素試験により、現場での施工性を確認する。

* 事前現地調査は、現場状況等を考慮して、別途計画・準備・実施が行われる。(原子炉ウエル、R/B状況等)

目標達成を判断する主な指標の設定(2019年度)

- ・実機向け装置の設計に向けた前提条件及び工法計画、付帯システム運用の装置設計仕様の策定

(目標工程) 1-③: 原子炉圧力容器内部調査技術の開発



1-④：燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発

目的

燃料デブリ取り出し工事に係る臨界管理や装置設計、工事要領の合理化に資することを目的に、実燃料デブリをサンプリングする技術を開発する。

実施内容

○原子炉格納容器(PCV)内の燃料デブリサンプリング技術の開発計画、サンプリング計画を策定する。
 ○PCV内の高線量下、高汚染下、不確定要素を多分に含む環境条件下での遠隔作業となる技術的難度の高い燃料デブリサンプリングを行うための閉じ込め機能を確保したサンプリングシステム及び装置の開発を行い、実機状況を模擬したモックアップ試験にて適用性を確認する。

○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 燃料デブリサンプリング技術の開発計画、サンプリング計画の策定

PCV内部調査等で得られた情報を踏まえて、PCV内の燃料デブリサンプリング技術の開発計画、サンプリング計画を策定し、必要に応じて更新する。

- (1)PCV内部詳細調査時に少量の試料を採取(少量サンプリング)するための技術開発計画を策定、更新する。実現性を確認した上で、実機における少量サンプリング計画を策定する。
- (2)PCV内の燃料デブリサンプリングのための装置、システムの技術開発計画を策定、更新する。内部調査結果や現場状況を考慮して、現地におけるサンプリング計画を策定する。
- (3)安全・システムの観点から、上記(1)及び(2)のサンプリング工事のシステム検討、全体シナリオの策定と更新を行う。

2. PCV内燃料デブリサンプリングのための装置、システムの開発

2018年度までに得られたサンプリング装置、システムの概念検討結果を踏まえ、実機でのサンプリングに向けた以下の開発を行う。

- (1)少量サンプリングのためのサンプル回収装置の開発
 PCV内部詳細調査用アクセス・調査装置に適用可能なサンプル回収装置を設計、製作、試験する。実機に適用する場合には、内部詳細調査のモックアップ試験、訓練に含めて適用性を確認する。
- (2)サンプリングのための装置、システムの開発
 以下の装置、システムを設計、試作し、工場内検証(単体試験)で適用性を確認する。
 ①サンプリング用アクセス装置(アーム・エンクロージャ等)

(2. 続き)

- ②サンプリング用アクセスルート構築装置(X-6ベネ接続構造、干渉物撤去装置等)
- ③サンプル切削・回収装置(小石・砂状デブリ回収用、粉状デブリ切削・回収用、円柱状デブリ切削・回収用等)
- ④中性子モニタシステム(臨界近接監視用等)
- ⑤デブリ収納容器の遠隔輸送台車

また、実機状況を模擬したモックアップ試験にて、上記①～⑤の装置、システムの組合せ試験を行い、実機適用性を確認する。なおモックアップ試験の結果、必要に応じて、装置、システムの改良、サンプリング計画の見直しを行う。

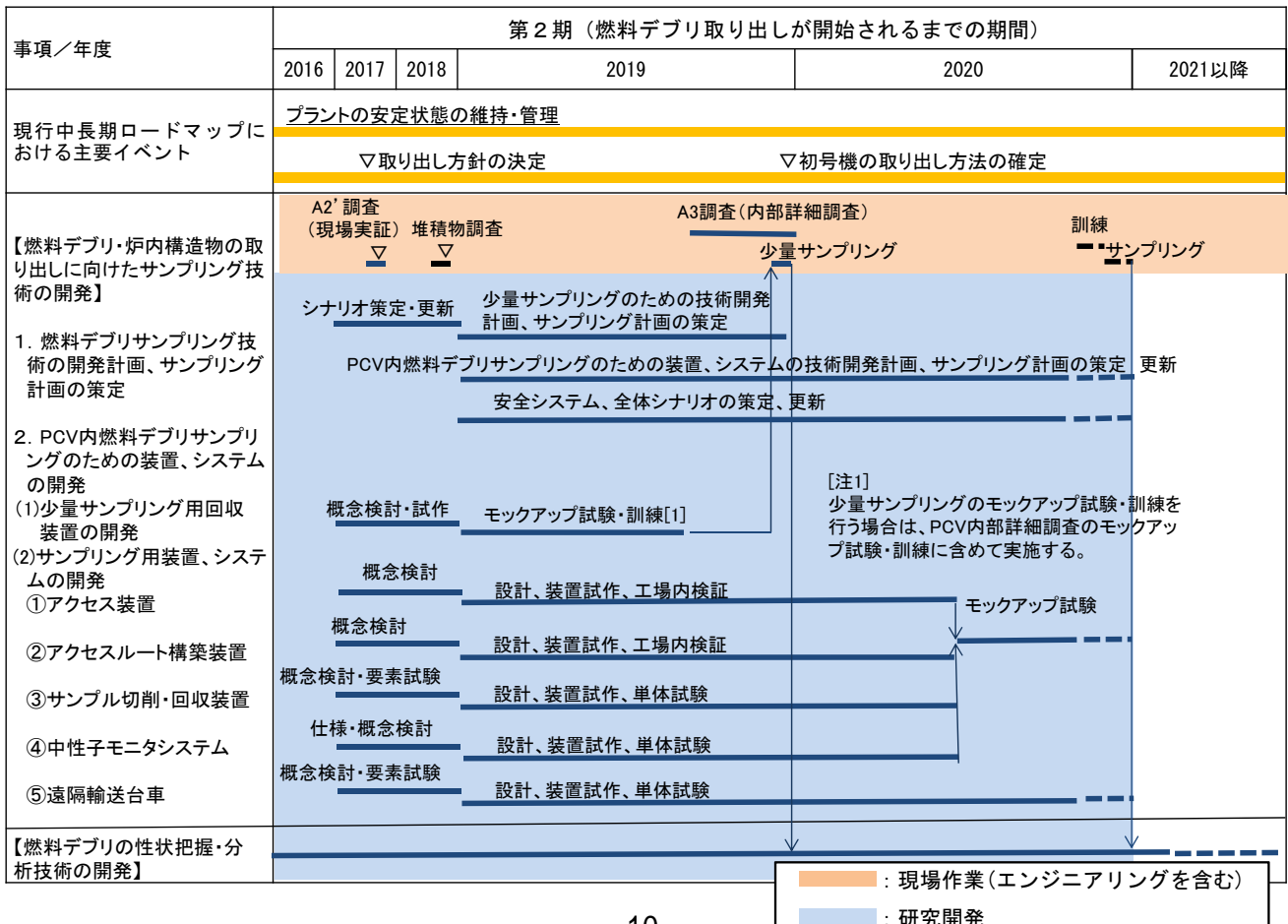
※サンプルの構内輸送容器、受入・払出し設備(セル等)は、事業者が準備することになるので、取り合い等について十分調整、協力して行うこととする。

※他PJの開発状況を踏まえ、適用できる技術は流用する。

目標達成を判断する主な指標の設定(2019年度/2020年度)

- ・少量サンプリング計画の策定とサンプル回収装置の開発(設計、試作、モックアップ試験)(2019年度)
- ・燃料デブリサンプリング技術の開発計画、サンプリング計画の策定(2019年度)、更新(2020年度)
- ・安全システム、全体シナリオの策定(2019年度)、更新(2020年度)
- ・PCV内燃料デブリサンプリングのための装置、システムの開発(設計、試作、モックアップ試験)(2020年度)

(目標工程)1-④：燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発



2-①：燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発(1/2)

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し機器・装置及びシステム、取り出し時の安全確保に関わる技術について、これまでに得られた研究開発成果に基づき、必要となる要素技術開発及び試験を実施する。

実施内容

- 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法及び基盤技術のこれまでの研究開発成果等を踏まえ、アクセス構築に必要な原子炉建屋(R/B)、原子炉格納容器(PCV)に存在する干渉物撤去技術や燃料デブリ集塵、回収等の各種技術等について高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件下の遠隔作業、閉じ込め機能維持等の安全の確保や燃料デブリ取り出し期間の継続的な作業を考慮した技術開発を行う。
- 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し時の安全確保のシステムに関わる各要素技術の開発を行う。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 燃料デブリ取り出し工法の開発

燃料デブリへのアクセスルート構築のための技術に関して、これまでの内部調査結果等の情報を用いて開発を行う。特に、干渉物撤去技術について、R/BやPCV内の機器の調査結果に基づく、ずれ、変形、破損等の状況や未調査箇所については具体的な状況を想定し(熱による変形等)、撤去を行うための技術を検討し、必要に応じ要素試験を実施する。このような観点からアクセスルート構築のための技術開発、その他の技術開発を行う。以下に各アクセス工法において想定される干渉物となる機器等を記載する。

- ① 上アクセス工法：ウェルシールドプラグ、PCVヘッド、RPVヘッド、炉内構造物等
- ② 横アクセス工法：R/B内(特にペネ周り)、ペDESTAL外、ペDESTAL内の機器、設備、配管等

2. 燃料デブリ取り扱い技術の開発

2.1 PCV内 燃料デブリ集塵・回収システムの技術開発

燃料デブリの取り出し作業により発生するダストの集塵や堆積する燃料デブリの回収に関わる開発を行う。

- (1) 燃料デブリの切削等の加工時に発生するダストの特性に合わせた気中、液中での発生箇所でのダストの集塵システムの開発を行う。

- (2) PCV内に堆積する燃料デブリの状態(ルースデブリ、汚泥状、微細(粉)デブリ、破碎/切削等の加工によるデブリ等)に応じた回収方法、容器への収納方法及びシステムを開発する。

2.2 液相内 燃料デブリ・堆積物の浄化・処理に関わる技術開発

(1) 溶解性核種の除去技術

燃料デブリから循環冷却水中に溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術について、これまでの成果を踏まえ、候補技術の選定及びシステム設計に必要な性能試験を行う。

(2) PCV内から回収された堆積物等の処理技術

PCV内底部から回収される堆積物、及び燃料デブリ取り出し作業の循環冷却水系のフィルタ等に捕集された固形物を含む廃液等について、収納缶に収納するための処理技術について、遠隔操作、保守等を考慮した技術の開発を行う。

2.3 燃料デブリと廃棄物の仕分けに関わる技術の調査

PCV内からの取り出し物を、燃料デブリと廃棄物に仕分ける場合に必要となる技術を調査する。仕分けを行うための方法について検討し、実現性の評価について、関連PJとともに実施する。

2-①：燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発(2/2)

(注記)

燃料デブリ取り出しに関わる機器・装置及びシステムに関わる技術開発においては、以下について遠隔で扱う装置の取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

- ・高線量エリアに設置することから、遠隔での保守が原則となる。
- ・装置の汚染と必要な除染に配慮する必要がある。
- ・保守を行うための作業エリアが限られる。
- ・保守作業によって発生する廃棄物を極力抑える必要がある。
- ・臨界監視装置の設置、取扱いに配慮する必要がある。

3. 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

燃料デブリ取り出し作業時における公衆、作業員の安全を確保するために重要となる放射性物質の閉じ込め、臨界の防止、監視等の要素技術の開発を行う。

3.1 閉じ込め機能に関わる要素技術開発

- (1) 公衆、作業員の安全を確保する観点で、閉じ込め機能は重要である。燃料デブリ加工時に発生する α 核種を含むダストのPCV内での挙動の予測に係るPCV内部の気流解析と組み合わせた解析技術及びモニタリング技術等について研究開発を行う。

- (2) R/Bに設置する大型の新設設備について、既設構造物との接続部の閉じ込め機能確保のための技術開発として、接続部の構造、工法、検査、シール材等の保守等について検討し、必要な要素試験を実施して成立性を確認する。

3.2 臨界防止・監視に関わる要素技術開発

燃料デブリ取り出し作業に起因する臨界の発生を防止するためには監視しながら、慎重な取り出し作業が求められる。

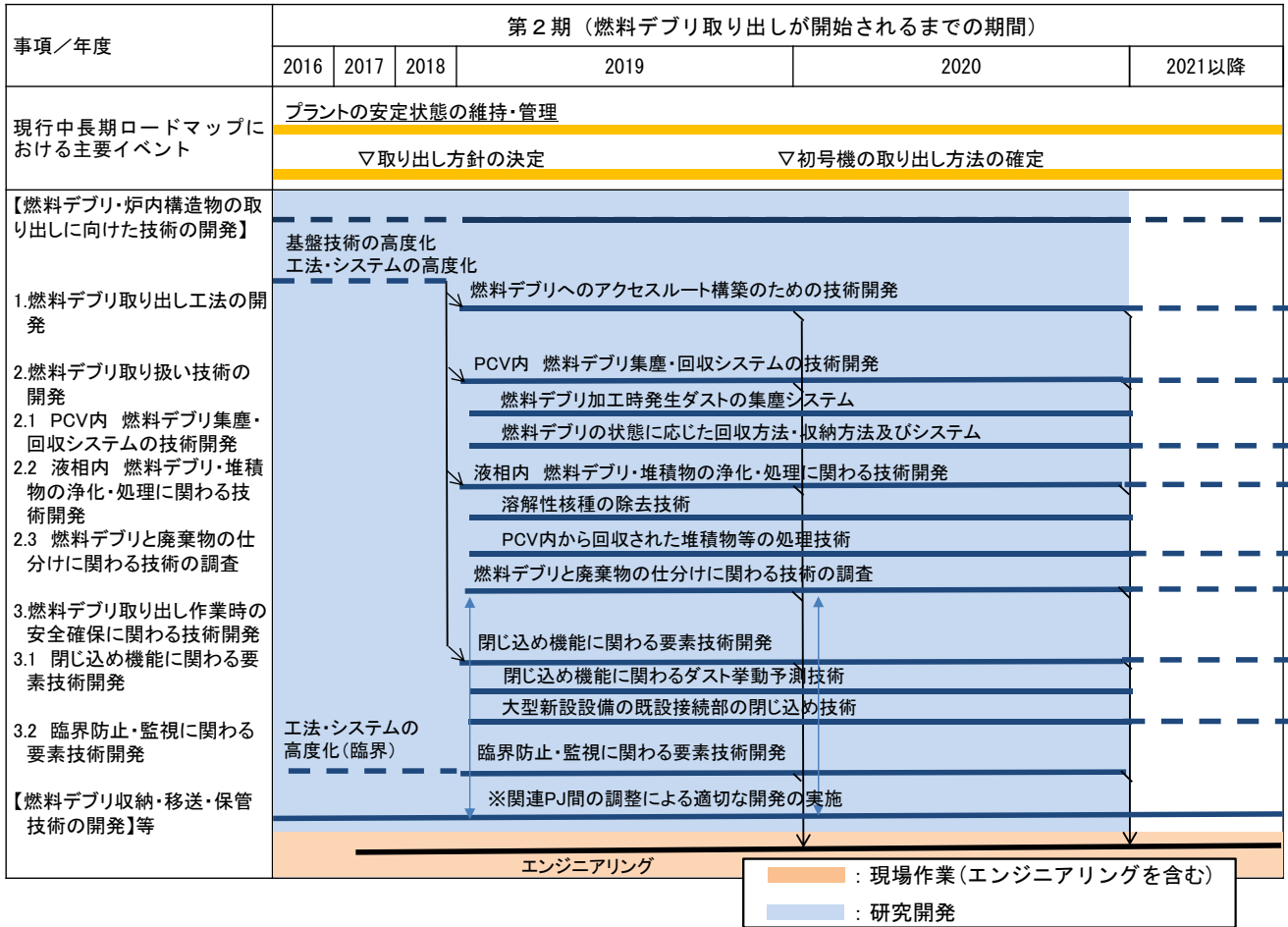
そこで、臨界近接監視技術の候補である未臨界度測定や中性子監視等の監視技術の研究開発を行う。特に、未臨界度測定法についてはこれまでの成果を踏まえ、検証試験及び現場適用の検討を行う。

