2022 年度廃炉研究開発計画について

１．基本的な考え方

福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水・処理水対策については、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、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（2019 年 12 月改訂)」（以下「中長期ロードマップ」という）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。

技術的難度が高く、国が支援する研究開発の対象については、中長期ロードマップ、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「ＮＤＦ」という。）の「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」（以下「技術戦略プラン」という。)、東京電力ＨＤによる廃炉作業やエンジニアリング、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（以下、「英知事業」という。)」を含む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ＮＤＦ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原子炉格納容器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。

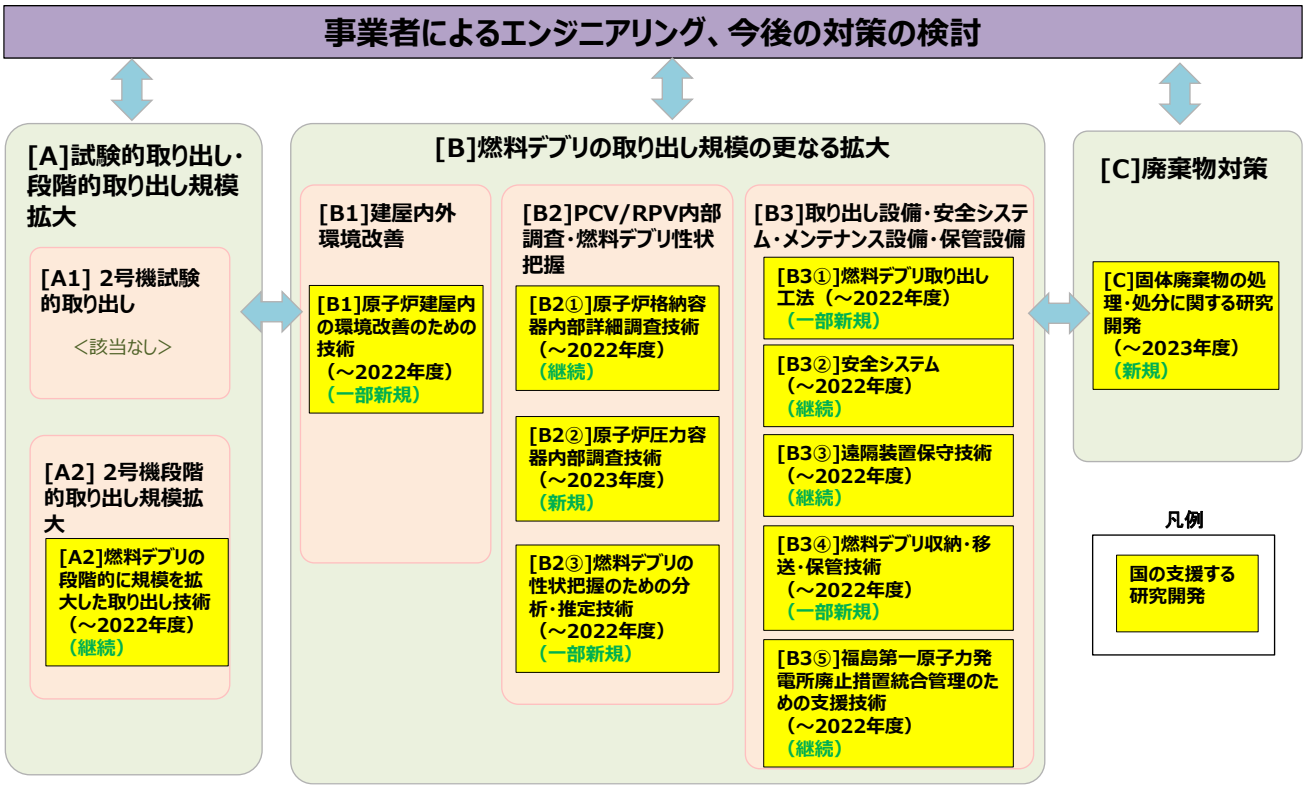


図１　研究開発の全体像

※これまでの計画については、「2021 年度廃炉研究開発計画」（廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 86 回　資料 4））を参照。

A2： 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発

目的

取り出しによる燃料デブリのリスク低減及び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、燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術を開発する。

実施内容

○ 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画を策定、更新する。また、取り出しのための燃料デブリのアクセス装置等の開発を行い、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するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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. 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発

（1） 取り出し技術の開発計画の更新

内部調査等で得られた情報を踏まえて、2021年度までに策定した燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術（取り出し用の装置、システム等）の開発計画を必要に応じて更新する。

（2）取り出しのための装置、システムの開発

① 取り出し用アクセス装置（アーム、エンクロージャ等）

取り出し用アクセス装置は、アーム先端の燃料デブリへの押付け力の確保、供用期間を考慮したアームの耐久性、メンテナンス性の向上、燃料デブリ取り出し時の閉じ込め性能向上等をはかる必要がある。2021年度までに試作、検証した要素技術（取り出し装置を保持・動作するアーム先端部、ダブルドアシステム等）を含む取り出し用アクセス装置を製作し、工場内検証試験で機能を確認する。なお製作においては、先行している試験的取り出し・内部調査用アクセス装置での知見を適宜反映して、必要に応じて、設計変更、改良を行う。

さらに、エンクロージャには作業用マニピュレータの保守・交換を可能とする機構を含める。

② 組合せ試験

取り出し用アクセス装置の内、アームは各種の取り出し装置、システム（注1）と、エンクロージャはX6ペネ接続構造（注1）、燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車（注2）と合わせた組合せ試験を行い現場適用性を確認する。

なおアームとエンクロージャを組合せた試験、実機を模擬したモックアップ試験は2023年度以降に行う予定。

（注1）取り出し用アクセスルート構築装置（X-6ペネ接続構造等）、燃料デブリ切削・回収装置、中性子モニタシステム（2021年9月までに製作、工場内検証を実施）

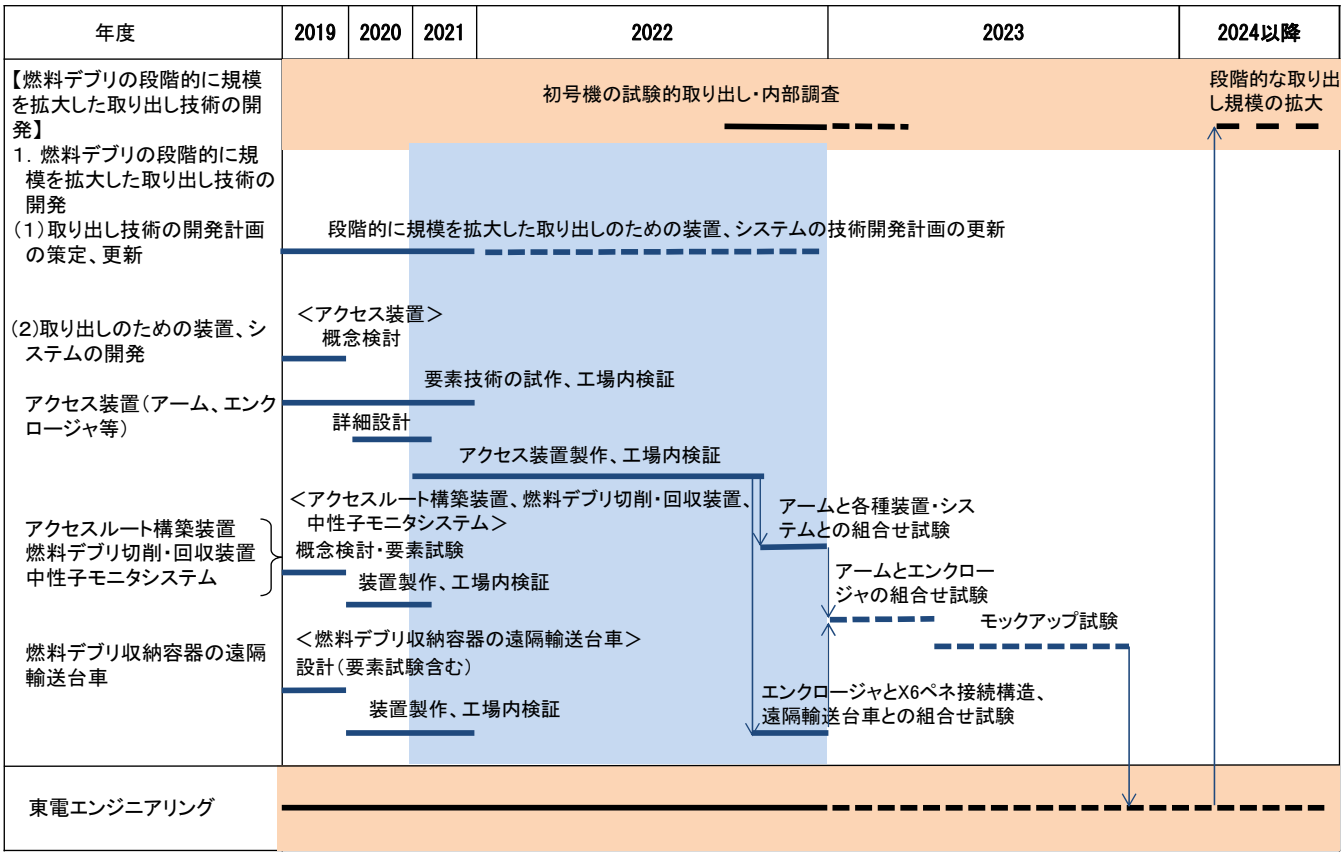
（注2）2021年度までに製作、工場内検証を実施

※取り出し用アクセス装置のメンテナンス建屋、燃料デブリの構内輸送容器、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。

目標達成を判断する主な指標の設定(2022年度)

- 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画の更新（2022年度）
- 取り出し用アクセス装置の製作、工場内検証試験による機能の確認(2022年度)
- アームと取り出しのための装置、システムとの組合せ試験、エンクロージャとX6ペネ接続構造、燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車との組合せ試験による現場適用性の確認（2022年度）

（目標工程）A2：燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発



B1: 原子炉建屋内の環境改善のための技術開発

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けて、事故による損傷状態が不明な場所が残り、未だに線量率が高い原子炉建屋内における作業が安全、効率的に行えるために必要となる環境改善に関わる技術開発を実施する。

実施内容

○ 燃料デブリの取り出しに先立って、事故による損傷状態が不明な場所が残り、未だに線量率が高い原子炉建屋内でのアクセスルート構築準備作業を安全、効率的に行なうための環境改善が必要である。環境改善の重要な技術要素としては、作業環境と線量・線源分布の把握、環境変化に対応した被ばく低減計画の策定が必要である。これらに関連する技術・装置について、燃料デブリ取り出し期間に随時必要となる環境改善作業も考慮し、現場適用を可能とするための、調査、検討、要素試験による開発を行う。