また、臨界防止技術の候補である中性子吸収材の研究開発を行う。特に非溶解性中性子吸収材による放射線影響下での構造材への腐食影響や燃料デブリ加工が吸収材の機能に与える影響等の確認、デブリの状態に応じた吸収材の使い分け等の検討を行う。

目標達成を判断する主な指標の設定(2019/2020年度)

- ・燃料デブリへのアクセスルート構築技術の開発の実施(2020年度)
- ・燃料デブリ加工時発生ダストの集塵技術の開発の完了(2020年度)
- ・燃料デブリの状態に応じた回収、収納技術の開発の実施(2020年度)
- ・溶解性核種の除去技術の性能評価完了(2020年度)
- ・PCV内から回収された堆積物等の処理技術の開発の実施(2020年度)
- ・仕分けに必要な技術の調査と実現性検討/評価の実施(2020年度)
- ・閉じ込め機能に関わるダスト挙動予測の技術開発の完了(2020年度)
- ・大型新設設備の既設接続部の閉じ込め技術開発の実施(2020年度)
- ・臨界防止・監視に関わる要素技術開発の完了(2020年度)

(目標工程)2-①:燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発



2-②: 原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発

目的

燃料デブリ取り出し工事の安全の確保に必要な原子炉格納容器(PCV)内の水循環システムの構築をするにあたって課題となるPCVの閉じ込め機能を確保しつつPCV内へアクセス、接続する技術等を開発し、水循環システムの実現に資する。

実施内容

- PCV内アクセス・接続及び補修技術仕様の整理・作業計画について立案し、技術開発課題の抽出、開発計画を立案する。
- 開発計画に基づき、高線量下、高汚染下、不確定要素を多分に含む環境条件での遠隔作業により閉じ込め機能を確保しつつ、PCV内へのアクセス・接続部等の閉じ込め機能構築のための要素技術開発・検証等の試験を実施し、実現性の検証及び課題等の抽出を行う。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. PCV内アクセス・接続及び補修の技術仕様の整理、作業計画の

検討及び開発計画の立案

(1) 燃料デブリ取り出しの安全確保の実現に向け検討されている各種システムのうち、水循環システムでは、D/W、S/C、トールス室の各所から取水が検討されている。D/W、S/Cからの取水については、閉じ込め機能を確保しつつ内部へのアクセスルート及び水循環システムを構築する必要がある。その実現にあたっては高線量・狭あい部等の厳しい現場環境条件、検査性、長期健全性、遠隔保守性等を考慮した施工技術、作業計画の確立が必要である。そこで、この実現にあたって、必要とされる技術仕様、システム構築作業手順を検討し、開発課題の抽出、開発計画の立案及び必要な更新を行う。

- i. 現場環境を考慮した、技術仕様の整理
- ii. アクセスルート構築作業・維持の計画の検討
- iii. 開発課題の抽出、開発計画の立案・更新

(2) 水循環システム構築に影響するPCVの補修技術についても、これまでの研究開発成果を踏まえ、必要に応じて現場の状況に対応した技術的な開発課題の抽出、開発計画の立案を行う。

2. PCV内アクセス・接続等の要素技術開発・検証

前項で整理した開発計画に基づき、閉じ込め機能を確保するためのPCV内アクセス・接続等の技術に必要な各要素技術の開発、検証を行う。以下に要素技術として想定される項目例を示す。

- ・接続部の遠隔施工技術
- ・施工時、供用中の遠隔によるアクセスルート検査技術
- ・施工時、供用中における接続部の遠隔補修技術

3. PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証

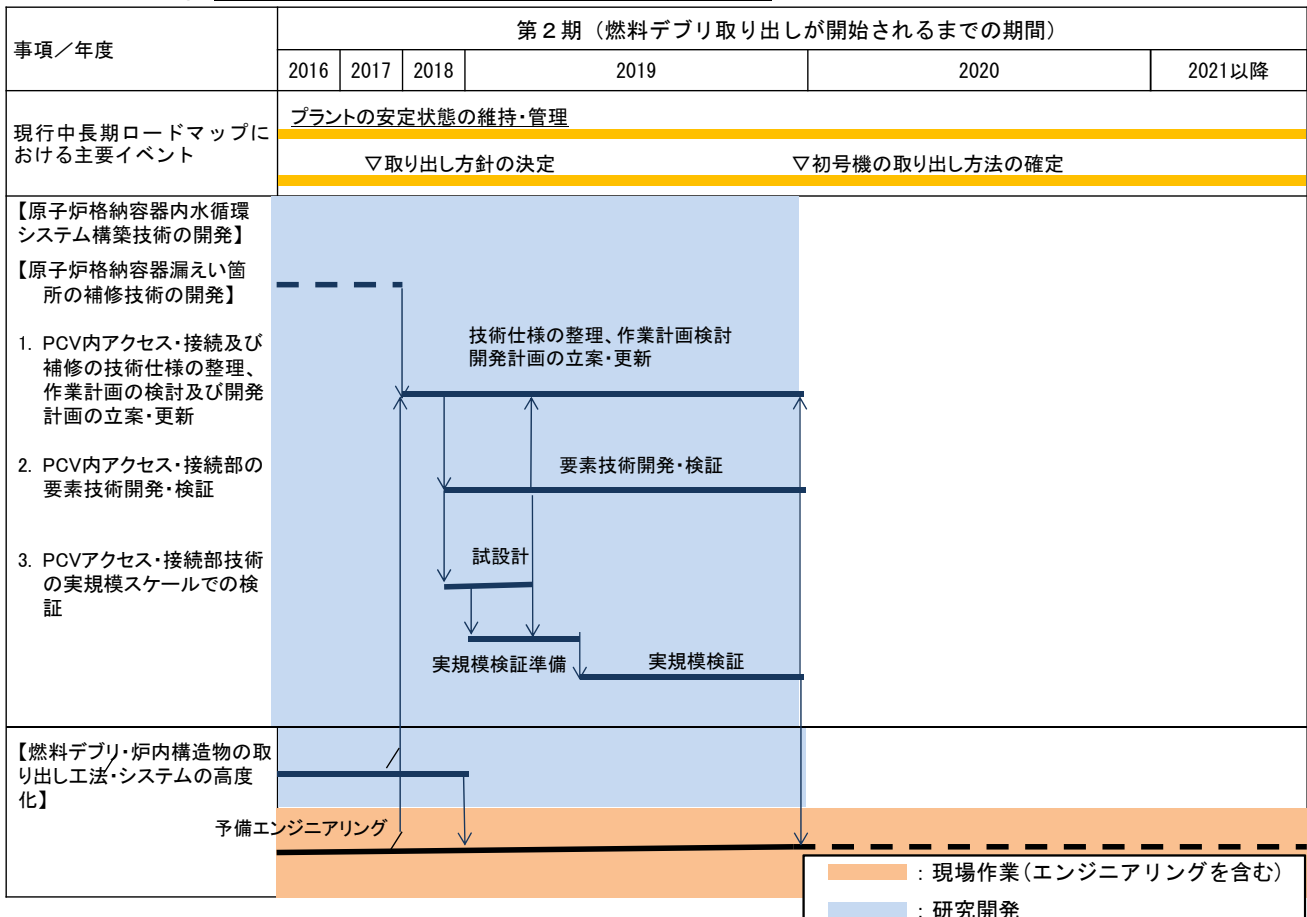
各要素技術の開発成果に基づき、D/W、S/C内へのアクセス・接続等に関する試設計を実施し、必要に応じて、檜葉実規模試験体等を活用し、実規模スケールにて施工性検証と実機工事に向けた作業要件の把握、課題抽出を行う。

- ・実規模スケールでの遠隔操作による施工性の確認、課題の抽出
- ・実機工事に向けた閉じ込め確保・作業員の被ばく低減対策及び課題の抽出
- ・実規模スケール試験後の試験体調査

目標達成を判断する指標の設定(2019年度)

- ・技術仕様の整理・開発計画の立案・更新
- ・PCVアクセス、接続技術の要素技術開発、検証

(目標工程) 2-②: 原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発



2-③： 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

目的

燃料デブリの取り出しから保管に関わるシナリオを確立するために、取り出した燃料デブリを安全、確実かつ合理的に収納、移送、保管するためのシステムを開発する。

実施内容

中長期ロードマップで重点的に行うとされたことも踏まえ以下を実施する。

- 燃料デブリ取り出し工法に適合した収納・移送・保管システムの概念を確立する。
- これまで取り扱い経験がなく、知見も少ない燃料デブリを、燃料デブリ取り出しの工法確定や実施に沿って、安全、確実、合理的に収納・移送・保管できるシステムを構築する技術開発を関連PJと調整を図りながら行う。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 収納・移送・保管に係る調査及び研究計画立案

・現場状況の調査等の進捗を踏まえて研究計画を立案し、必要に応じて更新する。

・未臨界維持状態や水素発生量の計測等、保管のための処理を評価する技術を開発する

2. 収納技術の開発

・炉内から回収された燃料デブリ等を収納する収納缶の基本仕様/構造に基づき収納缶の試作を行うとともに、安全要求機能維持を確認するための構造検証試験の計画立案、実施とその評価を行う。

※関連する技術開発

「燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術開発」において実施する原子炉格納容器内からの取り出し物を燃料デブリと廃棄物へ仕分ける技術の調査について関連PJとともに参画して協力していく。

3. 移送技術の開発

燃料デブリに対する水素発生予測法を提案するために試験/解析/調査等を行い、その結果を用いて安全に移送するための移送条件(移送前計測、水素発生対策、移送方法等)を明確にする。

4. 乾燥技術/システムの開発

・実施可能な乾燥技術の検討と、その技術を用いた乾燥方法/システムについて検討を深める。

目標達成を判断する主な指標の設定(2019/2020年度)

- ・構造検証試験の計画立案と供試体の試作の着手(2019年度)及び試験の実施/評価(2020年度)
- ・移送条件の明確化(2020年度)
- ・乾燥処理技術、保管前処理評価技術の開発(2020年度)

(目標工程) 2-③： 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

事項/年度	第2期(燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)					
	2016	2017	2018	2019	2020	2021以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	プラントの安定状態の維持・管理					
	▽取り出し方針の決定			▽初号機の取り出し方法の確定		
【燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発】	収納・移送・保管のためのエンジニアリング					
	計画立案		関連PJ等を踏まえた計画の更新			適宜
	▽ 収納缶基本仕様確定		構造検証試験の計画の立案		構造検証試験の実施と評価	
	収納缶仕様の適正化		▽ 試作(試験体&試験設備の設計/製作)			
	安全要件の明確化		移送条件の明確化のための試験/解析/調査		移送方法の検討	
1. 収納・移送・保管に係る調査及び研究開発立案						
2. 収納技術の開発						
3. 移送技術の開発						
4. 乾燥技術/システムの開発	乾燥処理技術の開発					
	保管のための処理の評価技術の開発					
【燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術開発】等	適宜					

■ : 現場作業(エンジニアリングを含む)
■ : 研究開発

3: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (1/2)

目的

2021年度頃までを目処に、処理・処分方法とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮し、固体廃棄物*1の保管・管理方法の検討・評価、処理・処分概念の構築とその安全評価手法の開発を行う。また、これらの実施にあたって必要となる性状把握に関する検討を行う。

実施内容(全体像)

中長期ロードマップで示された基本的考え方を踏まえ以下を実施する。

- I. 固体廃棄物の保管管理の更なる安全性向上を目的として、水処理二次廃棄物の保管・管理対策の検討及びデブリ取り出しに際して発生する固体廃棄物の保管・管理方法の検討を行う。また、 α 核種による表面汚染がある廃棄物の測定システムの開発を行う。
- II. 先行的処理方法*2の選定に資するため、工学規模の試験装置等を用い、実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化に関する処理方法の研究開発を行う。また、処分に関する国内外の調査等に基づき、固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築及び安全評価手法を開発する。
- III. 限られた分析データに基づいて性状把握が可能となるよう、分析データの代表性についての評価方法の検討等を行う。また、分析方法の簡易・迅速化、廃棄物管理全体のニーズや整合性等に資する分析データの取得・評価・管理、高線量試料採取に関する開発を進める。
- IV. 廃棄物ストリームに対し、I～IIIの研究で得られた成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合的に評価する。本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

I. 保管・管理

1. 保管・管理方法の検討・評価

燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の高線量廃棄物に関し、種類・物量を評価するとともに、保管方法、容器、収納方法を水素ガスの対策も含めて検討・提示する。

処理技術を抽出するため、必要な項目・情報を収集・整理し、固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、各技術の多角的な比較・検討を行う。

2. 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

α 核種による表面汚染測定システムについて、現場適用に向けて、設計・製作を行い、モックアップ試験を行う。

2. 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発

国内外の処分概念及び安全性評価手法の調査並びに固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、複数の処分方法を検討する。その上で、固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた廃棄体イメージを明確にし、それに応じた処分方法及び処分方法毎の安全評価手法を構築するため、必要な項目・情報を収集・整理する。

また、処分時の安全性に影響を与える物質によるバリア性能等の劣化挙動を評価に取り込めるようにする。

II. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発

1. 先行的処理方法の選定手法の構築

先行的処理方法の選定手法構築に資するため、高温処理技術及び低温処理技術について、工学規模の試験装置等を用いて、実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化技術の抽出に必要なデータの取得・評価を行う。

3: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (2/2)

III. 性状把握

1. 性状把握の効率化

固体廃棄物は事故の影響により多量かつ核種組成及び放射能濃度が多様なため、性状把握を効率的に進めるため以下に取り組む。
(1)分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせる性状を把握する方法の構築

限られた分析データに基づいて性状把握が可能となるよう、分析データの代表性について評価する方法を検討する。また、統計論的インベントリ推定方法について、分析データ等との相関を調べるなど、その適用の妥当性を評価する。

(2)分析方法の簡易・迅速化等

試料前処理の合理化・自動化、分析手法の標準化等による簡易・迅速化の技術開発及びマニュアル整備に向けた検討を行う。また、処理・処分を含めた廃棄物管理全体のニーズや整合性、分析対象核種の見直し、分析試料数の最適化に資するため、分析データの取得・評価・管理等を行う。

2. サンプルング技術の開発

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発のための分析ニーズ等を踏まえ、高線量試料の採取技術の開発を行う。セシウム吸着材の採取に関しては、モックアップ装置の設計に必要な吸着塔の穿孔・閉止等の要素技術の試験・評価を行う。

IV. 研究開発成果の統合 廃棄物ストリームの検討

2018年度までに整理した廃棄物ストリームに対し、I～IIIの研究で得られた成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合的に評価する。

*1 固体廃棄物: 事故後に発生したガレキ等や水処理二次廃棄物及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」という。

*2 先行的処理方法: 処分の技術的要件が決まる前に行う、処分を念頭に置いた、安定化、固定化のための処理方法。

目標達成を判断する主な指標の設定(2019年度/2020年度)

I. 保管管理

- 燃料デブリ取り出しに際して発生する固体廃棄物の種類・量の提示(2019年度)、取り出し作業の検討進捗に伴う改訂(2020年度)及び水素対策を含めた保管・管理方法の検討・提示(2020年度)
- 表面 α 汚染測定システムの現地適用に向けたシステム化(2019年度)及びモックアップ試験結果の提示(2020年度)

II. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発

- 工学規模の試験装置等を用いて取得した実規模の処理に適用可能な技術の抽出に必要なデータ及びその評価結果の提示(2020年度)
- 処理技術の多角的評価にあたっての課題提示(2019年度)及び技術的観点から一部の廃棄物に対する実処理に適用可能な技術の抽出(2020年度)
- 処分概念及び安全評価手法の一次案の提示(2019年度)
- 廃棄体イメージの明確化とそれに応じた処分方法及びその安全評価手法に必要なデータ項目の整理(2020年度)
- 処分影響評価手法と人工バリア材への核種収着への影響評価に必要なデータの提示(2020年度)

III. 性状把握

- 統計論的インベントリ推定手法の提案とその妥当性の評価(2020年度)
- 分析方法の簡易・迅速化に係る手法の検討・提案(2019年度)及び確立(2020年度)
- 高線量試料の採取モックアップ装置の設計に必要な吸着塔の穿孔・閉止等の要素技術の試験・評価(2020年度)

IV. 研究開発成果の統合

- 廃棄物ストリームを基盤とし、統合的な進捗、整合性及び課題の評価方法を構築し、それに基づく評価結果を提示(2020年度)

(目標工程)3: 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発 (1/2)

事項/年度	第2期 (燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)					
	2016	2017	2018	2019	2020	2021以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	△処理・処分にに関する基本的な考え方の取りまとめ 処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し △					
【固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発】						
I. 保管・管理	保管・管理					
1. 保管・管理方法の検討・評価						
2. 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発	デブリ取り出し廃棄物の種類、物量の評価	デブリ取り出し付随廃棄物の種類、物量の評価及び取り出しの検討進捗を踏まえた改訂				評価検討、現地 の状況に応じた 対策の検討
	高線量廃棄物の保管に関する国内外事例調査、1Fへの適用性検討、課題整理	水素対策を含めた保管・管理方法の検討・提示				
	α汚染等の測定・評価方法の調査・検討	現地適用に向けたシステム化		モックアップ試験		測定・評価方法 の技術開発
II. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発						
1. 先行的処理方法の選定手法の構築	技術の調査、試験、評価、候補技術の提示	高温処理技術及び低温処理技術について、工学規模の試験装置等を用いて、必要なデータの取得・評価				先行的処理方法 の抽出
2. 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発	多角的な評価のための必要な項目・情報の収集・整理、課題の提示		技術的観点による実処理に適用可能な技術の抽出(一部の廃棄物対象)			
	国内外の処分方策の調査	処分概念及び安全評価手法の検討		廃棄体イメージの明確化、処分方法毎の安全評価手法に必要なデータの整理	予察的安全評価	
	処分影響物質等に関する事例調査、解析的手法検討	主要影響物質に関する影響評価用データの取得、影響評価手法の改良				
 : 現場作業(エンジニアリングを含む) : 研究開発						

(目標工程)3: 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発 (2/2)

事項/年度	第2期 (燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)						
	2016	2017	2018	2019	2020	2021以降	
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	△処理・処分にに関する基本的な考え方の取りまとめ 処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し △						
III. 性状把握							
1. 性状把握の効率化							
(1)分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築	水処理二次廃棄物・瓦礫・伐採木・土壌の分析データの反映	分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築、分析方法の簡易・迅速化				手法の適用性検討、大熊第1棟への反映	
(2)分析方法の簡易迅速化	分析方法の簡易・迅速化、マニュアル整備に向けた手法検討・提案、廃棄物管理全体のニーズや整合性等に資するための分析データの取得・評価・管理等						大熊第1棟への反映
2. サンプルング技術の開発	セシウム吸着材・原子炉建屋内試料採取技術開発、除染装置スラッジ採取	モックアップ装置設計に必要な要素試験・評価				製作・採取試験	
IV. 研究開発成果の統合							
廃棄物ストリームの検討	原案作成、成果の反映、見直し	研究開発の統合的な進捗、整合性、課題評価				研究開発の進捗を踏まえた評価	

(参考)

2018 年度研究開発プロジェクトの進捗状況

燃料デブリの性状把握・分析技術の開発 (2019年2月末時点における進捗状況)

炉内状況の総合的な分析・評価、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法の確定、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発に資するため、模擬デブリを用いた試験を実施し、燃料デブリの性状を推定した。また、将来実際に取り出す燃料デブリの分析・測定に必要となる技術開発を行った。

実施内容及び成果

(1) 燃料デブリ性状の推定

2017年度に構築した燃料デブリの表面線量率の評価式について燃焼度や放射化線量を考慮した改良を行い、多様な燃料デブリへの適用性を向上させるとともに、代表的ないくつかのケースを評価した。

また、1F炉内の環境条件を整理し、既存のホット施設でのグローブボックス解体作業時(図1)の放射性飛散微粒子のデータ採取・評価を行うことにより、燃料デブリ取り出し作業において発生する放射性飛散微粒子についての知見を得るとともに、気中、水中及び気液界面における微粒子の輸送・移行挙動等の特性データを試験により採取した。

さらに、3号機ペDESTAL内調査時の付着サンプル(図2)など、各号機の原子炉格納容器(PCV)内部調査時の付着物について表面観察や元素・核種分析を行い、これまでの炉内状況に関する推定との整合を確認した。

上記によって得られた知見を「燃料デブリ特性リスト」に反映、更新した。

(2) 模擬デブリを活用した特性評価

2017年度に選定した環境放出評価上厳しくなる核分裂生成物(FP)核種のうち揮発性のものに着目し、それらの化合物について、放出開始温度、放出温度を実験的に評価するとともに、燃料デブリの乾燥処理における揮発性FPのガス化による放出挙動に関する表面積の変化や気圧の影響を確認した。

(3) 燃料デブリ等の分析要素技術の開発

燃料デブリサンプルの分析準備として、2017年度から継続して全22項目の分析要領書の作成を行い、試料の受け入れから廃棄・返還までの一連の作業フローを作成した要領書との整合や効率等を考慮して見直した。

また、誘導結合プラズマ質量分析計(ICP-MS)による多核種合理化分析方法の開発において、測定対象核種に対する妨害核種の除去操作を検討した。当初想定した測定対象核種とその妨害核種に対し、一部の核種を除き、各々妨害核種と十分に分離できることを確認した。分離が十分でない一部の核種については、測定前に妨害核種の分離操作が必要なが分かった。

さらに、B型輸送容器の受け入れについて候補となる茨城地区の既存施設に聞き取り調査を行い、大規模な工事等なく受け入れが可能なることを確認し、受け入れに当たった課題を整理した。



図1 既存のホット施設でのグローブボックス解体作業の例

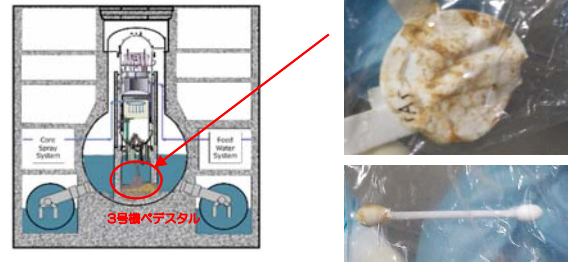


図2 3号機ペDESTALの概略と調査時の付着サンプルの外観

課題及び今後の方向性

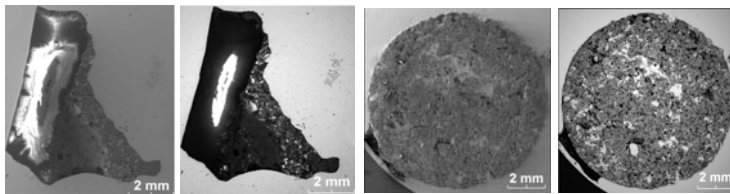
2019年度に計画されている少量サンプリングへの対応として、A型輸送容器を用いた茨城地区への燃料デブリサンプルの分析の準備作業を行う。また、燃料デブリサンプルの分析を行い、得られたデータから燃料デブリ性状に関する知見を得る。さらに、放射性飛散微粒子挙動について、国内外の研究機関と協力し、取り出し作業時に発生する微粒子の挙動データの採取を検討する。

**燃料デブリの性状把握・分析技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定）（TENEX）
（2019年2月末までの進捗状況）**

燃料デブリの取り出し、移送及び保管を安全に実施するための設計に資することを目的とした、燃料デブリの特性変化の予測モデルを開発する事業。目標は経年変化、安全評価に影響を与える要因の特定。

事業概要、得られた成果

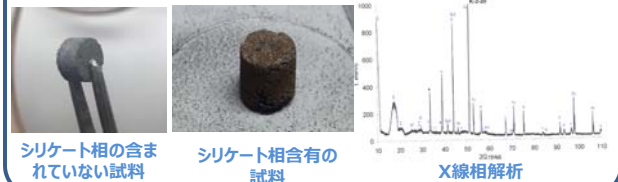
完了	放射性・非放射性模擬燃料デブリの作製
実施中	模擬燃料デブリの経年変化調査
実施中	実験計画及び手法に従って、加速された模擬燃料デブリの経年変化及び放射性物質の水への移行を考慮し、劣化の過程を調べる試験を実施中
実施中	福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り扱いに関する安全概念の分析。 他の補助事業に対する予測情報に関する要求事項の分析。 燃料デブリの経年変化に最も影響を与える要因の特定。
実施中	前段階で特定された要因の影響を考慮した燃料デブリの経年変化実証的予測手法の開発及び計算の実施。 予測モデルの開発。
実施中	燃料デブリが発生した時点から10年、20年、30年、50年後に推定される変化の包括的な予測。燃料デブリの取り扱いの際の技術的な環境影響の抑制システムの要件に関する推奨事項の作成。



シリケート相含有の試料 ← SEM → シリケート相の含まれていない試料

実施済みの作業一覧（主要な成果）：

- 試料の全種類（放射性、非放射性、金属、シリケート相）の試験を実験計画に従って実施中。
- 浸出試験に関し、81日目までの試験を行った（経年約40年に相当）。
- オージェ電子分光法（AES）及びγ線・α線放射分析法を利用して浸出試験サンプルを分析した。
- 0日目、20日目、40日目、60日目のサンプルの衝撃試験を行った。
- X線回折法（XRD）を用いて、0日目、20日目、40日目、60日目のサンプルの分析を実施した。
- 走査電子顕微鏡（SEM）を用いて、0日目、20日目、40日目のサンプルの分析を行った。
- 準備されたサンプルの調査を行った。
- 得られた試験データの分析を開始した。
- 高レベル放射性廃棄物のガラス固化体に関する研究に基づく初期の検証作業を開始した（フローピン・ラジウム研究所）。
- 自然の地質システムに関する研究に基づいた経年変化予測モデルの検証を開始した（鉱床地質学・岩石学・鉱物学・地球化学研究所）。



シリケート相の含まれていない試料 シリケート相含有の試料 X線相解析

課題及び今後の方向性

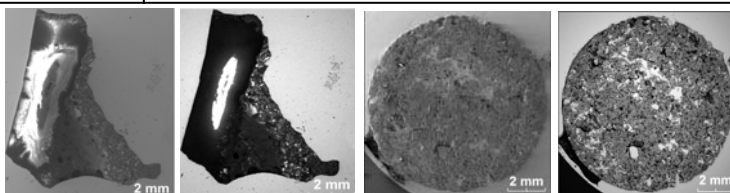
- 得られた試験データの分析
- 燃料デブリの劣化要因の特定

Development of Technologies for Grasping and Analyzing Properties of Fuel Debris (Estimation of Aging Properties of Fuel Debris) (TENEX) (Progress by End of 02/2019)

Forecast model of changing of FD properties for the safety case for the design solutions for retrieval, transportation & container storage of the FD. The goal is to determine factors that influence ageing and safety assessment.