○ 燃料デブリ取り出し等の廃炉作業が長期にわたることを踏まえると、躯体・機器設備の維持に重要な技術要素としては、経年変化状況を把握あるいは評価し、環境や対象物に応じた経年変化抑制を実現できる技術、装置が必要である。特に、大型機器であるサプレッションチェンバを支える脚部は耐震性の観点で重要であり、水中、高線量の過酷環境を踏まえて、現場適用が可能な電気防食による腐食抑制技術の開発を行う。

○ 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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. 原子炉建屋内の環境改善のための技術開発
・被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発

燃料デブリ取り出しのアクセスルート構築準備等の原子炉建屋内での作業を行うためには、可能な限り作業員の被ばく低減を図り、安全かつ効率的な作業計画を策定することが必要である。そのためには、原子炉建屋内の構造物、機器の損傷の状況、放射線量等の環境を適切に把握することが必要である。特に、高線量の放射線源を特定し、線源となる機器等の撤去、遮へい体の設置による線量変化等への対処を適切に計画することが重要である。

原子炉建屋内の環境データ(構造物の状態、放射線量等)を調査により精密に収集し、これらデータを用いた放射線源の推定を行い、デジタル技術によってサイバー空間上に可視化することで環境変化に対応した作業計画の策定に利用できるようにする。さらに、作業員、解体機器、遠隔装置等の現場での作業性の確認をデジタル上で行い、被ばく線量の推定評価を行うシステムを開発する。

2. 躯体・機器設備の劣化状況等の評価方法の開発
・サプレッションチェンバ脚部の電気防食による腐食抑制技術の開発

燃料デブリ取り出し作業を安全に実施するために、原子炉格納容器及びサプレッションチェンバ(以下、S/Cという。)によって一次バウンダリを構築することが想定されており、これらには長期にわたって耐震性が求められる。特にS/Cはコラムサポートと耐震サポート*1で支持されており、これらの脚部は滞留水によって水没しているため、腐食による減肉が進行していると考えられ、耐震性の低下が懸念される。

＊1:1号機はコラムサポートのみ

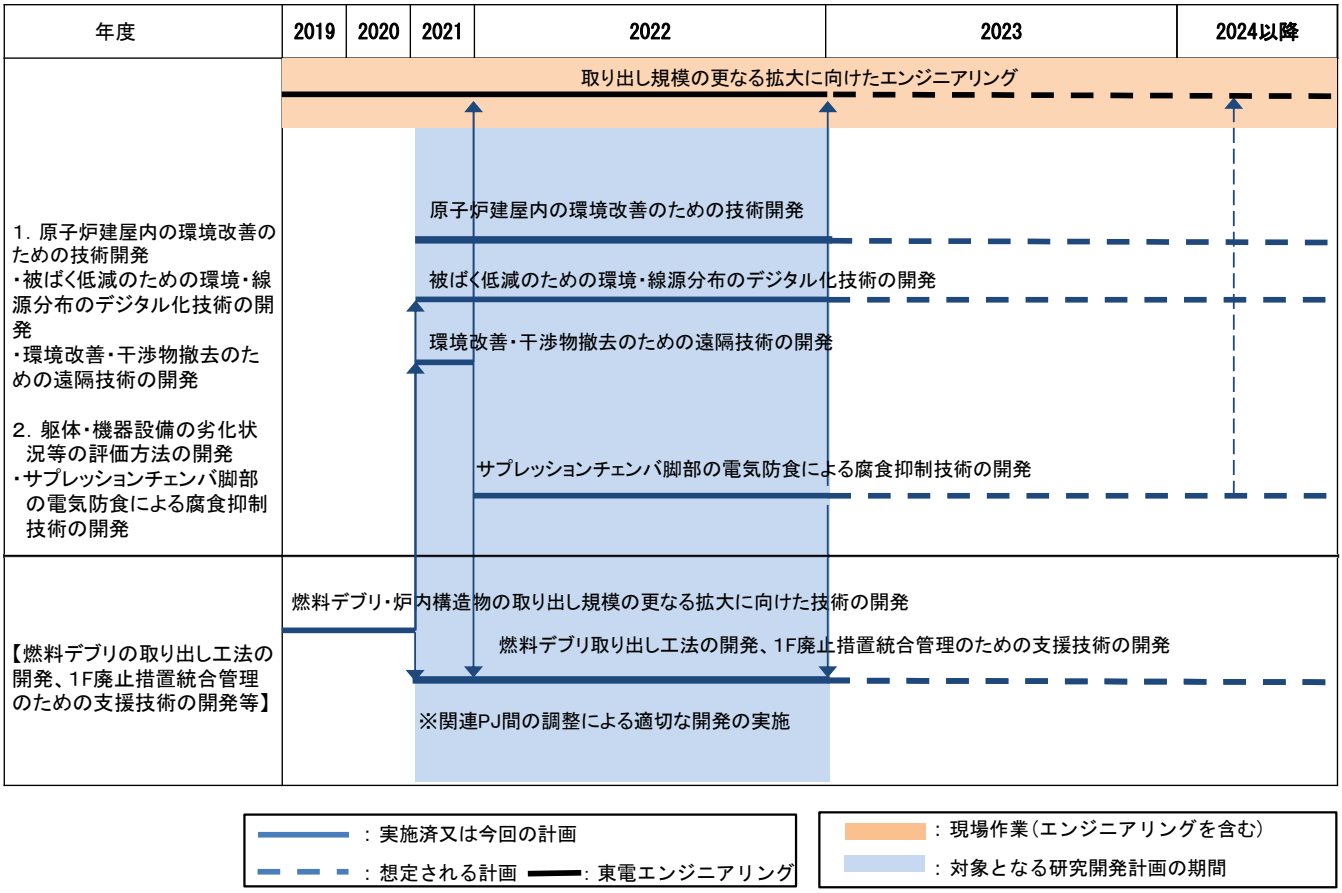
トーラス室の完全ドライアップは困難となる可能性も考えられることを踏まえて、S/C脚部の腐食減肉を抑制するため、実機環境を踏まえた電気防食方法を開発する。実機環境を調査、検討した上で、装置の合理的な施工方法を検討し、基礎試験により防食効果と適用範囲を確認すると共に、現場適用に伴う水素発生等の防食効果以外への影響も考慮して、技術の成立性を評価する。

(注記)
本開発においては、以下について取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。
・高線量エリアで活用することから、遠隔操作が原則となる。
・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。

目標達成を判断する主な指標の設定 (2022年度)

・被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化システムの有効性確認(2022年度)
・サプレッションチェンバ脚部の電気防食による腐食抑制技術の現場適用性の判断(2022年度)

（目標工程）B1：原子炉建屋内の環境改善のための技術開発



B2①： 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、ペデスタル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

○PCV内のペデスタル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、視覚や計測に関する調査技術適用を高度化し、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するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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. ペデスタルCRD開口部からのペデスタル内部詳細調査技術の開発

（1） ペデスタル内部詳細調査計画・開発計画の策定、更新

各種調査装置を搭載した水中ROV型のアクセス・調査装置を用いたPCV内部詳細調査の現場実証において構築されたX－2ペネトレーションのアクセスルートからPCV内部に入り、1階のグレーチング上を移動して、ペデスタルCRD開口部からペデスタル内に進入し、ペデスタル内の底部及び上方の調査を行う。特に原子炉圧力容器内部調査の下部アクセス調査工法の成立性を検討する上で重要となるCRD開口部からペデスタル中心付近までのペデスタル上方（CRDハウジング、RPV底部、等）の情報（画像、線量率、形状データ、等）を得ることとする。

そのため、2021年度に策定されたクローラ型のアクセス・調査装置の開発計画とそれを用いた詳細調査計画を、最新の現場情報や内部調査結果等も考慮して、継続的な見直しを行い、必要に応じて更新する。

（2） ペデスタル内部詳細調査のためのアクセス・調査装置及び調査技術の開発

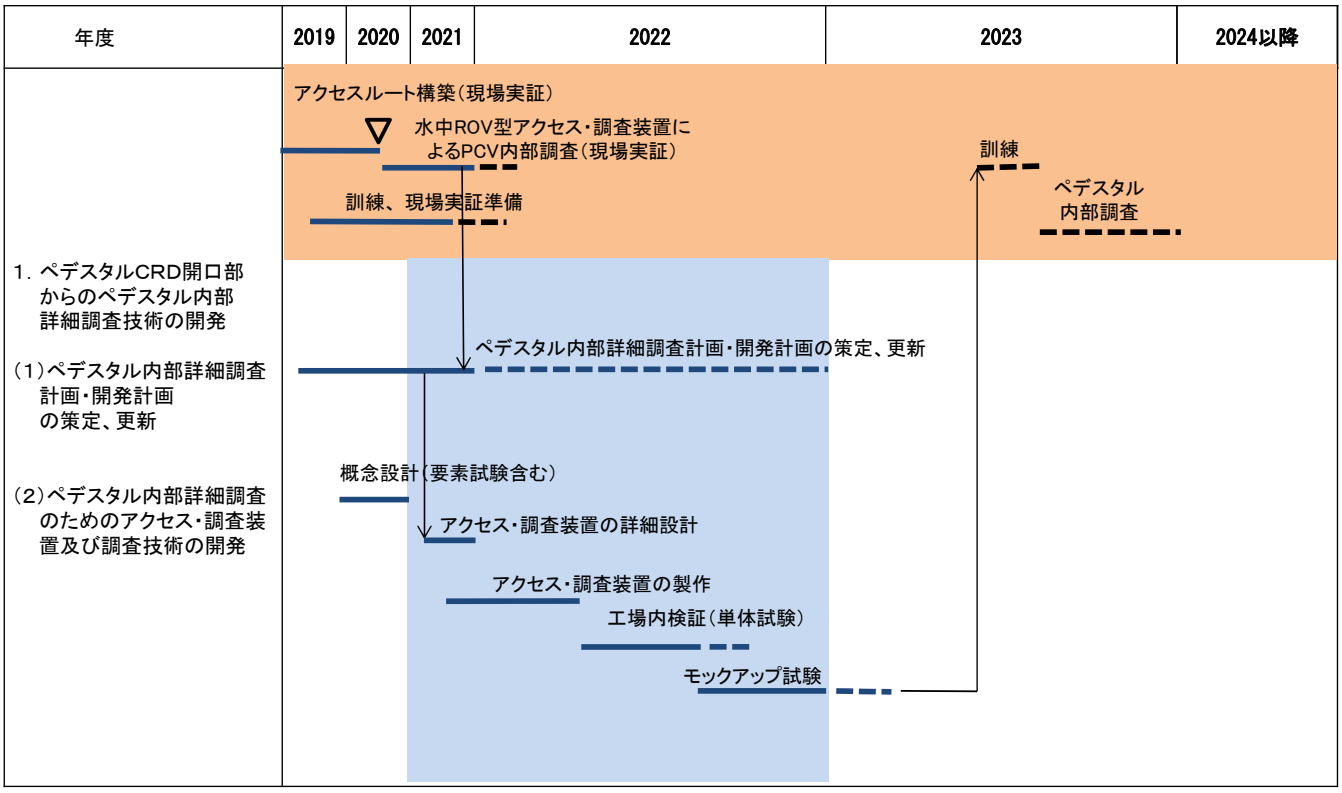
（1）で策定したクローラ型のアクセス・調査装置の開発計画に基づいて、詳細設計、製作、工場内検証（単体試験）を行い、適用性を確認する。