Project Outline and Outcomes Achieved

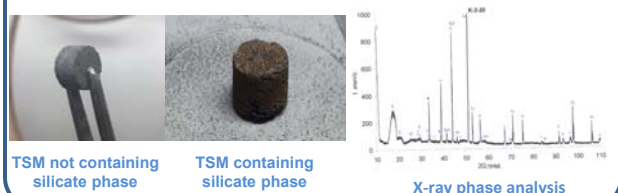
Done	Preparation of simulated nonradioactive and radioactive fuel debris
In progress	Aging of model FD
In progress	Tests for investigation of degradation processes considering accelerated FD aging and its activity migration into water according to test programme and methods
In progress	Safety concept analysis on fuel debris handling at Fukushima NPS. Analysis of requirements to the scope of predictive information for other subsidized projects. Identification of the most sensitive factors to aging of fuel debris
In progress	Development and implementation of calculation and empirical prediction methods of fuel debris aging considering the influence on the factors defined on the previous stages. Prediction model development
In progress	Comprehensive prediction of changes estimated after 10, 20, 30 and 50 years since generation of FD. Development of recommendations on the requirements necessary to the systems of technological suppression of environmental influence for handling of FD



TSM containing silicate phase ←SEM→ TSM not containing silicate phase

The List of Implemented Works (Main Results)

- All types of samples (radioactive, non-radioactive, metallic, silicate phase) are being tested according test plan
- Leaching samples taken up to 81nd test day (equals to ~40 years of ageing)
- Leaching samples analyzed with AES, gamma- and alpha-radiometric methods
- Impact tests for 0, 20, 40 and 60 day samples performed
- XRD for 0, 20,40 and 60 day samples performed
- SEM analysis for 0, 20 and 40 day samples performed
- Study of prepared samples
- Analysis of obtained test data started
- Initial verification works based on the vitrified HLW study started (V. G. Khlopin Radium Institute)
- Aging prediction model verification based on the natural geological systems study started (Institute of Geology, Ores, Mineralogy and Geochemistry of Russian Academy of Science (IGEM))



TSM not containing silicate phase TSM containing silicate phase X-ray phase analysis

Remaining Issues/Challenges and Future Direction

- Analysis of obtained test data
- Identification of fuel debris degradation factors

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発

(2019年2月末時点における進捗状況)

1、2号機原子炉格納容器（PCV）内部詳細調査の調査・開発計画を具体化・更新し、X-6ペネとX-2ペネからPCV内へのアクセスルートを構築するための設備と装置、水中遊泳型とアーム型のアクセス装置及び計測技術の設計・製作を行い、単体・組合試験などで性能を確認した。

【実施内容及び成果】

1. 調査計画・開発計画の策定

損傷の大きい1号機と3号機のペダスタル内外の調査結果と2号機のペダスタル内調査結果をもとに、それぞれ1号機と2号機の調査・開発計画を具体化・更新した。

2. アクセス・調査装置の開発

(1) X-6ペネからのPCV内アクセスルート構築

①隔離部屋設置およびハッチ開放に係る工場内検証を実施した。
②遠隔操作でX-6ペネに接続する隔離弁付連結管の製作と工場内検証を実施した（図1参照）。

(2) X-2ペネからのPCV内アクセスルート構築

新ハウンドリ、穴あけ装置などの設計・製作を行い、工場内検証（機能試験）を実施した。

(3) アクセス・調査装置

①X-6ペネからPCV内へアクセスするアーム型アクセス装置の製作を実施した。
②水中遊泳型アクセス装置とPCV内と隔離した状態でX-2ペネからアクセス装置を搬出入するための調査設備の設計・製作を行い、機能試験を実施した。

3. 要素技術の適用性検証

アクセス装置に搭載する計測装置の設計・製作を行い、単体試験とアクセス装置との組合試験を実施した（図2参照）。

【課題及び今後の方向性】

後続の現場実証に係る事業で、モックアップ試験、作業訓練及び現場実証を行う。

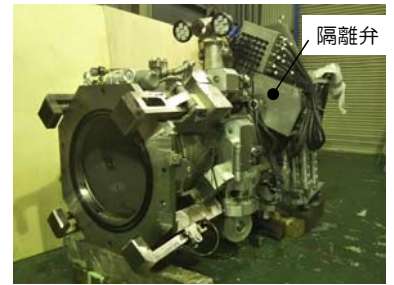
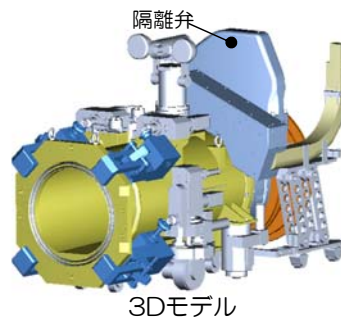


図1 X6ペネ接続構造（隔離弁付連結管）

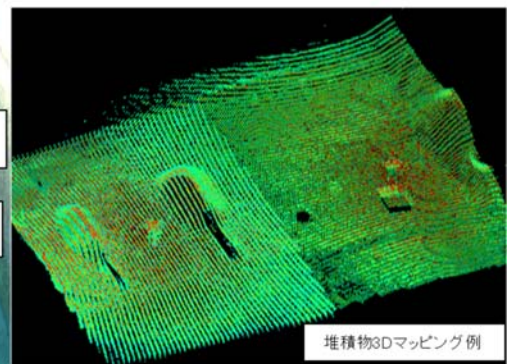
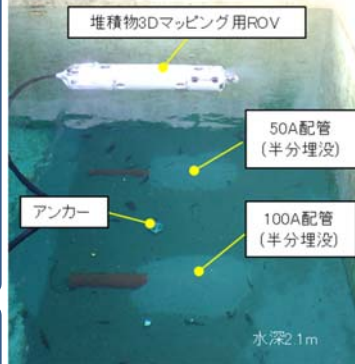


図2 水中遊泳型アクセス装置と計測装置との組合試験結果例

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（X-6ペネトレーションを用いた内部詳細調査技術の現場実証）

(2019年2月末時点における進捗状況)

1、2号機原子炉格納容器（PCV）調査内部詳細調査の現場実証に向けて調査・開発計画を策定し、アーム型アクセス・調査装置のモックアップ試験の試験計画を具体化すると共に、アクセスルートを構築するための装置のモックアップ試験、組み合わせ試験を実施した。

【実施内容及び成果】

1. 調査計画・開発計画の策定

2号機のPCV内部調査結果やアクセス・調査装置の設計結果を踏まえ、アクセス手順やアクセス可能範囲（計測可能範囲）の検討を行い、現場実証に向けた調査・開発計画を策定した。

2. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

(1) 現場状況を考慮したモックアップ試験

アーム型アクセス・調査装置のモックアップ試験の試験設備の一部製作及び試験計画の具体化を行った。

(2) 作業訓練

アクセス・調査装置の作業訓練に先立ち、運転シミュレーションのための仮想現実（VR）システム（図1参照）を構築した。

(3) 現場におけるPCV内へのアクセスルート構築の試験や作業訓練

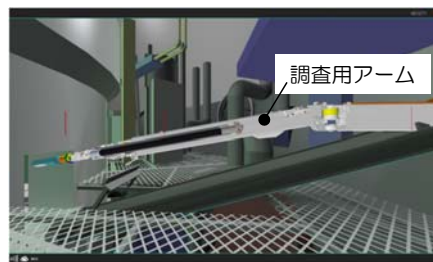
- 遠隔操作でX-6ペネに接続する隔離弁付連結管（X-6ペネ接続構造）について、現場環境を考慮したモックアップ試験を実施した。更に、隔離部屋との組み合わせ試験を実施した（図2参照）。
- X-6ペネ内の堆積物等を除去する装置について、設計と一部製作を実施した。
- ハッチ開放に関わる作業訓練を実施した。

(4) 現場実証（現場調査）

中性子検出システムの仕様を設定し、設計・製作に着手した。

【課題及び今後の方向性】

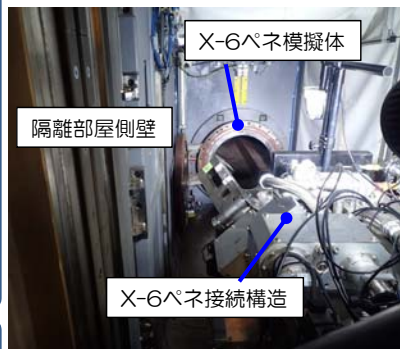
次年度は、アクセス・調査装置のモックアップ試験、調査技術の組み合わせ試験、作業訓練及び現場実証を行う。



表示画面（PCV内へのアームのアクセス）

入力画面

図1 アクセス・調査装置のVRシステム



隔離部屋内作業（X-6ペネ近傍）

隔離部屋内作業（ケーブル配置状況）

図2 組み合わせ試験の状況

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証) (2019年2月末時点における進捗状況)

1号機の原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査に向けて、「原子炉格納容器内部調査技術の開発」で開発したアクセスルート構築と詳細調査に係る装置等を用いたモックアップ試験、作業訓練及び現場実証の計画を立案した。アクセスルート構築についてはモックアップ試験と作業訓練を実施し、現場実証の準備を開始した。また、詳細調査についてはモックアップ試験設備を製作し、モックアップ試験を開始した。

実施内容及び成果

1. 調査計画・開発計画の策定

アクセスルート構築と詳細調査に係る方法と作業手順の検証を目的としたモックアップ試験と作業員の習熟度を高めるための作業訓練の計画の立案及びモックアップ試験設備の設計を行った。モックアップ試験結果をもとに各作業の作業時間と被ばく量を検討し、現場実証の工程と体制を計画した。

2. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

(1) PCV内アクセスルート構築

アクセスルート構築に係る機器・装置類を用いて、X-2ペネトレーションへの新バウンダリ接続、内外扉とグレーチングの穿孔、手摺と地下階干渉物の撤去、ガイドパイプ取付のモックアップ試験と作業訓練を実施し(図1参照)、1号機原子炉建屋内で現場実証の準備を開始した。

(2) PCV内部詳細調査

モックアップ試験設備を製作し、詳細調査に係る設備・水中遊泳型調査装置を用いたモックアップ試験を開始した(図2参照)。



図1 アクセスルート構築のモックアップ試験状況



図2 詳細調査のモックアップ試験設備と試験状況

今後の展開

1号機でのアクセスルート構築の現場実証と詳細調査のモックアップ試験から現場実証を実施する。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉圧力容器内部調査技術の開発 (2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出し装置の詳細設計に資する情報取得のための原子炉圧力容器(RPV)内部調査において、調査で取得すべき燃料デブリ取り出しに必要な情報の整理を行い、調査計画・開発計画の更新を実施した。また、RPV上部及び側面から穴を開けて炉心にアクセスして燃料デブリの状況や線量率等を調査する工法について装置・システムに関する計画・仕様検討、試作・要素試験、詳細設計を実施している。

実施内容及び成果

1. 調査計画・開発計画の策定

- 燃料デブリ取り出しに必要な情報を整理・更新し、取得情報はこれまでと同様外観情報、線量率という結果となった。これまでの開発計画に基づき、炉心部までのアクセスルートを構築して調査装置を炉心部まで投入することを想定した装置開発を行うこととした。
- 調査計画については、①RPV内部調査の次ステップに反映、②燃料デブリ取り出し工法検討に反映することを目的としたステップバイステップの計画に更新した。

2. 工法計画の立案

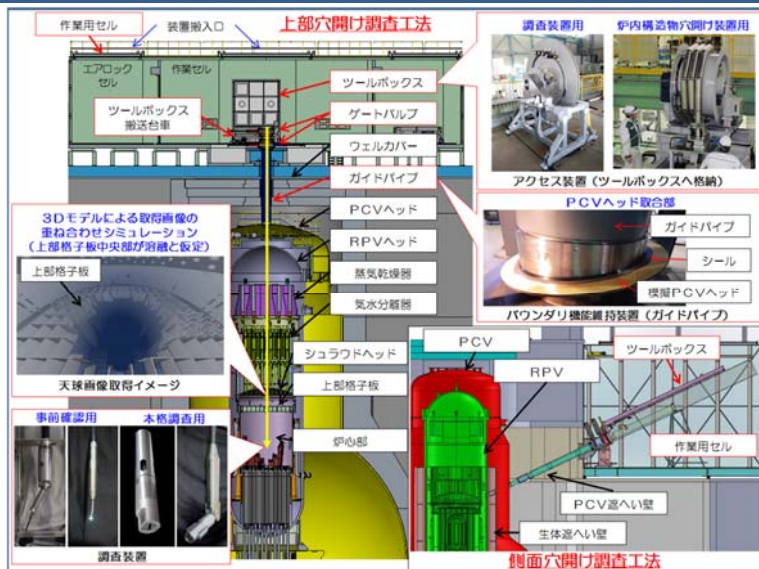
- 調査時の安全評価に向けて安全要求に対する考え方を整理した。
- 事故進展解析結果に基づき加工対象物である構造物の汚染度推定を行い、加工時の放射性ガスの影響評価を行うため、原子炉格納容器(PCV)内の気流解析を用いた被ばく評価の簡易モデルを検討した。

3. 調査用付帯システムの検討

- PCV内の負圧維持に必要なガス管理、窒素供給システムやダストモニタリング、臨界管理、水処理システム等、調査の実施や安全の観点で必要となる付帯システムについて要求仕様を抽出した。

4. アクセス装置・調査装置の開発

- 過年度の成果や残った課題に対し、机上検討や部分試験にて装置仕様の策定を実施した。また、装置仕様の妥当性確認のための要素試験計画を具体化し、供試体や要素試験用装置の準備を進めた。
- 霧環境を模擬した調査装置の視認性試験結果から、調査時に取得できると想定される外観情報のシミュレーションを実施した。



課題及び今後の方向性

- 本年度の進捗を受け、次年度は安全評価に必要な被ばく評価や各装置の部分試作機を用いた要素試験等を実施し、その結果を踏まえた装置設計に反映を行い、装置・設備仕様の策定を行う。
- 調査の作業手順やメンテナンス方法についても整理し、調査計画の具体化を図る。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化 (2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出し時に必要となる工法・システムの要素技術について、技術開発課題として抽出された項目についての技術調査、要素試験、解析等を実施するとともに、それらの知見を活用し、気中・横アクセスに軸足を置いた工法・システムの検討を実施した。

実施内容及び成果

(1) 閉じ込め機能に関する技術開発

- 閉じ込め機能確保のための技術開発として、気流分布予測、ダストの拡散予測、水素の局所滞留検討に適用可能な解析手法を概ね確立するとともに、要素試験により放射性ダストの閉じ込めを担保可能な差圧条件を設定した(図1)。
- 原子炉建屋(R/B)外の作業セルと原子炉格納容器(PCV)を、気密や遮へい機能を持ったアクセストンネルで接続する工法を検討し、R/B外からアクセストンネルを遠隔で送り出してPCVと接続することを模倣した要素試験により実現性を確認した(図2)。

(2) 燃料デブリ由来のダストの捕集・除去に関する技術開発

- 気相系システムおよび液相系システムにおけるダストの捕集・除去技術開発として要素試験を実施し、実機におけるダストを含んだ流体性状が明らかになった際に比較可能なデータを取得した(図3, 4)。
- α 核種が水に溶解する可能性も想定し、液相系システムにおける溶解性核種の捕集・除去技術開発として、代表核種による要素試験を実施し、実機水質における α 核種の挙動が明らかになった際に比較可能なデータを取得した。

(3) 燃料デブリ取り出しに伴う α 核種モニタリングシステムの検討

- α 核種のモニタリング技術について、燃料デブリ取出しにおける必要性や目的について整理を行うとともに、気相系および液相系について必要測定レンジの整理を行った。また、 α 核種モニタリングの既存技術について調査を実施し、実機適用にあたっての課題の整理を行った。

(4) 工法・システムの安全確保に関する最適化検討

- 昨年度に引き続き気中・横アクセスに軸足を置いて、工法のブラッシュアップを行った。
- 深層防護を踏まえた燃料デブリ取出し時に必要となる安全要求や機能要求の再整理を実施し、これらの要求の実装に必要な監視パラメータの整理等を実施した。
- 燃料デブリ取出し時の公衆および作業員に対する被ばく評価手法の検討及び試算を実施し、設備設計への要求事項の拡充を行った。
- 燃料デブリ取出し時に必要となる安全システムについて、現状知見に対して不足する情報は前提条件を設定し、保守的な条件下での必要設備構成を構築した。

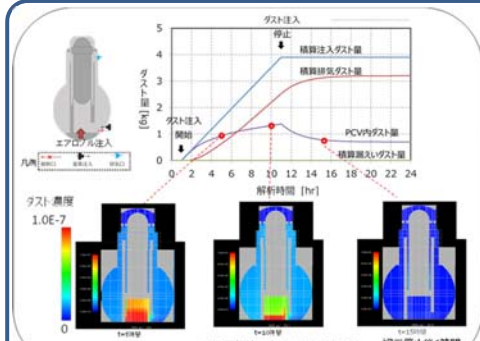


図1 ダストの拡散予測例



図3 気相前処理技術逆洗試験設備

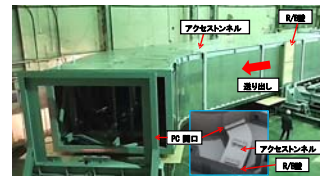


図2 アクセストンネル要素試験



図4 遠隔交換HEPA 試験機

課題および今後の方向性

- 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し作業の効率化および合理化を進め、最適な工法となるよう検討を具体化していく。
- 安全システムに対する実機適用を見据えた検討の詳細化は、現場状況を踏まえた検討が必要となることから、事業者エンジニアリングに引き継いでいく。
- 閉じ込め機能および液相系システムの捕集・除去技術の一部については、引き続き実機に適用可能な技術の開発を予定している。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発) (2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出し時に未臨界状態を維持し、万が一臨界が生じても速やかに検知し終息させ過度の被ばくを防止するための臨界防止・臨界検知・臨界終息の技術開発を行う。このため、これまでの要素技術開発の成果を踏まえ、現場の状況を踏まえた各要素技術の成立性確認や取り出し装置や取り出しシステムへの実装に向けた検討及び取り出し作業全体の安全確保の観点からの臨界管理方法の最適化検討を実施した。

実施内容及び成果

1. 未臨界度測定・臨界近接監視のための技術開発

- 広範囲に広がる燃料デブリ体系に対する未臨界度測定技術の成立性を確認するため、臨界集合体において試験を実施した結果、中性子信号の分析(炉雑音法)から局所的な未臨界度変化を捉えられることを確認した(図1)。
- 監視装置の実装検討として、燃料デブリ上に設置するための中性子検出器ユニットの概念(図2)やケーブル類のハンドリング概念を策定した。

2. 再臨界を検知する技術開発

- 燃料デブリ取り出し時の負圧管理システムの運用条件を踏まえた臨界事象評価により、現在監視中のXe-135より速く応答するKr-88を監視することにより早期に臨界事象の発生を検知できることを確認した(図3)。
- 英国物理工学研究所(NPL)の中性子照射パイプ(図4)を活用してガス放射線検出器の放射能濃度測定に係る誤差を低減するための校正技術を確立した。

3. 臨界防止技術の開発

- 非溶解性吸収材(B₄C金属焼結材、Gd₂O₃粒子等)の燃料デブリ収納時影響を評価するため長期照射試験を行った結果、水素発生や水質(図5)へ与える影響は小さいことを確認した。
- 非溶解性吸収材の燃料デブリへの施工性検討として、燃料デブリへの投入・破碎試験(図6)や吸収材投入装置の概念設計を実施した。

4. 工法・システムの安全確保に関する最適化検討(臨界管理関連)

- 格納容器内部映像や統計的評価による現実的臨界リスクの見直しの結果、臨界リスクに大きな変更はなく臨界リスクが高まる傾向も見られなかった。
- 段階的な燃料デブリ取り出し規模拡大時の臨界管理方法や燃料デブリ取り出し作業全体の安全の考え方と整合した臨界管理の深層防護案を策定した。

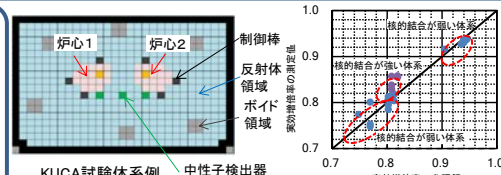


図1 京都大学臨界集合体(KUCA)における未臨界度測定試験と測定結果

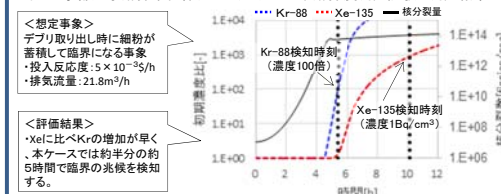


図3 臨界事象想定時の臨界検知性評価結果(細粉蓄積による微小臨界例)

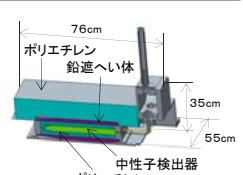


図2 中性子検出器ユニット設計概念



図4 英国NPLの中性子照射パイプ

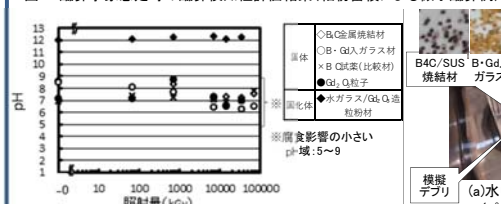


図5 非溶解性吸収材の長期照射による水質影響評価試験



図6 非溶解性吸収材の燃料デブリへの投入・破碎試験

課題及び今後の方向性

- 臨界管理技術の成立性検討や取り出し装置やシステムへの実装に向けた検討成果を踏まえ、今後は検証試験や現場適用性検討を実施して、臨界防止・監視に関わる要素技術開発の完了を目指す。



燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化 (2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出し方針の決定を受けて、気中-横アクセス工法に軸足を置いた工法実現性を評価するために、必要なデータ・情報を取得する概念検討と要素試験を実施した。

実施内容および成果

- (1) 燃料デブリの拡散防止に係る技術開発
 - ① 燃料デブリの回収システムの開発
 - ・燃料デブリ(切削により発生した燃料デブリを含む)の回収プロセスを想定し、塊状、小石状、粉状の燃料デブリの効率的な回収方法について整理した。
 - ② 燃料デブリの切削・集塵システムの開発
 - ・切削・集塵の対象となる燃料デブリについて、可能性のある存在箇所や状態などを想定し、効果的な加工方法について整理した。
 - ・MCCI(※溶融炉心-コンクリート反応)生成物に対しチゼル加工及び超音波コアポーリングによる加工性確認試験を実施し、加工速度や加工後試験片の粒径分布を確認した。
 - ③ 燃料デブリの拡散防止工法の開発
 - ・燃料デブリを拡散させない堰を原子炉格納容器(PCV)内に設置することを目的とした要素試験を実施し遠隔設置性などについて実現可能な見通しを得た。
- (2) 取り出し装置設置のための要素技術開発
 - ① 作業セルに関する要素技術開発
 - ・セルの閉じ込めおよびPCVと接続する技術について比較し整理した。
 - ・セルとPCV接続時のシール手段であるインフレートシールに関する要素試験を実施し、作業ステップの実現性を確認するとともに課題を抽出した(図1)。
 - ② 燃料デブリ取り出し時の干渉物撤去技術の開発
 - ・主に気中-横アクセス工法により、PCV底部の燃料デブリに到達するまでに撤去が必要となる干渉物について、加工手段を整理した。
 - ・干渉物の整理結果に基づき干渉物撤去に関する要素試験を実施し、作業ステップの実現性を確認するとともに課題を抽出した(図2)。
 - ・干渉物撤去に関する要素試験を実施し、狭隘部における基本的な切断・回収作業について実現可能な見通しを得た(図3、4)。
 - ・ロボットアームとアクセスレール組み合わせ要素試験により課題を抽出し、燃料デブリ/干渉物の撤去に係る基本的な動作の成立性を確認した(図5)。
- (3) 燃料デブリ取り出し装置の遠隔保守技術の開発
 - ・気中-横アクセス工法のセル内設備を例に遠隔保守の基本的な考え方を検討し、保守区分や保守設備などについて整理した。



図1 インフレートシール要素試験



図2 生体避けい壁撤去要素試験



図3 気中上アクセス工法干渉物撤去要素試験



図4 気中横アクセス工法干渉物撤去要素試験



図5 ロボットアームとアクセスレール組み合わせ要素試験

課題および今後の方向性

- ・要素試験において抽出した課題から、開発計画を策定し工法の実現性に資する検討を具体化していく予定。
- ・工法を効率化するために必要となる燃料デブリ取り出し作業の合理化を進め、最適な工法となるよう検討を具体化していく予定。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化事業/燃料デブリ取り出し時の監視技術の開発 (浜松ホトニクス株式会社)(2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し用耐放射線撮像管及びカメラを開発、試作し、線量率10kGy/hのガンマ線環境下で200h(累積線量2MGy)までの映像を確認するとともに、モノクロカメラによるカラー映像取得技術の開発を実施した。

実施内容及び成果

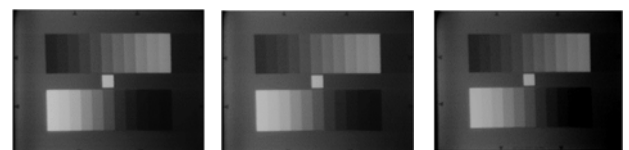
1. 耐放射線撮像管の開発
 - (1) セレン化カドミウム撮像管の試作・評価、品質均一性確認
 - (2) 新光導電膜撮像管の試作・評価、品質改善
2. 耐放射線撮像管カメラの開発(実施中)
 - (1) 実用レベルのカメラを開発中、3月までに製作、ガンマ線照射予定(図1:カメラヘッド)
 - (2) レンズの開発・試作(f25mm、f9mm)
 - (3) コントローラの改善
3. カラー映像取得技術の開発
 - (1) モノクロカメラを使用したカラー化システムの開発、改善
 - (2) カラー化用照明の開発(図2)
 - (3) 画像処理ユニットの小型化、カメラコントローラへの収納(実施中)
4. γ線照射試験
 - (1) 撮像管を昨年度試作カメラに装填してモノクロ映像を取得(図3:セレン化カドミウム撮像管で取得した画像)
 - (2) 照明の耐放射線性改善
10 kGy/h、200hの連続照射、連続点灯後の正常動作を確認
 - (3) 10fpsのカラー映像を取得(図4:セレン化カドミウム撮像管で取得したカラー化画像)



図1. カメラヘッド



図2. カラー撮影用照明



照射開始直後 100 h経過時 200 h経過時
図3. 10 kGy/h、200 h 連続照射、連続動作状態の画像



サンプル画像 非照射



2.5 kGy/h 5 kGy/h 10 kGy/h
図4. 放射線下のカラー化画像

課題及び今後の方向性

- ・1Fの調査段階での試用
- ・その結果からの現場の要求にフィードバック
- ・現場適用のための改善
- ・フィールドテスト

**燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化～燃料デブリの切削・集塵システムの開発（遠隔制御レーザー切削・集塵）
（ONET Technologies CN）（2019年2月末時点における進捗状況）**

様々な条件（空中、水中、貫通、非貫通）における燃料デブリのための遠隔制御レーザー切削システム及び切削中に発生したダストとヒュームの局所回収システムまたはスプレーによる回収技術の高度化

実施内容及び成果

- (1) 切削集塵一体型ツールによる空中貫通切削
産業用切削ヘッドに集塵システムを組み込んで試験を実施し(fig 1)、次の成果を得た。現場適用性の観点からより小型化を図った設計で集塵効率の向上が得られた(エアロゾル回収の質量割合は最高99%)。
- (2) 切削集塵一体型プロトタイプによる空中非貫通切削
切削ヘッドのプロトタイプを製作し、ダスト回収システムと組み合わせて試験を実施し(fig 2)、次の成果を得た。設計のロバスト性向上に伴い、切削パフォーマンスに変化はないが、回収率が向上した(エアロゾル回収の質量割合は94～98%)。また、切削深さのモニタリング試験を実施し、インラインモニタリング(ファイバースコープを利用した切削状況の監視)の実現可能性を確認した。
- (3) 実用化プロトタイプによる水中切削
新たに、深い水中で(水深5m)、厚さ100mmの切削性能が得られた(fig 2)。ヘッドの最適化設計に続いて、実用化プロトタイプ(TRL7)を製作し試験を実施した(fig 3)。
- (4) 水中非貫通切削
新型ヘッド(fig 4)の性能試験を実施し、その結果、十分な切削性能を得るには、追加の機能/装置が必要であることが分かった。
- (5) 水中レーザー切削時のダストとヒュームの回収
水面から飛散したエアロゾルを回収するスプレー・スクラビング技術を開発し、単一スプレーで模擬エアロゾルによる最初の試験を実施し良い効率が得られた(fig 5)。複数スプレーによるペDESTAL環境でのシミュレーションでこの技術による総合的な効率を確認した。
- (6) 現場適用性の検討
ペDESTAL内での適用シナリオについて検討を実施した。

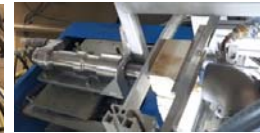
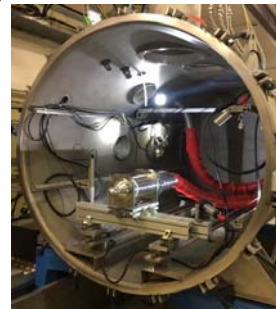


Fig 1 切削・回収試験



Fig 2 水深5mでの100mmジルコニアの切断

Fig 3 DELIA装置の新型水中切削ヘッド



Fig 4 水中非貫通切削試験

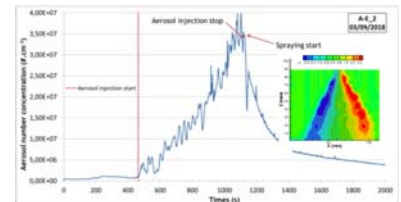


Fig 5 スプレー・スクラビングシミュレーションと試験結果

課題及び今後の方向性

- (1) 回収効率は、切削形状に依存し、パラメータに展開して検討を実施した。
- (2) 回収されるエアロゾルの移送とフィルタ捕集について調査し試験を実施した。モニタリングの継続中である。
- (3) 完全な実用化ツールとするため、アンビカル(ケーブル保護管)及びユーティリティユニットの開発を継続している。
- (4) 実現性の確認がまだ未了であるが、課題は特定できた。
- (5) レーザ切削時の局所的なスプレースクラビング効率に関する検討、複数スプレーの試験、切削技術と組み合わせた試験を実施した。