さらに実機を模擬したモックアップ試験を行い、現場適用性を確認する。

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）

- ペデスタルCRD開口部からのペデスタル内部詳細調査計画・開発計画の更新（2022年度）
- ペデスタル内部への詳細調査用アクセス・調査装置の製作、工場内検証、モックアップ試験による現場適用性の確認（2022年度）

（目標工程）B2①：原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発



B2②： 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

○ 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での遠隔操作による閉じ込め機能を確保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するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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．下部アクセス調査工法の開発

①下部アクセス・調査計画及びアクセス・調査装置の開発計画の更新

RPVの下側からRPV底部の開口部の有無等の状態を調査し、開口部が確認できた場合には、開口部から調査装置をRPV内に挿入し、RPV内側底部の状況を調査する下部アクセス調査工法に関して、2021年度までに策定した調査計画及び下部アクセス・調査装置の開発計画を、必要に応じて更新する。

②下部アクセス・調査装置の基本設計、製作、検証試験

2021年度までに実施した下部アクセス・調査装置の概念検討結果に基づき、基本設計、製作を行い、工場内検証試験で装置単体で必要な機能を確認する。

さらに、実機適用状態を模擬した検証試験を行い、現場適用性を確認する。

2．上部アクセス調査工法における加工技術の高度化

炉内構造物を切断、穿孔してアクセスルートを構築する加工技術として、2021年度までに切断性能、二次廃棄物等から選定した加工技術（AWJ、レーザー切断）について、実機適用条件（遠隔、寸法制約等）下における試験を行い、加工装置の必要な機能を確認する。

さらに、実機適用状態を模擬した検証試験を行い、現場適用性を確認する。

3．既存配管を利用してのRPV内部調査の技術開発

高い耐放射線性の小型ファイバースコープを用いて、既存配管（炉心スプレイ（CS）系、主蒸気（MS）系等）からRPV内部にアクセスして内部調査を行う上で課題となっている以下の技術について、開発計画を策定する。

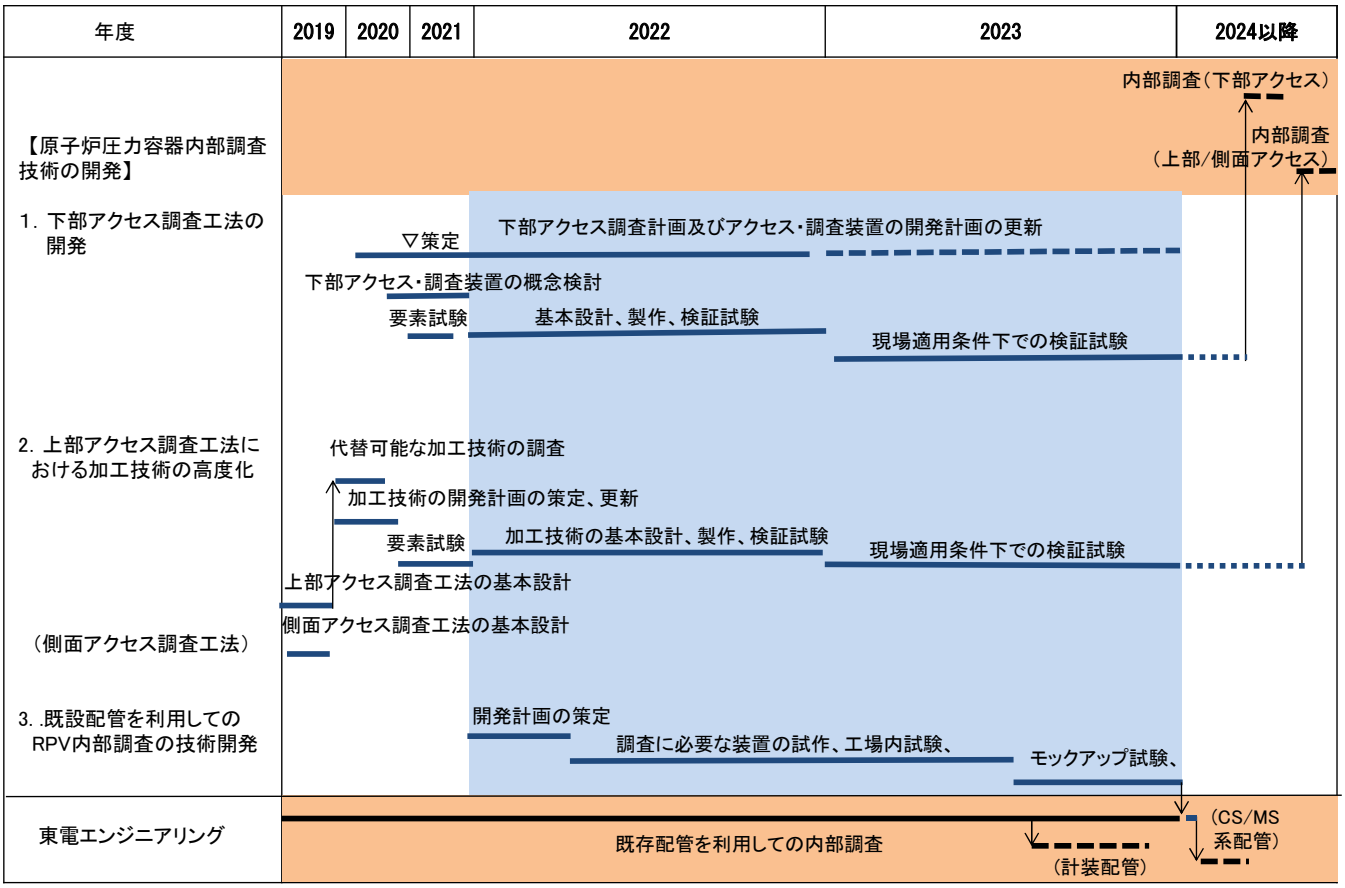
開発計画に基づき、装置を試作し、モックアップ試験で現場適用性を確認する。

・RPVへのアクセスを妨げる機器（弁、オリフィス、ティーズ等）を通過するための技術
・配管部（垂直部、エルボ部等）を通過し、RPVまで到達するための技術

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度／2023年度）

・下部アクセス・調査装置の試作・試験による機能確認（2022年度）、試験による現場適用性の確認（2023年度）
・上部アクセス調査の炉内構造物加工技術の試験による機能確認（2022年度）、試験による現場適用性の確認（2023年度）
・既存配管を利用する内部調査用装置のモックアップ試験による現場適用性の確認（2023年度）

（目標工程）B2②：原子炉圧力容器内部調査技術の開発



B2③： 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

○世界最初のBWRの炉心溶融事故により生成された燃料デブリは、コンクリートとの反応、海水注入等の影響を受けて不均一組成を有し、難溶性及び多くの同重体を含んでいる。生成過程等、不確定要素を多く含む燃料デブリの性状把握に向けて分析・推定技術の開発を実施する。
○現場試料の分析・評価を活用して、燃料デブリの熱挙動、経年変化特性等、その性状の推定技術を開発し、燃料デブリ性状推定を高度化する。
○安全かつ効率的な燃料デブリ取り出し及び保管を実現するため、非破壊で燃料デブリ中の燃料の含有量を把握する技術の開発を実施する。
○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. 燃料デブリ性状の分析・推定に必要な技術開発

① 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。燃料デブリ及び堆積物等の分析結果、各号機の燃料デブリの生成メカニズム等を基に「燃料デブリ性状推定」を高度化する。
② また、分析や現場調査の結果を参考とし、材料間の溶融・破損試験と事故進展解析、溶融物の移行挙動の評価等を行い、原子炉圧力容器の破損状況と燃料の分布状況を推定する。
③ さらに、分析精度の向上のため、既知の結晶・非晶質相が混合された試料を用い、各研究機関における溶融固化物に対する分析技術を把握し、分析工程の検証を行う。
- 上記、①～③については、国内及び世界の専門家の知見も取り入れながら進める。

2. 燃料デブリの簡易分析・非破壊測定技術の開発

① 分析施設へ燃料デブリの輸送負担を低減するため、既存の構造材に付着・侵入した燃料成分の有無を迅速に確認する簡易(その場)分析技術を開発する。
② 原子炉格納容器より取り出される物質を燃料の含有量に応じて迅速に仕分けを行うため、燃料の質量を非破壊で測定可能な技術の実機適用を目指して研究開発を実施する。中性子等の量子を用いた非破壊測定技術を燃料デブリに対して適用する場合の測定システムの概念を構築する。燃料デブリの測定をシミュレーション再現する計算モデルを作成するとともに、燃料デブリへの適用性を確認するため、既存装置あるいは小型装置と模擬燃料デブリを用いた測定試験計画を検討する。

3. 燃料デブリ熱挙動の推定技術の開発

① 崩壊熱を発している燃料デブリ取り出しの進捗に伴い、注水量低減、間欠注水、空冷といった多様な冷却方法を検討するため、PCV内の燃料デブリ・核分裂生成物の分布を踏まえ、場所による燃料デブリの熱挙動の違いを推定できる技術を開発する。

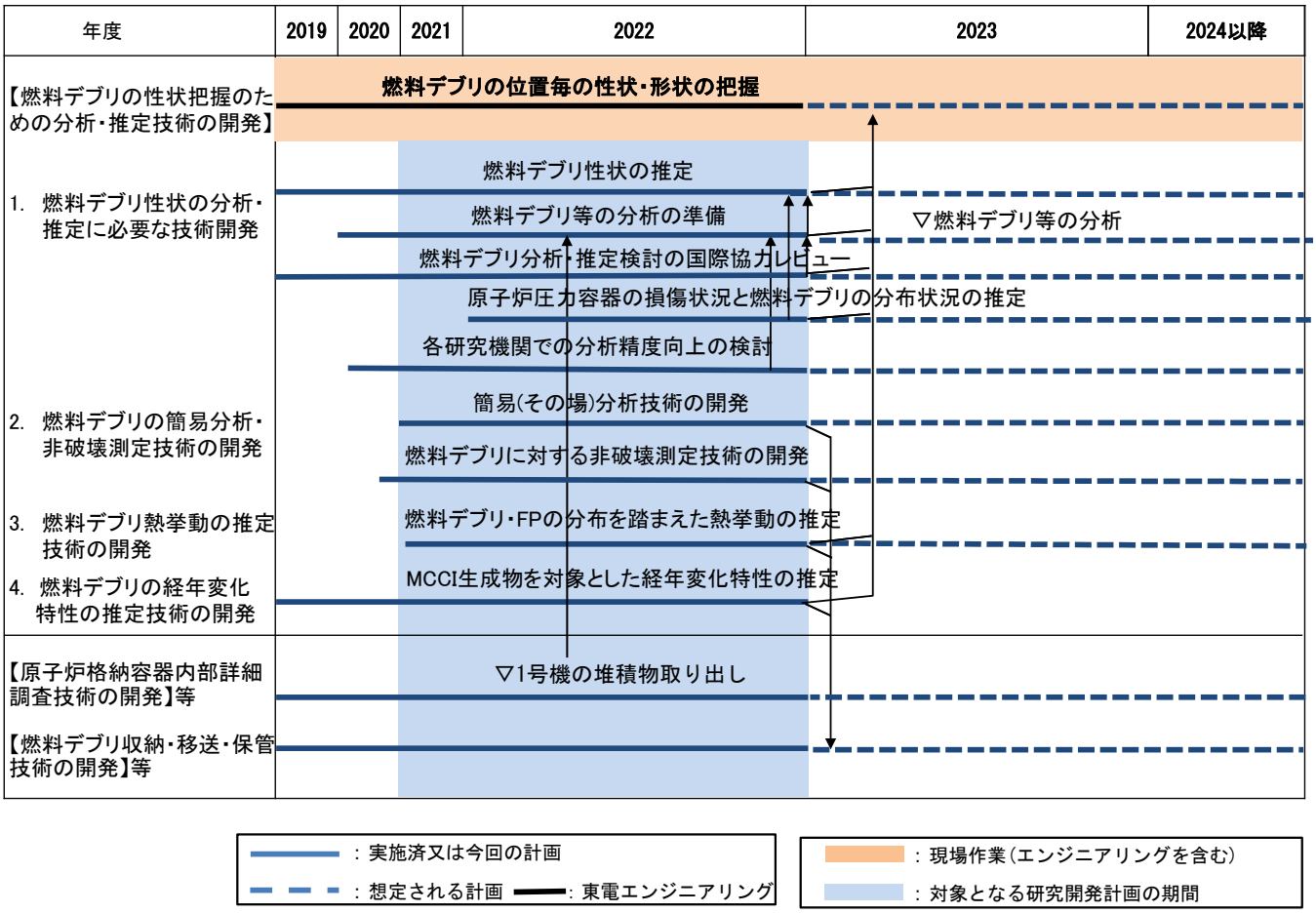
4. 燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発

① 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、溶融炉心－コンクリート反応（MCCI)生成物を対象とした化学的経年変化特性及び発生条件を推定するための試験等を行い、経年変化が生じるしきい条件の評価を行う。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。

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）

- 燃料デブリの分析の準備(2022年度)
- 最新の情報を踏まえた「燃料デブリ性状推定」の高度化(2022年度)
- 簡易分析手法による測定データの収集と実現性の評価(2022年度)
- 非破壊測定の技術開発の検討結果等のとりまとめ(2022年度)
- 燃料デブリの熱挙動に係る推定結果等のとりまとめ(2022年度)
- 燃料デブリ経年変化特性に係る推定結果等のとりまとめ(2022年度)

（目標工程）B2③:燃料デブリの性状把握 のための分析・推定技術の開発



B3①： 燃料デブリ取り出し工法の開発（1/3）

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な機器・装置及びシステムに関わる技術やスループット確保のための取り出し作業エリアの確保について、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

○ 燃料デブリ取り出しが高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業となることを前提に、取り出し規模の更なる拡大に向け、燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに関するこれまでの研究開発成果等を踏まえ、開発している取り出し工法を構築する上で、重要な技術要素であるアクセス用構造物の遠隔設置工法、PCV接続部の閉じ込め技術、炉内構造物の解体方法、PCV内干渉物解体技術、大型搬出容器・搬送台車の開発、ダスト等の飛散抑制技術の開発等の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。

○ 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施するとともにオペレータ視点を反映し、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. 横取り出し工法の開発

(1)アクセス用設備の設置工法の開発

① 大型重量構造物の設置及び地震変位吸収構造

大型重量構造物をPCV接続部に取り付けるためには、R/B内の床荷重制限を満足しつつ、大型重量構造物を精度よくPCVとの接続部に位置出しする必要がある。 R/B内にアクセス用設備を設置するため、それらの設置工法の確認試験を行い、工法全体の効率化や手順の実現性を確認する。

また、PCVに接続するアクセス用設備は、接続部に閉じ込め機能を保持すると共に地震時の変位に対応するための吸収機能が必要である。変位吸収構造の検討及び実現性確認のための要素試験を実施する。

② PCV接続スリーブ遠隔設置・溶接

PCVに接続するスリーブ等設備のPCVへの取り付けは、遠隔で精度よく設置し、接続部の閉じ込め機能を確保できる技術の開発が課題である。PCVに接続するスリーブ等の遠隔設置方法、手順の検討を行い、要素試験を実施して、精度評価など実現性の確認を行う。接続部の閉じ込め技術として、溶接方法について、溶接前の磨きなどの前処理を含む一連の溶接作業、検査、保守を遠隔で実施する手順の検討を行い、成立性を確認するための検証試験を実施する。

③ 遮へい体設置

取り出した燃料デブリ等を一時的に収納するアクセス用設備は、構造物の周囲を作業環境として使用するために、線量低減が必要であり、重量物である遮蔽体の合理的な設置が課題である。効率的、且つ作業安全を踏まえた遮へい体構築のため、R/B構造強度と現地施工性を考慮した構造、設置方法の検討を行い、製作性等の実現性確認のための検証試験を実施する。

④ シールドプラグの解体

アクセス用設備をPCV接続部に取り付けるに先立って、既設の機器ハッチ前のシールドプラグ等の撤去を行う必要がある。 R/B内の限られたスペースで安全確実に、切断、解体し、廃棄物容器に収納する方法について、実現性を確認するための要素試験を実施する。

B3①： 燃料デブリ取り出し工法の開発（2/3）

(2) 解体・撤去技術の開発

① HVH解体

PCV内において水循環システム構築作業やデブリ取り出し作業を実施する上で、PCV内にあるHVHの撤去は作業エリアを確保し、デブリ取り出しのスループットを向上させるために必要である。HVHを模擬した試験体を製作し、具体的な切断／回収方法の検討と要素試験による実現性の確認を実施する。

② CRD交換機の解体

ペデスタル内においてデブリ取り出し作業を実施する上で、大型構造物であるCRD交換装置の撤去はペデスタル内のアクセス性を確保するために必要である。解体をペデスタル内の限られたスペースで行うことを考慮した解体、撤去方法の検討が必要となる。CRD交換装置を模擬した試験体を製作し、具体的な切断／回収方法の検討と要素試験による実現性の確認を実施する。

③ ポンプピット内干渉物撤去

PCV内の水位低下を行うための工法の一つとして、ポンプピット内への水中ポンプの設置が必要である。そのために配管等の干渉物を撤去してポンプピット内を整備する方法の詳細検討および要素試験による実現性の確認を実施する。

④ CRDハウジング切断、撤去

RPV底部に設置されているCRDハウジングはペデスタル外からの遠隔アクセスが難しい部位であり、事故時の溶融燃料により損傷し取り付き状態が不安定となっている恐れがある。ペデスタル内においてデブリ取り出し作業を落下物等の懸念をなくして安全に実施するためには、CRDハウジングを切断、撤去する必要がある。CRDハウジング内には異種材で構成されるCRDを収納しており、多重構造物を切断・撤去する難度の高い作業となる。そのためにCRDハウジング切断（レーザー切断、機械式切断等）の課題を抽出し、各方式を現場適用するための遠隔によるアクセス、切断、撤去等の方法及び一連の手順の概念検討を実施する。

(3)取り出し工法の高度化開発

①取り出し用遠隔先端ツール

燃料デブリの取り出し及び炉内構造物の解体・撤去を行う遠隔装置の先端ツールに関して市場技術の調査・整理を行う。現場に適用するための要求事項に基づいて、選定した先端ツールについて現場適用のための改造、試作を行い、作業手順、ユニット缶への移送手順等を確認し、一連の作業成立性の確認を行う。また、作業手順の実績データを取得し、スループット評価用データを作成する。

2. 上取り出し工法の開発

(1) 大型構造物の取り出しコンセプト実現に向けた技術開発

① 大型切断工法

RPV内に固定されている炉内構造物は、切断して搬出することになる。炉内構造物を細断する方法では搬出作業が頻繁になり、スループットの向上が困難である。そこで、RPV内に固定されている炉内構造物を、大型に切断して切り離す方法について検討し、要素試験を実施する。また、大型切断後のRPV内からの搬出方法について検討し現場適用性を評価する。

② 汚染拡大防止隔離機構

原子炉内で切断された大型構造物はR/Bオペフロから連絡通路を通して増設建屋に搬出されるが、連絡通路は可能な限り汚染しないよう計画する必要がある。そこで、汚染拡大防止のための隔離機構について装置、運用方法について調査、検討し、さらに模擬試験体による要素試験を実施し現場適用性を評価する。

③ 大型搬出容器

上アクセス工法のスループットを向上する方法として、大型に切断した構造物を搬出するための大型搬出容器には、二重蓋構造のような汚染拡大防止機能と高線量の収納物に対する遮へい機能が必要である。大型搬出容器の気密・遮へい構造に関する詳細検討を実施し、実規模での試作を行い、成立性の検証と現場適用の課題抽出を実施する。