Advancement of Fundamental Technologies for Retrieval of Fuel Debris – Remote Controlled Laser Cutting and Dust Gathering (ONET Technologies CN) (Progress February 2017)

Advancement of a remote controlled laser cutting system for fuel debris in various configuration (in air, underwater, emerging, non emerging) and collection of dust and fumes produced during the cutting by local system or by sprays

Project Outline and Outcomes

- (1) Emerging cutting in air tool with embedded collection
The industrial cutting head has been equipped with a collection system and tested successfully (fig 1). Collection ratio has been improved (up to 99% mass fraction of aerosols collected) with a more compact design suitable for site deployment.
- (2) Non emerging cutting in air prototype with embedded collection
A cutting head prototype has been built and tested successfully, with embedded dust collection system. Cutting performance are unchanged but collection ratio has been improved (94 to 98% mass fraction of aerosols collected) with a more robust design. Monitoring of cutting depth has also been tested with the confirmation of in-line monitoring feasibility.
- (3) Underwater cutting head operational prototype
New cutting performance have been achieved under deep water (5m), with 100mm thickness cut (fig 2)
Following the latest optimized design of the head, the operational prototype (TRL7) has been built and is being tested (fig 3)
- (4) Non emerging cutting underwater assessment
Test of new head (fig 4) performance has been conducted with results showing additional features to be included before obtaining sufficient cutting performance
- (5) Collection of dust and fumes during laser cutting underwater
Development of spray scrubbing for aerosols collection above water with first trials on simulated aerosols showing good efficiency with mono-spray (fig 5). Simulation on pedestal environment with multi-sprays confirmed the global efficiency of such technology
- (6) Application to Fukushima site
Deployment scenario inside pedestal are being studied

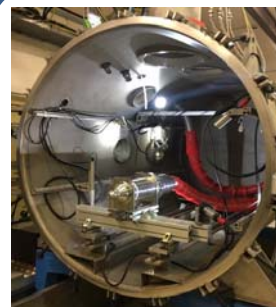


Fig 1 Test with collection



Fig 2 100mm cut on Zirconia under 5m of water

Fig 3 New underwater cutting head in DELIA



Fig 4 Non-emerging cutting test underwater

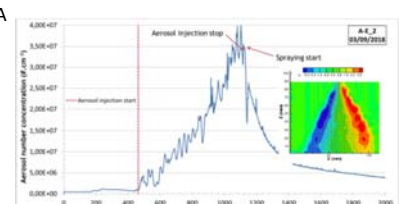


Fig 5 Spray scrubbing simulation and test result

Remaining issues/challenges and what to do in future

- (1) Collection efficiency is dependent of cutting configuration with deployment parameters to be studied
- (2) Transport and filtering of the collected aerosols is a challenge to be studied and tested, monitoring is to be continued
- (3) Umbilical and utility unit are still to be developed to get a complete operational tool
- (4) Feasibility is not yet confirmed, solutions have been identified
- (5) Study of local spray scrubbing efficiency during laser cutting, test with multi-sprays, tests with other cutting techniques

燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術の高度化（小型中性子検出器の開発）
 （2018年9月末における実績）

- 既存の中性子検出器について、検出性能を比較し、小型中性子検出器の候補としてCMOS型センサを選定した。
- 小型の中性子検出器を試作した。センサ配置検討、センサユニットの設計、検知ソフトウェアの制作、性能確認を実施した。
- 実機適用を想定した試験を実施し、水中環境、気中環境において、CMOS型の小型中性子センサが適用可脳であることを確認した。

実施内容及び成果

1. 福島第一原発における燃料デブリ取り出し等適用可能な中性子検出技術の特定及びその実現可能性調査（フェーズ1）

CMOS型中性子検出器について要素試験を実施し、①中性子単一場における中性子束検出性、②ガンマ線の単一場におけるガンマ線検出性、③ガンマ線と中性子線の複合照射環境下での検出性を確認。また、複合場において中性子起因のアルファ線によるクラスタパターンを識別できることを確認した（図1）。

2. 中性子検出装置の開発（フェーズ2）

- フェーズ1の検討結果を用い、小型の中性子検出器を試作。センサ配置検討、センサユニットの設計、検知ソフトウェアの制作、性能確認を実施。センサユニットは、センサを3枚重ね、感度を確保するとともに、放熱性を考慮して設計（図2）。リアルタイムで中性子カウントを表示できる構成。
- 評価試験の結果、以下の性能を確認（図3）。①中性子検出感度：0.1n/(cm²・s)の中性子束に対し、1時間当たり平均2.3個の中性子を検出可。②中性子束0.1n/(cm²・s)～1,000n/(cm²・s)以下の中性子束を計測可。③耐放射線性：累積線量1000Gyまで中性子を弁別可。④耐熱性として、温度40℃の環境下で、常温と同一性能で検出可。⑤水中動作可。
- 実機適用を想定した試験を実施。①水中環境では、使用エリア近傍(200～300mm以内)の周囲に中性子源がある場合には、中性子吸収材等を用いた遮蔽構造が必要。②気中環境では、中性子が熱化されないで、CMOSセンサの周囲に中性子減速材を設けることで熱化の促進が必要。

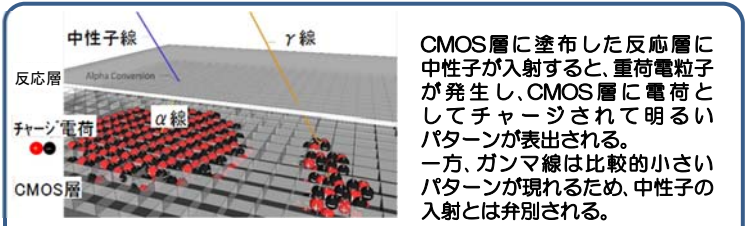


図1 CMOS型中性子検出器の原理

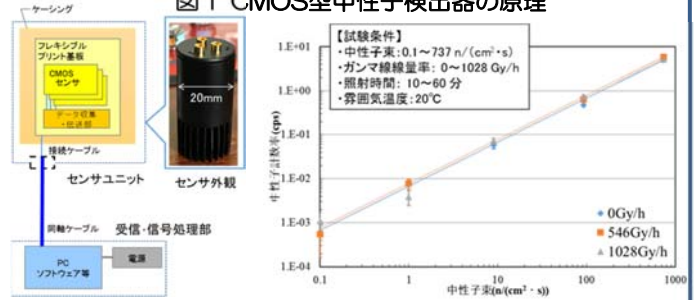


図2 CMOS型中性子検出システム

図3 中性子束検出性能

課題及び今後の方向性

本プロジェクトにおいて開発した小型中性子検出器は、仕様を概ね満足するものであったが、適用先に合わせた仕様検討を実施する必要がある。

- 1) 計測システム (SINAKS) を用いたコロナカウンター及び計測システム (KIN-IKD) を用いた核分裂電離箱の詳細設計・開発を行った。二次元動的閾値手法のソフトウェアへの導入を含めたデジタル信号処理 (DSP) のアルゴリズムを合理化した。
- 2) 計測システム (SINAKS) の工業生産開始。SINAKSは即時利用可能な工業用製品として開発された。
- 3) 計測システムの性能として、中性子・ガンマ線弁別性、外部環境パラメータ (振動、湿度、電磁干渉、温度) に対する耐久性を確認した。

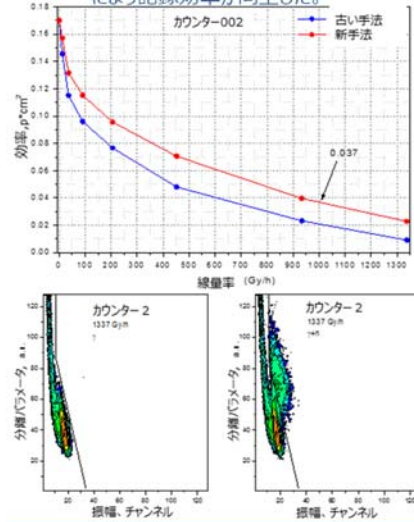
事業概要、得られた成果

事業仕様及び成果

項目	事業仕様	成果
1.1 感度	0.1 n/(cm ² ・s)	0.17 n/(cm²・s)
1.2 中性子・ガンマ線 (n/γ) 弁別性	1000 Gy/h	1337 Gy/h
1.3 計測された中性子束の範囲	0.1 n/(cm ² ・s) - 1000 n/(cm ² ・s)	0.1 n/(cm²・s) - 1000 n/(cm²・s)
2.1 耐放射線性	1000 Gy	640 000 Gy
2.2 耐熱性	40 °C	40 °C
2.3 その他 (耐水性)	水面下で操作	検証済み
3.1 寸法	円筒形：直径 20mm x 40mm	円筒形：直径 20mm x 40mm



デジタル信号処理 (DSP) 及び二次元動的閾値 (新たな手法) の適用により記録効率が向上した。



自動モードで中性子検出器の自己診断機能及びγ線線量率測定アルゴリズムを備えたSINAKSソフトウェア

課題及び今後の方向性

- SINAKS及びKIN-IKDの集積回路化。
- コロナカウンターへの適用オプション：臨界管理システムやアルファ汚染評価への適用

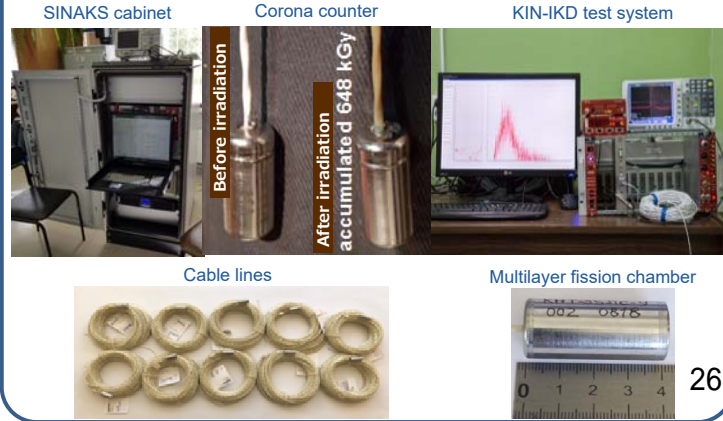
Project of Development of Fundamental Technologies for Retrieval of Fuel Debris and Internal Structures/Development of Small Neutron Detector (RosRAO, FSUE) (Progress by End of 9/2018)

1. Detailed design and development of a corona counter using the measurement system SINAKS and fission chamber using the measurement system KIN-IKD. Digital signal processing (DSP) algorithms optimized including implementation of two-dimensional dynamic threshold method to the software.
2. Measurement system (SINAKS) launched to the industrial manufacturing. SINAKS developed to a ready-to-use industrial product;
3. Performance of the measurement system: neutron-gamma discrimination, tolerance to the external environmental parameters (vibration, humidity, electromagnetic interference & temperature).verified.

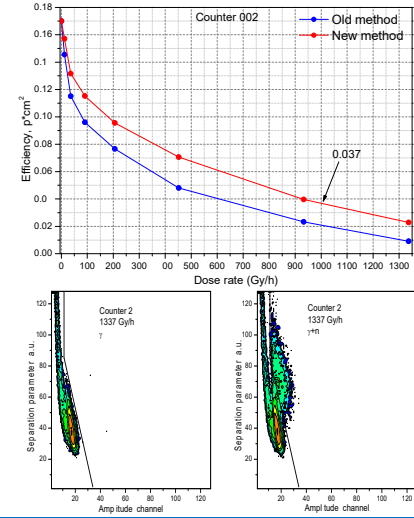
Project Outline and Outcomes

Project specification and outcomes

Term	Project specification	Outcomes
1.1 Sensitivity	0,1 n/(cm ² ・s)	0,17 n/(cm²・s)
1.2 Neutron-Gamma Discrimination	1000 Gy/h	1337 Gy/h
1.3 Range of measured neutron flux	0,1 n/(cm ² ・s) - 1000 n/(cm ² ・s)	0,1 n/(cm²・s) - 1000 n/(cm²・s)
2.1 Radiation resistance	1 000 Gy	640 000 Gy
2.2 Heat resistance	40 °C	40 °C
2.3 Others (water)	Submerged operation	Verified
3.1 Dimension	cylinder of 20mm diam. x 40mm	cylinder of 20mm diam. x 40mm*



Digital signal processing (DSP) and implementation of two-dimensional dynamic threshold (new method) ensured the improvement of the registration efficiency



Software of SINAKS provides detector's health check and gamma dose rate measurement algorithm in automated mode

Remaining issues/challenges and what to do in future

- Integration of SINAKS and KIN-IKD;
- Optional applications for corona counters: implementation in criticality control systems, alpha contamination evaluation.

燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術開発 (2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出しに伴う臨界管理や取り出し設備の設計等に資するため、サンプリング調査のシナリオの更新、アクセス装置を含む燃料デブリサンプルの回収に必要な技術を開発中。原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査用アーム型アクセス装置等の開発成果を取り込みながら、サンプルの遠隔輸送、中性子束監視等の燃料デブリ取り出しへ応用が期待される技術についても要素試験などにより開発仕様を具体化した。

実施内容及び成果

1. 燃料デブリの採取、サンプリングシナリオの検討及び策定

- 以下の観点でサンプリングシナリオを検討・更新した。
- ①分析ニーズと分析施設側の対応能力のバランスに配慮して段階的なサンプリングステップに見直した。
 - ②原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査時に特別な設備無しで実現可能な少量デブリサンプリングの方法(図1)を策定した。
 - ③PCV内部の干渉物によって溶け落ちた燃料デブリへのアクセスが困難な場合の対応を抽出した。

2. PCV内燃料デブリサンプリングシステム及び装置の設計・試作

(1) 燃料デブリサンプリングシステムの基本設計

燃料デブリ取り出しへの応用も期待される燃料デブリサンプルの遠隔輸送システム(図2)や、燃料デブリ切削時の臨界安全のための中性子モニタの構造・仕様を策定した。

(2) 燃料デブリ付近へのアクセス装置の設計・試作

PCV内部詳細調査用アーム型アクセス装置を燃料デブリサンプル回収に適用できるように輸送、閉じ込め、干渉物回避性などの性能強化策を策定した(図3)。

(3) 燃料デブリサンプル回収装置の設計・試作

サンプル分析施設や、アーム型アクセス装置とのインターフェースに配慮し、要素試験に基づいた装置仕様を具体化した。

3. 原子炉圧力容器(RPV)内燃料デブリサンプリングシステムの概念検討

RPV上部や側面からアクセスするシステム概念を検討・更新した。

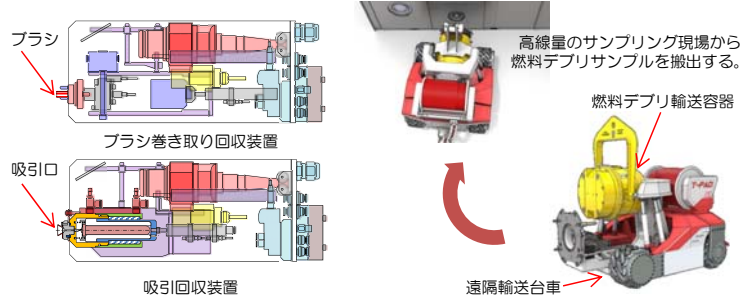


図1 燃料デブリの少量サンプル回収装置概念

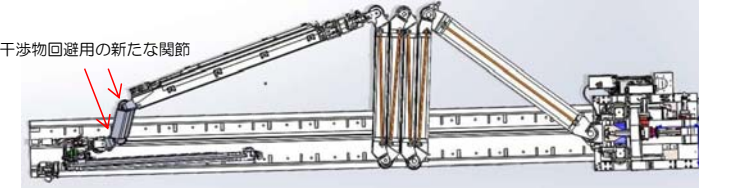


図2 燃料デブリ遠隔輸送システム

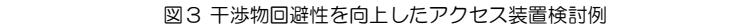


図3 干渉物回避性を向上したアクセス装置検討例

課題及び今後の方向性

- 燃料デブリ取り出しでも必須となる技術を見極め、検証項目、目指すべき設計仕様と開発工程をまとめた。次年度以降は、早期の燃料デブリサンプリングを目指すべく装置の開発を進める。
- 並行する「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」と連携し、燃料デブリの少量サンプリング実現を目指す。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発(開発/実規模試験) (2019年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出し時に必要となる水循環システム構築のため、現場に適用できる原子炉格納容器(PCV)内へのアクセス・接続に関する技術仕様を整理し、開発項目を明らかにした。

実施内容及び成果

下記項目について実施した。

1. 水循環システムの高度化のための技術仕様の整理、作業計画の検討、および開発計画の立案

①ドライウエル(D/W)を用いた水循環システム・技術の検討

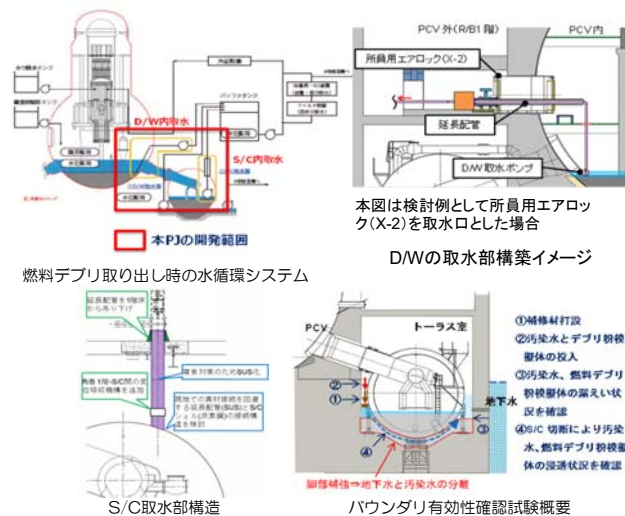
- D/Wおよびサブプレッションチェンバ(S/C)取水のためのアクセスルート構築技術の検討にあたり、PCV内外の現場状況(原子炉建屋1階の環境線量率等)を号機ごとに整理し、現場環境を考慮したD/W取水口候補ベネを選定した。
- PCV外→内へのアクセスルート構築技術について検討した。その結果、PCV内における取水点(ポンプピット等)までのルート構築上の課題として、1)遠隔操作でのポンプ(配管)の地下階への吊り降ろし方法、2)配管(ホース)の遠隔接続・交換方法等が明らかとなった。

②S/Cを用いた水循環システム・技術の検討

- ①の共通検討結果を踏まえS/C取水部構造設計仕様を整理し、号機ごとに現場環境を考慮したS/C取水部構造候補位置を選定した。
- S/C取水部の機能要求を策定し、これを満足するS/C取水部の構造および維持計画案を策定した。
- S/C取水部の構築作業・維持については、延長配管の接続方法が主な開発課題であることを明らかにした。

2. PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証

- 1号機D/Wからトラス室S/C内周側に流出している冷却水対策の一環として、JAEA 構築遠隔技術開発センターの実規模試験体を活用したトラス室内での水循環システムバウンダリの有効性確認の試験計画を策定した。



課題及び今後の方向性

- D/W内取水部構築に必要な遠隔操作でのポンプ(配管)の吊り降ろしや配管の接続方法、メンテナンス時の交換方法、およびS/C取水部構築に必要な延長配管の接続方法などを要素試験で検証するとともに、実規模スケールでの遠隔操作によるS/C取水部構築の施工性確認、水循環システムバウンダリの有効性確認試験を行う。



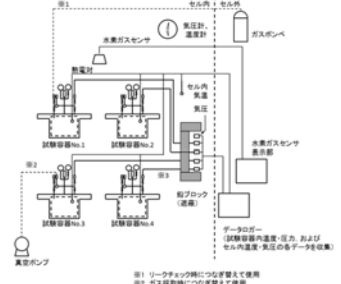
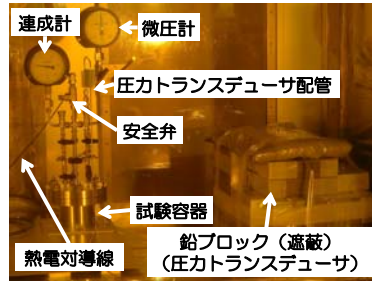
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 (2019年2月末時点における進捗状況)

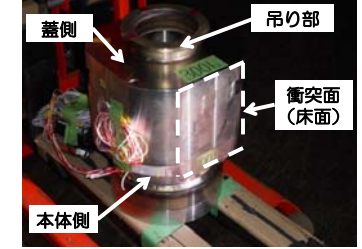
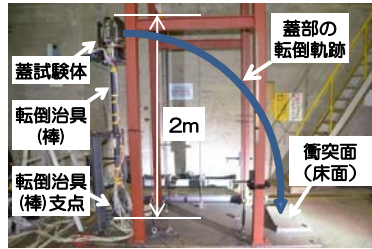
海外技術者との情報交換、燃料デブリ取り出し・収納・移送・保管プロセスフロー案および要求処理物量等の更新、シナリオ改訂および安全機能要求の観点から収納缶基本仕様の検証を行い、燃料デブリ収納缶仕様は有効であることが確認できた。

実施内容及び成果

- 輸送・貯蔵に係る調査及び研究計画立案**
福島第一燃料デブリ収納缶設計における安全評価や安全性検証の検討に関して、廃炉の実績や知見を有する海外技術と情報交換を行い、収納缶基本仕様の妥当性を検証した。
- 燃料デブリ収納缶の移送・保管に係る安全要件・仕様及び保管システムの検討**
燃料デブリ取り出し・収納・移送・保管（乾燥処理含む）の一連のプロセスフロー案およびスループット（要求処理物量、収納缶本数、保管面積含む）を更新するとともに、燃料デブリ取り出しプロジェクトおよび廃棄物処理・処分プロジェクト間の要求事項を明確化しシナリオを改訂した。また、収納缶と建屋設備の安全機能分担に基づく安全上の機能分担を見直し精緻化した。さらに、水素ガス発生量低減の観点から乾燥設備設計の仕様と課題を提示した。
- 安全評価手法の開発及び安全性検証**
燃料デブリ収納缶の安全性を検証するための各種検討、試験を実施した。例えば、使用済燃料を用いた水素発生量測定試験(図1参照)、収納缶の取扱いフローおよび安全要件を考慮した収納缶蓋構造の成立性確認試験(図2参照)および水素再結合触媒の有効性評価に基づく水素ガス対策の検討等を実施し、安全評価手法確立に必要な知見を拡充した。
- 燃料デブリの収納形式の検討**
燃料デブリ収納缶の基本仕様について、上記2,3に示す安全要件検討および安全性検証結果を踏まえ、塊状、粒状、粉状を呈する燃料デブリ性状・形状に対応した収納形式を検討した。その結果、現時点で収納缶仕様はスループットや燃料デブリ性状・形状に適用可能であることがわかった。



(1) 試験装置外観 (2) 試験装置構成
図1 使用済燃料を用いた水素発生量測定試験の状況



(1) 試験装置外観 (2) 試験後の蓋試験体の状況例
図2 蓋構造の成立性確認試験の状況(収納缶の転倒、収納缶内径220mm)

課題及び今後の方向性

収納缶構造検証試験の立案および検証試験の実施/評価による収納技術の開発、移送時の水素計測方法や水素対策の検討による移送条件の明確化、乾燥処理技術および保管前処理評価技術の検討による乾燥技術/システムの開発を行う。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 1/6 (2019年2月末時点における進捗状況)

2021年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮しつつ、固体廃棄物の性状把握を効率的に行うとともに、それらを踏まえた処理技術、処分概念及び安全評価手法の提示に向けた調査・検討などを実施した。また、先行的処理技術の選定に向けた適用可能性のある処理技術や含有物質による処分への影響評価手法を検討するとともに、α汚染測定・評価及び合理的な分析技術・手法の検討などを実施した。

実施内容及び成果

- 性状把握**
 - 分析・試料採取**
 - 廃棄物の保管や処理・処分研究開発に活用するため、瓦礫類、汚染水、及び水処理二次廃棄物等の分析を引き続き実施しており、これまでに蓄積した分析データは、廃炉の促進に資する様、インターネットで閲覧できるデータ集を作成して公開した。また、瓦礫類試料の局所的な汚染分布を調べ、汚染が不均一であることを明らかにした(図1)。
 - 廃棄物の放射線量推定に関して、放射性核種による汚染の頻度分布が対数正規分布であることを見出したことを利用し、分析データの増加を考慮した推定方法を検討した(図2)。また、改良した評価手法を用いて廃棄物の放射能インベントリを試算するとともに、計算ツールを整備した。
 - セシウム吸着塔からのゼオライト採取に関し、採取要素試験を完了し、サンプリングヘッド等の詳細設計を実施した(図3)。
 - 簡易・迅速な分析方法の検討**
 - 既存の放射化学分析を中心とした分析プロセスに対して、最新動向を踏まえ、ICP-MSを広範な核種に適用した分析プロセス(図4)を、標準試料を用いない校正方法と合わせて検討・提案した。
 - 分析作業の合理化に向け、測定までの7段階の操作プロセス(溶解、分取/分配、試薬添加、ろ過、加熱/蒸発乾燥、定容、イオン交換/固相抽出)についての自動化技術を開発し、熟練作業者と同等の精度(回収率、等)を有することを確認した。

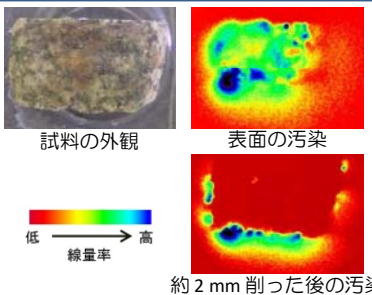


図1 瓦礫の局所的に不均一な汚染の様子(イメージングプレート測定による)

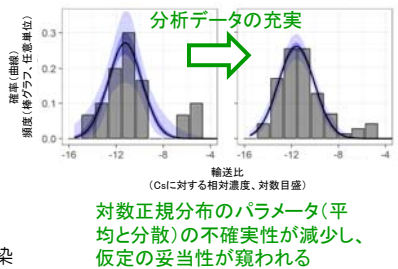


図2 分析データの増加に伴う分布パラメータの不確実性減少の例



図3 セシウム吸着塔から使用済吸着材を採取するための採取試験装置とサンプリングヘッド



図4 ICP-MSを導入した分析プロセス



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 2/6 (2019年2月末時点における進捗状況)

2. 処分前管理

(1) 固体廃棄物処理に係る要素技術の工学規模での適用性評価

- 国内外で採用実績のある4つの処理技術（高温：ガラス固化/熔融、低温：セメント固化/AAM<Alkali Activated Materials>固化）の各要素技術を対象に、成熟度、構成/処理プロセス、運転性、合理性、廃棄物特性（物理・化学・放射線）の影響などに係る情報を多角的に収集し、適用可能性のある処理技術の選定指標（評価軸）の洗出しを行うとともに、要素技術別に各評価軸の定性/定量的情報を整理した（表1）。また、整理した情報に基づき、今後追加調査/試験による情報取得が必要な項目を明確化した。
- 低温処理技術を中心に評価に不足していると推定されるデータ取得として、配合比と凝結時間/流動性の関係、強度、溶解性、水素発生挙動等に関するデータ取得を行い、前項の整理表に反映するとともに、AAMについては、セメントに対して早期に強度が発現（図5）すること、配合により凝結時間が異なる（図6）こと、また、セメントに比べ溶解安定性に優れる可能性があること等の特性を把握した。

(2) インドラム式ガラス固化処理技術の適用性評価

- 水処理二次廃棄物の処分前管理に必要な安定化技術の一つとして、インドラム式ガラス固化処理技術に着目し、汚染水処理に用いたゼオライトと他の水処理二次廃棄物の模擬廃棄物を共に熔融した固化体を作製した（図7）。ガラス組成の検討とるつぼ熔融試験を実施して、その結果に基づき工学規模試験を実施し、固化体性状やオフガス系への核種移行及び固化体の化学的耐久性について評価した。

表1 主な評価軸と整理情報
(例：超高周波熔融固化)

技術実績	国内で小型装置(30L/100L)の実証試験
プロセス性能	<ul style="list-style-type: none"> ・プロセス数: 14 ・処理温度: 1450℃ ・処理容量: 0.46バッチ/d ・心排率: 5% 10~70%
運転性	<ul style="list-style-type: none"> ・高放射: 廃棄物組成(Cs濃度、不純物、廃棄物含水率、溶湯温度) ・主材: ハルノー ・プロセス: フロビスタク
経済性	<ul style="list-style-type: none"> ・主要設備: 乾燥設備、高周波電源、水冷却コイル、オフガス系、パワージェン、フィルタと残渣にスクラップ排水 ・固化体性状: 2000L/d ・固化体性状: 10%kg/m³/d ・G値: 水素発生無し