B3①： 燃料デブリ取り出し工法の開発（3/3）

④ 大型搬送装置
上アクセス工法において、大型一体搬出工法、遮へいを必要とする搬送用通路はオペフロ荷重負荷低減のために小型軽量化すること、重量物を搭載した搬送装置の変形等による走行機能への影響がないこと等が必要である。搬送方法、装置について、自走式、牽引式等の比較検討による方式選定、構造検討を行い、要素試験を実施し、成立性の検証と現場適用の課題抽出を実施する。

3. 横・上共通の取り出し工法の開発
（1）燃料デブリ飛散抑制技術の開発
燃料デブリの加工時のダスト飛散抑制については局所カバー/吸引、水スプレー等が検討されている。加工前後に塗布、散布等を行うことでダスト飛散抑制効果を高める材料の適用が期待される。材料の適用可能性やダスト飛散抑制効果について調査を行う。候補材料を選定し、効果、取り扱い性について要素試験を行い、現場適用性に資する各種データを取得、整理し、燃料デブリの部位および環境に応じた適用方法を検討する。

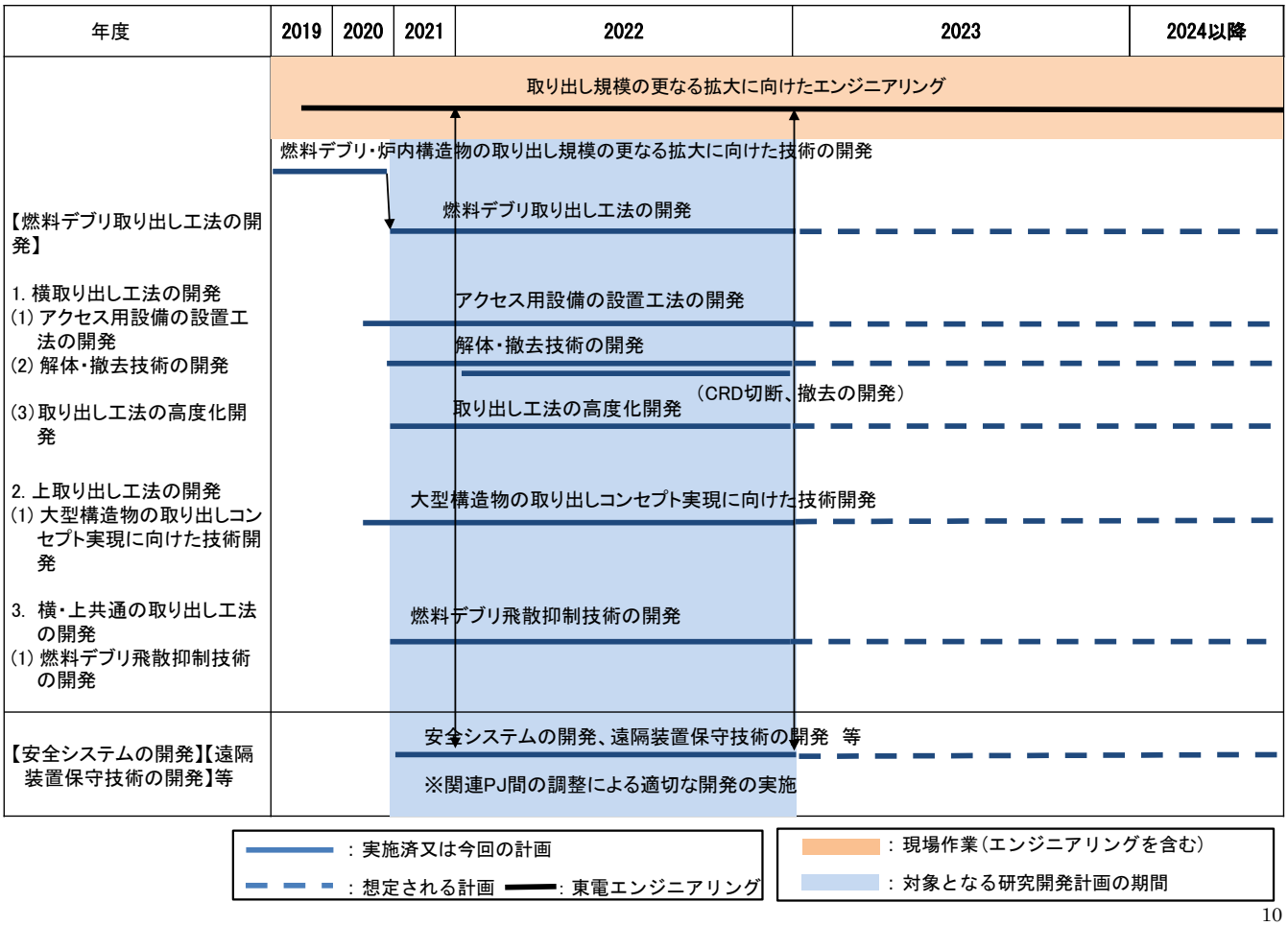
（注記）
燃料デブリ取り出し工法の開発においては、以下について取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。
・高線量エリアに設置することから、遠隔での保守が原則となる。
・装置の汚染と必要な除染に配慮する必要がある。
・保守を行うための作業エリアが限られる。
・保守作業によって発生する廃棄物を極力抑える必要がある。
・臨界監視装置の設置、取扱いに配慮する必要がある。

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）
1. 横取り出し工法の開発
- アクセス用設備の設置工法の成立性検証（2022年度）
- 解体・撤去技術の開発（HVH解体、CRD交換機の解体、ポンプピット内干渉物撤去）の実現性確認（2022年度）
- 解体・撤去技術の開発（CRD切断、撤去）の概念検討（2022年度）
- 取り出し工法の先端ツールのスループット評価用データ取得（2022年度）

2. 上取り出し工法の開発
- 大型構造物の取り出し要素技術（大型切断工法、汚染拡大防止隔離機構）の現場適用性評価（2022年度）
- 大型構造物の取り出し要素技術（大型搬出容器、大型搬送装置）の成立性検証と現場適用の課題抽出（2022年度）

3. 横・上共通の取り出し工法の開発
- ダスト等の飛散抑制技術の材料候補の現場適用性データ取得（2022年度）

（目標工程）B3①：燃料デブリ取り出し工法の開発



B3②： 安全システム（1/2）

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けて作業時の安全を確保するために必要となる要素技術開発及び試験を実施する。

実施内容

○ 燃料デブリ取り出しは、高線量下・高汚染下であることに加え、環境条件についても不確定要素を含む作業である。取り出し規模の更なる拡大に向け、安全システム及び安全監視・評価に必要なデータ取得と分析手法の開発を行う。
○ 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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．安全システムの開発（液体系・気体系システム）

1．1　溶解性α核種除去技術の開発

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α核種の除去技術について、これまで溶解性α核種除去に係る要素試験は模擬液で実施してきた。今後、実液（原子炉建屋内滞留水）を使用して行うことを想定した検討や予備試験を実施し、実機への適用性の計画・評価を行う。

1．2　RO※1濃縮水の処理技術の開発

溶解性α核種除去設備の吸着塔単体で、十分かつ効率的な核種除去性能を担保出来ない可能性に備え、吸着塔の一部をRO膜で代替することが検討されている。この場合においてRO濃縮水に溶存している放射性核種の分離技術を開発※2する。

1．3　二次廃棄物処理技術の開発

液体系システムや気体系システム等で発生する二次廃棄物（スラッジ等）で想定される性状や取扱いを踏まえ、燃料デブリ収納・移送・保管プロジェクトや固体廃棄物処理・処分プロジェクトと連携し、実際の運用及び収納缶への収納を考慮した前処理方法の検討を行う。特に、液体系システムの沈降分離槽で発生するスラッジ、上澄液については、要素試験等を行い、処理方法の技術開発を行う。

※1　RO：Reverse　Osmosisの略。逆浸透現象を利用したろ過手法。
※2「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」（2019-2020年度補助事業）では、粒子除去設備のドレン水・逆洗水処理水を対象として開発したが、今回対象としているRO濃縮水とは粒子の性状が異なる。

B3②： 安全システム（2/2）

2．臨界近接監視技術・中性子吸収材技術の現場運用方法

中性子検出器と非溶解性中性子吸収材は、燃料デブリ加工・回収作業の一環として運用することになる。燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発及び燃料デブリ取り出し工法の開発プロジェクトの検討状況を踏まえ、燃料デブリ加工・回収作業の手順に対応した中性子検出器と非溶解性中性子吸収材の設置、散布等の運用方法について検討し、現場適用性を評価する。また、燃料デブリの乾燥挙動への影響があるとされる水ガラス（非溶解性中性子吸収材）については、乾燥挙動を評価する。

3．デブリ飛散率データ取得

燃料デブリ取り出しにおいて、燃料デブリの切削時のダスト飛散に関連した安全評価技術の開発が求められる。

燃料デブリのダスト飛散に影響するパラメータ（燃料デブリの性状、加工方法等）を把握することで、ダスト飛散影響を装置設計や安全評価を含むエンジニアリングに適切に反映することができる。燃料デブリ性状把握等の関連プロジェクトの結果も参照し、燃料デブリ切削時のダスト飛散の試験により、通常作業時および事故時の安全評価に必要なパラメータを検討、選定する。ダスト飛散率データ取得試験で得られたデータにより、ダスト飛散に影響するパラメータを設定し、ダスト飛散挙動を把握することを目標とする。なお、複数の工法・試験体（ウラン含む）による切削試験結果の差異の評価により、成果は燃料デブリ取り出しに係る安全評価の技術的根拠として体系的に整備する。

4．被ばく線量評価のための分析手法の技術開発

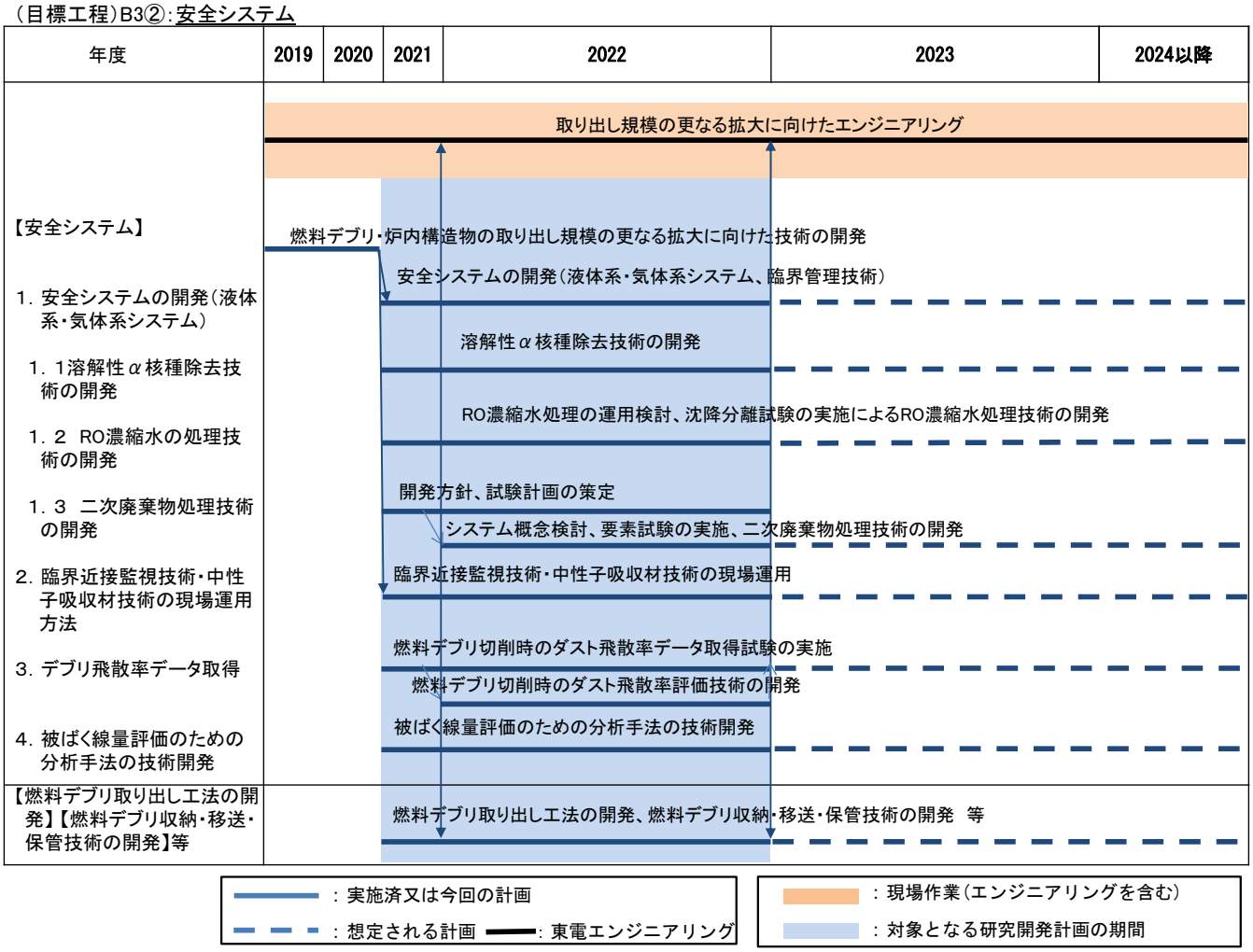
燃料デブリ取り出し等の廃炉作業時の、α・β核種の内部とりこみリスクに備えたバイオアッセイや体外計測（肺モニタリング等）を用いた総合的な内部被ばく線量評価体系の整備及び標準の開発を行う。

現行のバイオアッセイでは、分析に時間がかかること、廃炉作業においては多様な核種を対象とした多数の作業者のモニタリングが必要となることから、十分な精度・速度を担保した内部被ばく線量評価のための手法を開発する。

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）

- 溶解性α核種除去技術の実液を用いた試験計画の立案及び有効性確認方法の提案（2022年度）
- 実際の供用を踏まえてのRO濃縮水処理の運用検討、沈降分離試験の実施によるRO濃縮水処理方法の立案と概念設計の確立（2022年度）
- 二次廃棄物（スラッジ等）処理システムの要素試験による実機適用性評価及び概念設計の確立（2022年度）
- 燃料デブリ加工条件を考慮した臨界監視技術の現場運用条件と適用性評価及び燃料デブリ乾燥挙動への水ガラスの影響評価結果の提示（2022年度）
- 燃料デブリ切削時のダスト飛散率データ取得試験を通じたデータ取得と評価技術の開発（2022年度）
- 廃炉プロセスを考慮した内部被ばく線量評価プログラムの提案（2022年度）

（目標工程）B3②：安全システム



B3③：遠隔装置保守技術の開発

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大において、長期にわたる安全で確実な運転継続性を確保するため、また、取り出し工法に関わる遠隔装置の合理的な設計及び廃棄物発生量の低減等の観点も含めて、必要となる遠隔保守技術の開発を行う。

実施内容

○高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業となる燃料デブリ取り出しには、長期の運転継続を安全、確実に維持し、また、取り出し工法に関わる遠隔装置の合理的な設計へ反映すること、さらには廃棄物発生量の低減に資する観点で、PCV内等の作業に使用して汚染した種々の装置の遠隔保守を行う技術、施設が必要である。「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」の成果を踏まえ、必要な技術要素として、汚染した装置の遠隔除染・保守技術に関わる技術開発を行う。

○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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. 汚染した装置の遠隔除染・保守技術の開発

「燃料デブリの段階的に規模を拡大する取り出し」の段階ではPCVに投入して作業を行う遠隔装置の種類は限られている。「燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大」の段階では取り出しを行う号機によって、種々の遠隔装置が導入され、種類が増加する可能性があり、現場投入した遠隔装置の点検、保守、故障時の補修を行う専用の施設が必要になることを考える必要がある。保守作業は線量が低い場合には人的に対応できるが、線量が高い場合には遠隔装置で行うことが必要になり、種類が多いと難易度が高くなる。

そのため、汚染した高線量の装置・機器類の遠隔による除染・保守に関して国内外の類似事例の調査を行い、教訓、反映事項を抽出し、多種類の遠隔装置に対して除染・保守を行う汎用性のある遠隔除染・保守システムに関する要求事項の検討、整理を行う。また、除染・保守の対象になる取り出し装置・機器類について保守性の観点からの反映事項、設計思想を整理する。さらに、これらについて関係者による議論を反映した上で、遠隔除染・保守施設の概念検討及び遠隔装置による除染・保守技術に関する基本的な技術課題及び開発要素の検討、抽出を行う。

（注記）

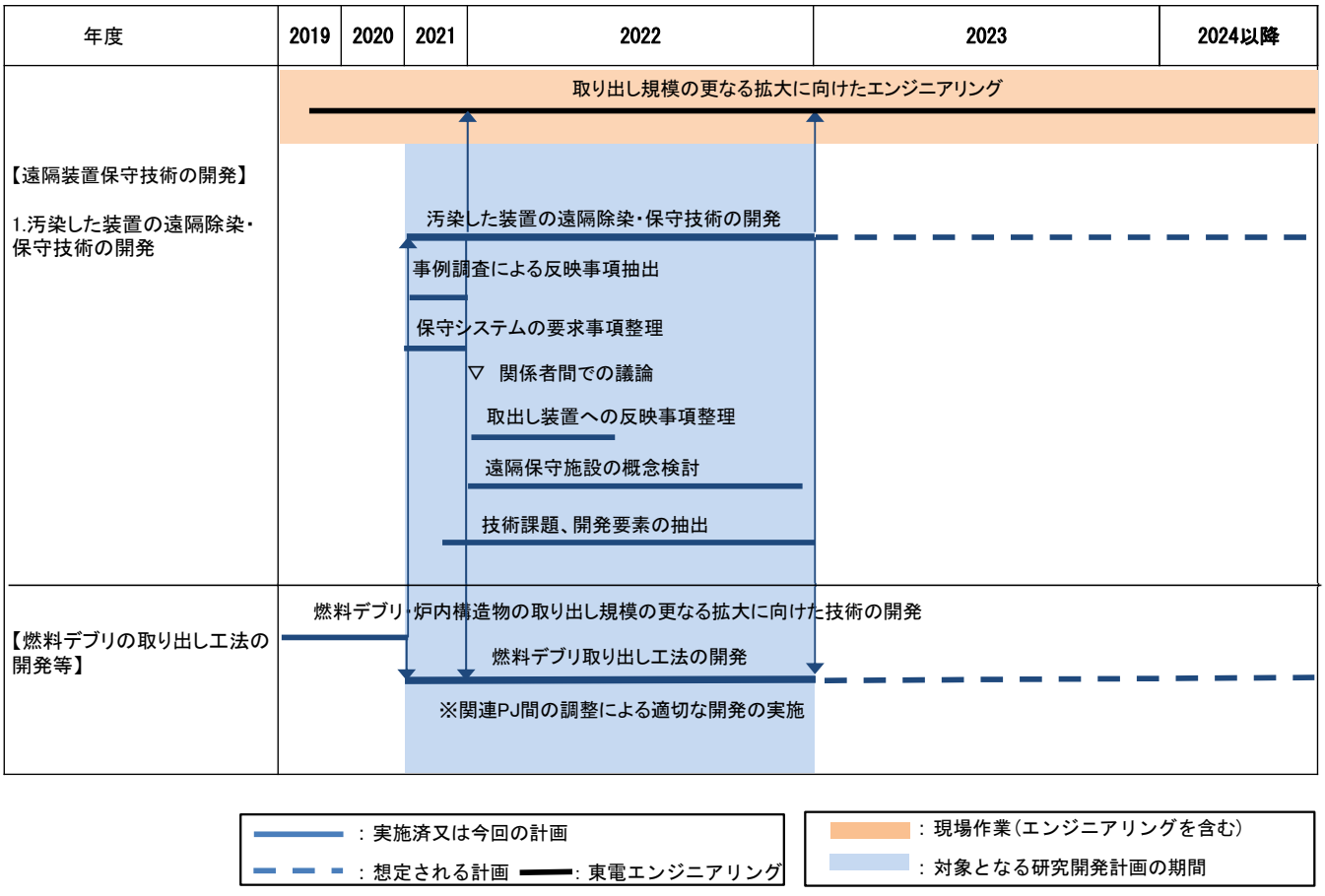
本開発においては、以下について取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

・遠隔での保守が原則となる。
・装置の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を合理的に設定する必要がある。
・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。

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）

・汚染した装置の遠隔除染・保守技術の技術課題及び開発要素の抽出と遠隔除染・保守施設の概念検討（2022年度）

（目標工程）B3③：遠隔装置保守技術の開発



B3④： 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

○不均一組成を有する燃料デブリの種々の回収形態（塊～粉体、スラリー・スラッジ状）に対応でき、放射線分解で発生する可能性のある水素や核燃料物質による臨界性を踏まえ安全、確実、合理的に収納、移送を行い、長期保管できるシステムを関連PJと調整を図りながら構築するための技術開発を行う。

○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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. 移送・保管技術に必要な乾燥技術の開発