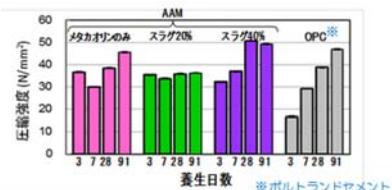


図5 圧縮強度と経過時間の関係

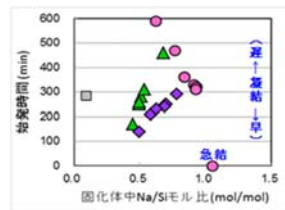
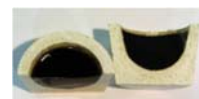


図6 配合と凝結時間の関係

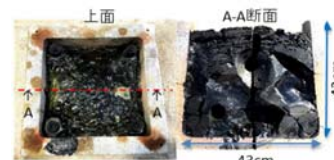


試験装置の外観

図7 インドラム式ガラス固化処理技術の試験装置及び固化体



固化体(るつぼ試験)



固化体(工学規模試験)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 3/6(IHI) (2019年2月末時点での進捗状況)

汚染水処理等から発生する固体廃棄物を安定化、低減化し、安全かつ合理的に保管管理できる廃棄体とするための見通しを得るため、ワールドクラス誘導加熱炉 (CCIM) を用いたガラス固化技術の本固体廃棄物への適用性を検討した。本検討では、実用規模のCCIM試験装置等を用いて実用規模の処理に適用できる見通しを得るとともに、供給系及び廃ガス処理系のプロセスの成立性も併せて検討した。

実施内容及び成果

① ガラス組成開発

- 炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸塩、フェロシアン化物スラッジについて、廃棄物に応じたガラス組成を設定し、ガラス化状態が良好であることを確認した。
- 上記フェロシアン化物スラッジを除く、**4種類のガラス組成について、電気伝導度が基準値を満足**することを確認した。(フェロシアン化物スラッジは現在確認中。)

② 廃棄物組成の変動等の影響確認

- 実廃棄物の分析結果を基に、炭酸塩スラリー及び鉄共沈スラリーの廃棄物組成の変動範囲を設定し、**炭酸塩スラリーについて、設定した範囲内で廃棄物組成が変動した場合もガラス化状態が良好**であることを確認した。
- ゼオライトは、Csの揮発抑制を考慮し、**溶融温度を1200℃から約1025℃に低下した条件でガラス化できる組成**を選定した。

③ 実用規模でのCCIM運転性確認とシステム設計に必要なデータ取得

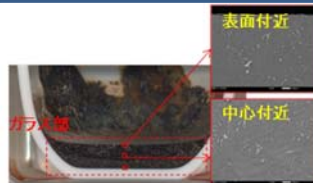
- CCIMの適用性確認のため、実用規模の試験装置（炉内に約200~300kgを保有）を用いたCCIM実用規模試験を行い、**廃棄物供給速度40~80ℓ/hで、仮焼層及びバブリングホールを維持し、運転を継続できることを実用規模で確認**した。

④ 廃ガス処理設備及び供給系の設計と検証

- 汚染水処理から発生した固体廃棄物に適した廃ガス処理設備及び供給系の概念検討として、**供給系及び廃ガス処理設備の基本プロセスを設定**した。
- 廃棄物毎の放射能濃度を設定し、**廃ガス処理設備における放射能濃度についてのマテリアルバランスを算出**した。

⑤ 日本の規制への適合性検討

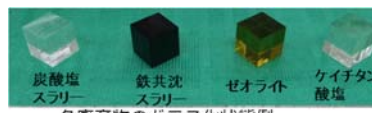
- CCIMシステムを日本に導入にあたって、日本の安全評価、許認可対応等の観点での導入時の課題を整理するため、**国内の関連法規等をリストアップし、条文等内容確認、絞り込みを実施するとともに、課題検討を実施**した。



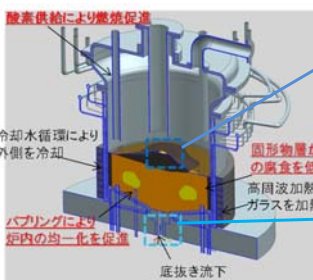
ガラス化試験：鉄共沈スラリー (廃棄物充填率 約35wt%)



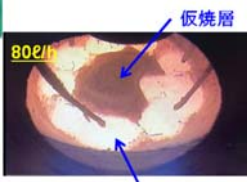
ガラス化試験：ゼオライト (廃棄物充填率 約62wt%)



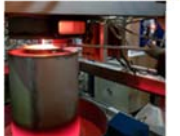
各廃棄物のガラス化状態例



ワールドクラス誘導加熱炉 (CCIM) 概要



バブリングホール



実用規模試験状況 (炭酸塩スラリー)

課題及び今後の方向性

廃棄物に応じたCCIMの運転条件の最適化に向けて、実用規模試験における運転条件の調整を行う。廃棄物組成変動への影響を考慮して、廃棄物充填率や溶融温度の最適化を行う。また、廃棄物の組合せによる減容化を検討する。

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 4/6 (ANADEC) (2019年2月末時点での進捗状況)

In-Canガラス固化技術の福島第一原子力発電所の廃棄物への適用性を評価・実証するため、シナリオ検討、ベンチスケール試験およびパイロットスケール試験を実施した。試験の結果と福島第一原子力発電所の条件に基づき、In-Canガラス固化技術の福島第一原子力発電所への適用性評価を実施している。

実施内容および成果

STEP-1:シナリオ検討

- 福島第一原子力発電所の廃棄物データを収集し、基礎データベースを作成した。
- シナリオを最適化するためのラボスケール試験(約100g程度)を実施した。
- ベンチスケール試験を実施する4シナリオ(シナリオA~D)をまず選定し、その後シナリオA~Dの中からパイロットスケール試験を実施する基準シナリオを選定した。
 - シナリオA: 全ての固体の廃棄物とスラッジ(含水率50%)の混合物
 - シナリオB: 全ての固体の廃棄物と乾燥スラッジの混合物(基準シナリオ)
 - シナリオC: Csを豊富に含む廃棄物
 - シナリオD: Csをほとんど含まず、Srを豊富に含む廃棄物

*本プロジェクトでは、シナリオとは「数種類の廃棄物のある比率で組み合わせ、ある条件で処理をすること」を示す。

STEP-2: ベンチスケール試験

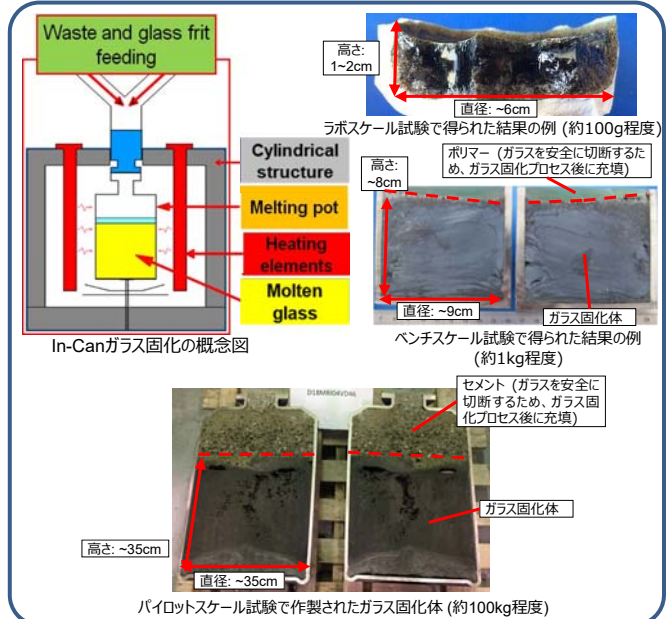
- シナリオの実現可能性の検証と運転パラメータ決定のため、各シナリオについてベンチスケール試験(約1kg程度)を実施した。
- 全てのシナリオで高密度で均質な物質が得られることを確認した。
- シナリオA,B,Cについてガラス固化体のサンプルを採取し、分析した。
- シナリオDについても他のシナリオと同様、ガラス固化体サンプルを分析中である。

STEP-3: パイロットスケール試験

- 適用性評価に必要な各種データを取得しプロセス中での各機能/性能を確認するため、基準シナリオ(シナリオB)についてパイロットスケール試験(約100kg程度)を実施した。
- 高密度で均質な物質が得られることを確認した。
- ガラス固化体サンプルは現在分析中である。

STEP-4: 適用性評価

- 全廃棄物を一括で処理する案と、廃棄物を分けて処理する案を比較・検討し、本技術の実際の適用について検討した。
- 各処理案についてガラスキャニスタの発生数の検討、各キャニスタに含まれる放射線量の検討、プロセスフローの検討、必要なプロセスライン数と設備数の評価のための処理能力にかかる分析を実施した。



今後の研究内容(2019年3月末まで)

- ベンチスケール試験とパイロットスケール試験結果の分析
- 2018年度の研究成果に基づき、処理案について検討し記述
- STEP-4にて、以下の項目についての評価
 - 選択しなかった廃棄物の処理方法
 - キャニスタの材料
 - 運転およびメンテナンス原則の検討
 - 最終処分に対するガイダンス

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 5/6 (2019年2月末時点における進捗状況)

2. 処分前管理

(1) 水素発生への対策

- 水素ガスの管理に関する考え方、水素ガス発生評価手法、容器の仕様、水素ガス発生への対応等について、日本と海外の相違点とその理由を調査し、水素ガス発生評価手法及びベント等の要件に係る知見をまとめた。また、スラリー状廃棄物及び炉内構造物(金属廃棄物)について保管、処理、処分のそれぞれについて水素発生対策を検討し、水素ガス発生の評価手法と対策における課題を整理した。

(2) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

(a) 表面 α 汚染

- 実機適用時の現場環境を想定し、環境温度、線量率等の測定に影響するパラメータを整理した。また、表面 α 汚染測定の際に基づき、測定装置(アルファカメラ)に必要な仕様を設定した。
- 測定パラメータおよび仕様をもとに、レンズの大型化、距離測定機能、温度調整機構等を追加した試作機(図8)の製作と要素試験を実施し、現地適用に向けた課題を整理した

(b) 浸透 α 汚染

- 現場適用範囲の検討や測定ニーズを調査し、想定される環境条件で使用することを目的とした技術調査を実施。 α 核種に随伴すると考えられるCs-137等の γ 核種の浸透深さを測定する手法(図9)の性能を評価した。

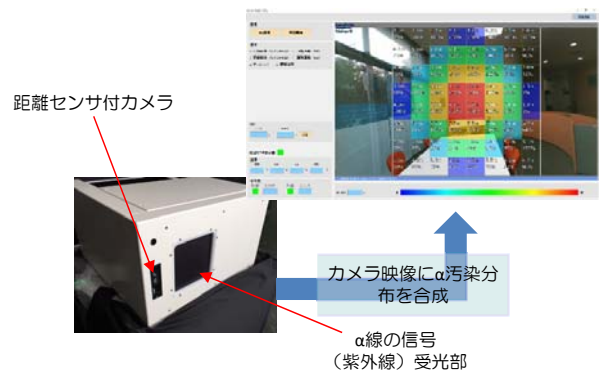


図8 表面 α 汚染測定装置(アルファカメラ)

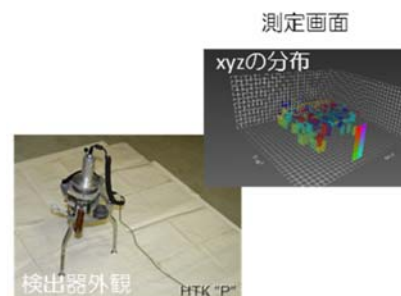


図9 浸透 α 汚染測定技術調査結果の例: 検出器外観と測定結果のイメージ

3. 固体廃棄物の特徴に適した処分概念及び安全評価手法の検討

(1) 処分概念及び安全評価手法の検討

・海外処分場で着目すべき事例リストを作成し、1F固体廃棄物への適用性・課題を整理した。また、廃棄物の特徴を考慮した処分概念を検討するための手法を整備した(図10)。この手法により複数の処分概念のケーススタディを行い、廃棄物の特徴に応じた廃棄物処理・処分方針の検討が可能となることを確認した。

(2) 固体廃棄物処分の安全評価に影響を及ぼす仕様項目の抽出

・核種収着挙動、物量等により、影響がある可能性が高い若しくは確認が必要な影響物質として6物質(表2)を抽出するとともに、影響物質の評価に係る収着データ等の調査・取得と評価手法を整理した。

(3) 固体廃棄物に含まれる処分への影響物質等に関する解析評価手法の検討

・(2)で抽出した物質と核種の相互作用情報が少ない組合せを対象に収着データを取得するとともに、データ点数に応じて核種収着挙動への影響度を定量的に評価する手法を構築した。また、暫定的な収着低減係数(図11)を導出するとともに課題を整理した。

4. 研究開発成果の統合

・廃棄物ストリームに関して、既往研究で得られた最新の成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合して行く手法の構築に着手し、試行を通じて運用上の課題を整理した。

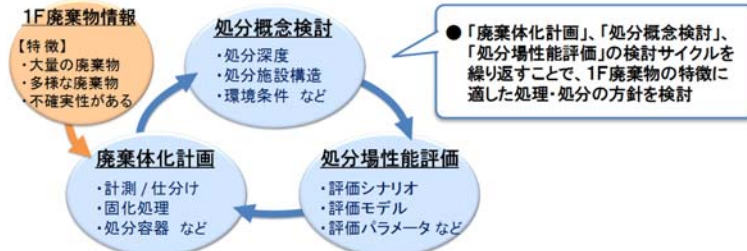


図10 廃棄物の特徴を考慮した処分概念検討プロセス

表2 抽出した6物質

抽出した物質
有機物
海水成分
ホウ酸
フェロシアン化物
硫酸塩
炭酸塩

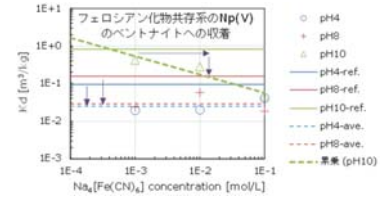


図11 人工バリアへの収着低減係数評価例

課題及び今後の方向性

廃棄物の保管や処理・処分研究開発に活用するため、分析の実施とともに、試料の採取、分析の効率化、インベントリ推定方法の改良の検討を継続する。また、処理技術の適用性評価及び有害物質による影響評価で抽出された不足する情報、データ等について追加調査・試験を実施するとともに評価手法の妥当性検証が必要。また、汚染評価技術及び分析方法の検討で構築・提案した方法について、現場導入に向けた技術的、管理的検証が必要であり、廃棄体をより具体的に想定し、複数の処分方法を検討する。