・2021年度までの乾燥技術の概念検討結果を踏まえ、供試体種類/形態、乾燥形態（燃料デブリの収納形態等）等に対する乾燥処理方法の検討や乾燥装置の運転上のパラメータの拡大・充実を行い、目標（残留水分量、スループット等）を達成できる乾燥装置概念やその運転条件等を設定する。

2. 粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの保管までに必要な取り扱い技術の開発

・2021年度実施した粉状及びスラリー・スラッジ状（以下粉状）の放射性物質の取り扱いや保管の国内外の事例の調査を継続して、粉状燃料デブリの取り扱い技術の開発に資する情報を入手していく。

・粉状燃料デブリを収納した状態での水素ガス発生及び放出性の粒状・塊状燃料デブリとの相違や特異性の有無を評価・分析し、収納方法の検討を行う。

・燃料デブリ取り出しにおける粉状燃料デブリ(取り出し時の添加物を含む)の回収経路毎の収納方法（収納容器への直接、ユニット缶併用等）とそれに対応する収納容器の概念を検討し、スループット、安全要求機能への影響などの得失の評価を行う。

・収納から保管までの取り扱い（処理中及び保管状態を含む）における収納容器内の粉状デブリの挙動を把握し、安全機能に対する影響（フィルターの閉塞など）について評価、検討を行う。その結果を踏まえて代表的な事象についての要素試験を行うための概略計画を立案する。

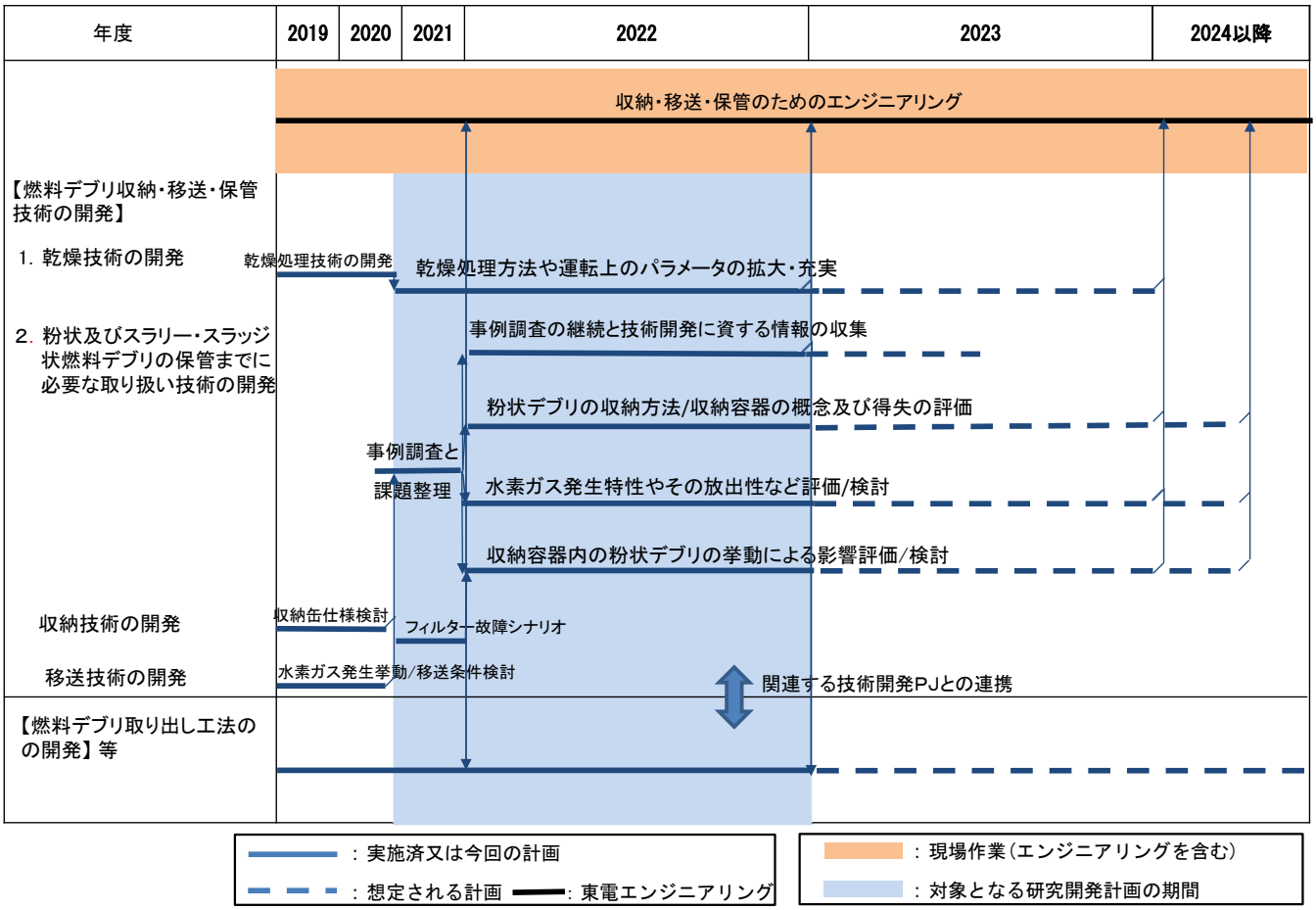
※関連する技術開発

「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」、「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」及び「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）

- 乾燥技術に関する残留水分量、スループット等の必要なデータの拡充・充実による乾燥装置概念や運転条件への反映（2022年度）
- 粉末デブリの保管までに必要な取り扱い技術についての事例調査、回収方法・容器の概念構築、水素ガス排出特性/放出特性の評価・分析、粉末デブリの挙動とその影響の評価と概略計画の立案（2022年度）

（目標工程）B3④：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発



B3⑤：福島第一原子力発電所廃止措置統合管理のための支援技術の開発

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大を含む福島第一原子力発電所廃止措置の統合管理を円滑に実施するのに必要な支援システムに関わる技術開発を行う。

実施内容

○燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の拡大を含む福島第一原子力発電所（1F）廃止措置には、高線量・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業でスループットを確保するため、取り出し期間におけるPCV内の環境変化を長期的、且つ連続的に監視する技術が必要である。加えて、取得した監視データと遠隔装置の実際の操作で得られるトラブルなどを含む運転データを統合し共有化することで、的確、迅速な現場対応を可能とするデジタル技術を利用した技術開発が有効である。1F廃止措置の長期における安全で、効率的、継続的な統合管理を支援するための要素技術として「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」の成果を踏まえ、PCV内の連続的な監視システムの開発及びデジタル技術を利用した統合的管理技術の開発を実施する。

○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携するとともに事業者のオペレータ視点を反映し、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内の連続的な監視システムの開発

「PCV内部調査」及び「燃料デブリの段階的に規模を拡大する取り出し」の段階では、PCV内に投入する遠隔装置自体に取り付けた照明、カメラ、計測装置で対応する方法が検討されている。一方、「燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大」の段階ではスループットを向上させ、取り出し作業を行うPCV内の環境変化を連続的に把握して安全に作業を継続するための難易度の高い監視システムが必要になる。

PCV内の環境変化を連続的に監視するために、安全要求と作業継続性を考慮した監視項目の整理、設定、現場適用性を考慮した監視方法の概念検討、整理を実施する。これらの概念検討等について関係者による議論を反映した上で、PCV貫通孔、PCV内の計測器設置など、監視システムに必要となる基本的な技術課題及び開発要素の検討、抽出を行う。

（注記）

本開発においては、以下について取り扱い性、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。

（2. デジタル技術を利用した統合的管理技術の開発

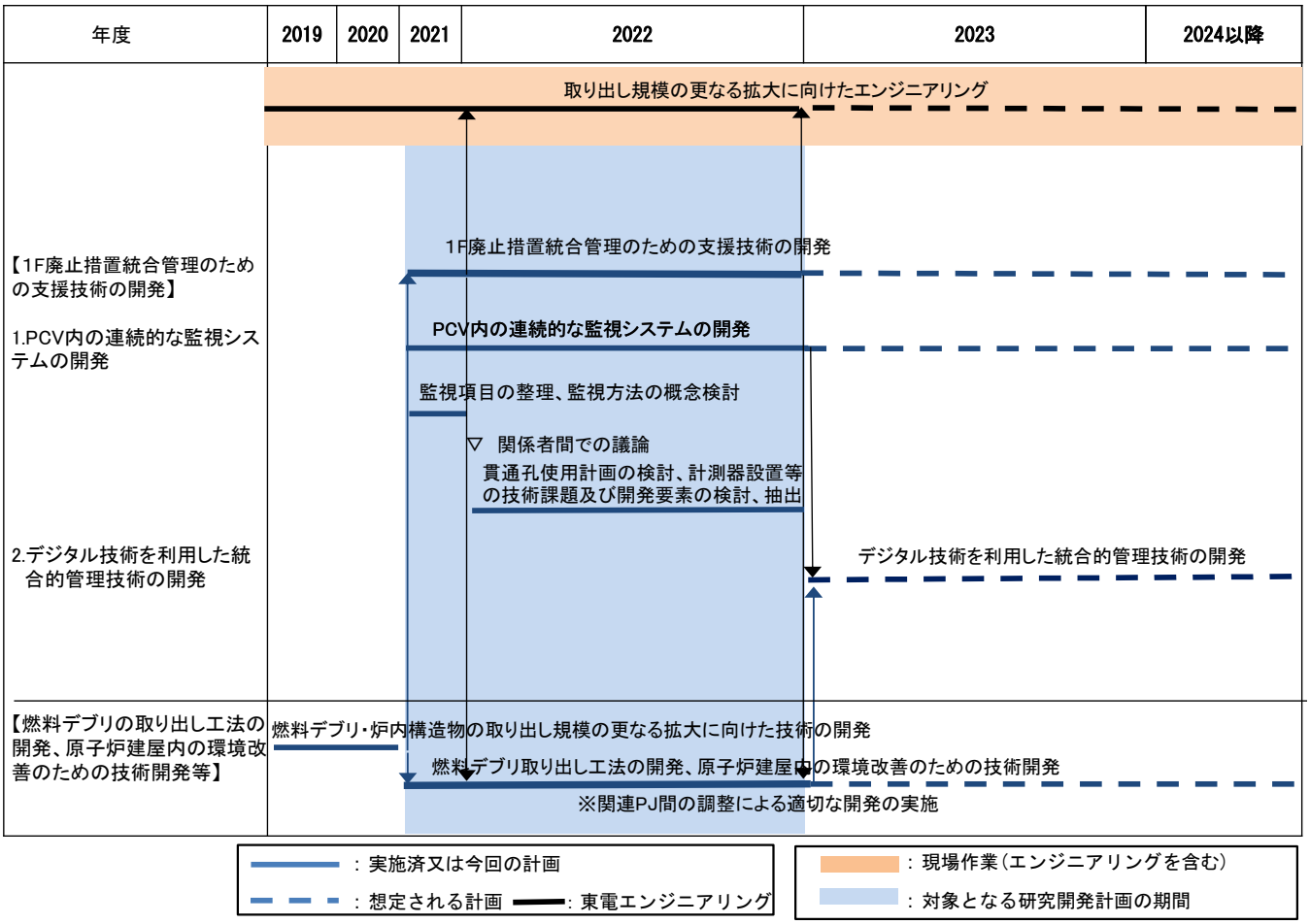
燃料デブリ取り出しは、「PCV内部調査」や「燃料デブリの段階的に規模を拡大する取り出し」、「燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大」の段階で得られる様々な情報を共有し、統一された認識のもとに安全確保を第一として進める必要がある。そのためには、認識しやすい手段に統合したデータ管理、運転システムの整備が重要であるが、難易度が高い開発になると考えられる。

さらに、1F廃止措置を効率的に進めていく上では、設計、開発、据付、運転等のあらゆる段階で情報を統合化、共有化するデジタル技術の導入は効果的と考えられるため、1F廃止措置業務におけるデジタル技術導入による効率化等の改善について検討し、要求事項を整理する。また、デジタル技術の利用例の調査、デジタルプラットホームの調査、検討を行い、要求事項に対する評価と導入に向けての課題整理を行う。）

目標達成を判断する主な指標の設定（2022年度）

・PCV内連続監視システムの成立に必要な技術課題及び開発要素の抽出（2022年度）

（目標工程）B3⑤：福島第一原子力発電所廃止措置統合管理のための支援技術の開発



C: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（1/2）

目的

2021年度に示した処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを踏まえ、物量低減の更なる可能性を検討するとともに、固体廃棄物*1の特徴に応じた廃棄物ストリームの抽出のため、性状把握の進展を反映しつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の管理全体での適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。

実施内容（全体像）

Ⅰ. 固体廃棄物管理全体へ反映するため、分析データの取得・管理をさらに進めるとともに、性状把握の効率化に取り組む。
Ⅱ. 安全かつ合理的な保管・管理のため、分別に必要となる汚染評価技術の開発を行うとともに、物量低減のための減容・再利用技術に関する開発を行う。
Ⅲ. 固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの抽出に必要な技術的な知見を得るため、処理・処分に関する技術開発を行う。処理技術に関し、低温処理の適用性に関する課題の検討、各種処理技術により作製された固化体の安定性に関する検討、低温処理技術の適用範囲の拡大に資するための中間処理技術に関する検討を行う。処分技術に関し、処分概念構築に必要な情報・知識を調査するとともに、処分施設における重要事象進展のストーリーボードの構築及び安全評価手法の改良を開始する。

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. 性状把握

1. 分析データの取得・管理等

廃棄物分類に応じた分析核種と必要な分析精度を検討の上、中長期の分析計画の見直し・年間分析計画作成を行い、それに従って分析データの取得・評価・管理等を行う。

燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の放射能量等の簡易評価技術及びC-14, I-129等の分析が困難でかつ処分の安全評価上の重要核種の分析技術の開発を行う。

試料前処理の合理化・自動化等により簡易・迅速化された分析技術を用いた分析法の福島第一原子力発電所で発生した廃棄物への適用性を評価した上で、その標準化を検討する。

セシウム吸着塔の実機から吸着材を採取するため、2021年度までの成果を踏まえ、採取技術の検証を行う。

得られた分析データ及びその試料情報についてのデータベースの整備・運用を行う。

2. 性状把握の効率化

Data Quality Objectives（DQO）プロセス*2と統計論的方法を組み合わせた分析計画法の試行を継続・適用例を蓄積し、手法の改良に取り組む。

統計論的インベントリ推定方法について、新たに得られる分析データを反映し、移行モデルの改良、核種移行パラメータの不確かさの低減に取り組む。また、震災前廃棄物の事故に伴う性状変化について検討を行う。本手法を用いて、廃棄物分類ごとに、処分安全評価に必要な廃棄物インベントリのデータベースを整備する。また、デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物のインベントリの推定方法について検討する。

代表的な廃棄物についての廃棄体確認までに想定されるパラメータとその不確かさについて検討する。

Ⅱ. 保管・管理

1. 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の測定に関する個別の課題に対する対策を踏まえた測定システム性能を確認し、固体廃棄物管理へ適用できる範囲と制約条件について検討する。

2. 減容・再利用技術に関する開発

減容・再利用のため汚染金属を溶融・除染する際の核種分配挙動及び溶融処理後の検認手法について検討を行う。

C: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（2/2）

Ⅲ. 処理・処分

1. 処理技術

低温処理技術の適用に関し、処理時の安全性を含めて廃棄物ごとの課題を評価・整理し、その解決策について検討する。固化可能性を判断するスクリーニング手法について、2021年度までの成果を踏まえ、様々な固体廃棄物への一般化に向けて適用範囲の拡張を検討する。また、フェロシアン化合物を含む固体廃棄物について、低温処理技術の適用性を検討する。

各種処理技術により作製された固化体について、その安定性（浸出特性、長期安定性、放射線影響等）について検討・評価を行う。

汚染金属を溶融処理した際に発生するスラグについて、その処分の検討に必要な、核種の浸出率等のデータを収集する。

低温処理技術の適用範囲の拡大に資するため、熱分解処理等の中間処理技術について、適用可能な技術を検討する。

2. 処分技術

① 処分概念提示に必要な情報・知識の調査

処分概念に求められるニーズへの対応策構築のため、廃棄物ストリームの検討が進んでいる廃棄物について、必要な情報・知識を調査する。

② 固体廃棄物処分の安全評価技術の信頼性向上の試行

固体廃棄物処分に関して重要なシナリオ抽出のために、固体廃棄物の特性を踏まえ、処分施設における重要事象進展のストーリーボード構築に着手する。また、①で創出される処分概念に適用するため、評価手法の改良を開始する。

*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 米国環境保護庁により開発された、意思決定のために分析試料のサンプリングを計画する方法を用いた手法

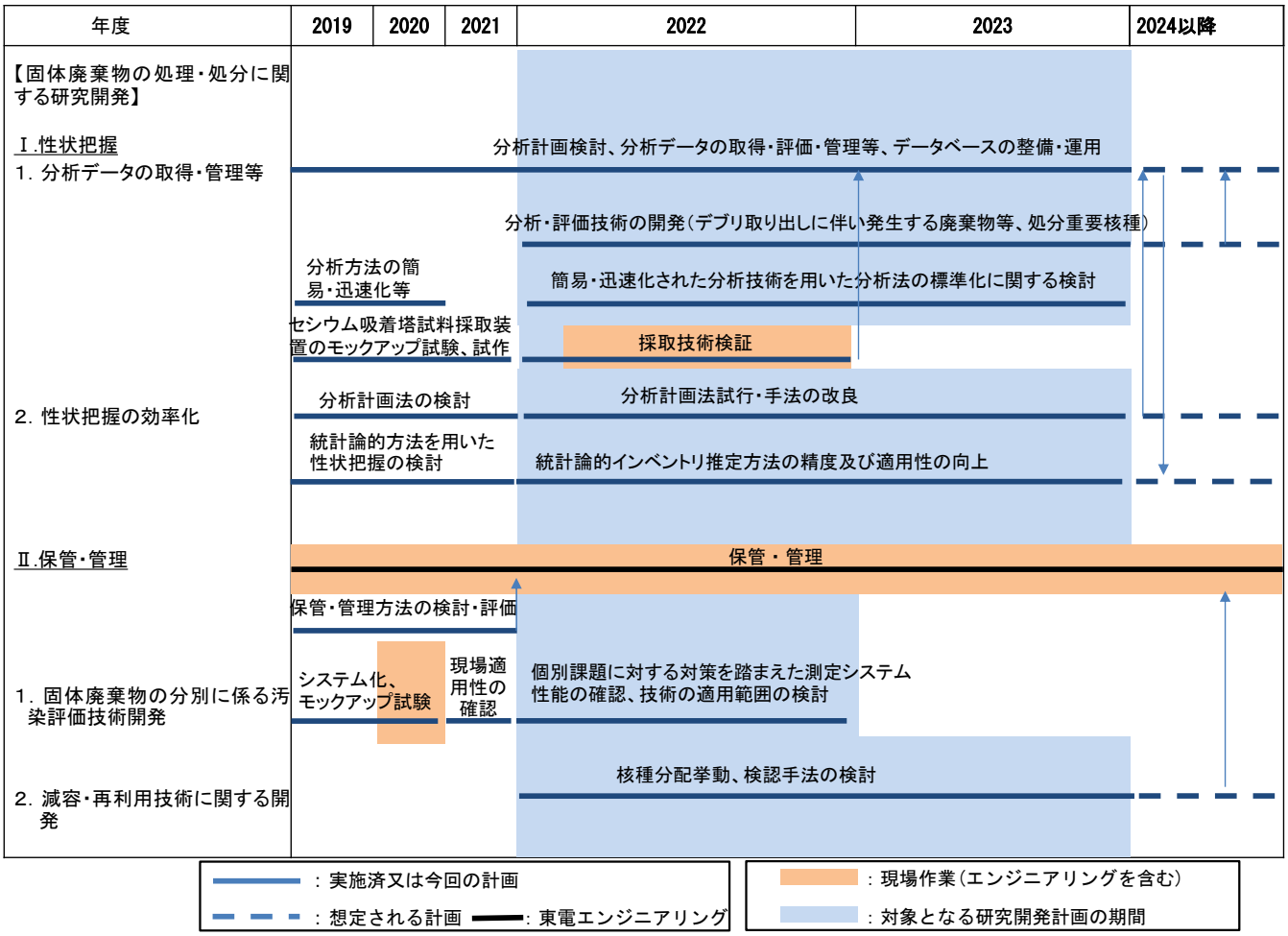
目標達成を判断する主な指標の設定（2022/2023年度）

Ⅰ. 性状把握
- 年間の分析計画の作成と得られた分析データ及び試料情報のデータベースへの蓄積（2022/2023年度）
- 燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の非破壊測定技術及び分析困難かつ処分安全評価上の重要核種の分析技術の開発成果の提示（2023年度）
- 簡易・迅速化された分析技術を用いた分析法の標準化に関する検討成果の提示（2023年度）
- セシウム吸着塔実機からの採取技術の適用性検証結果の提示（2022年度）
- DQOプロセスに基づく分析計画法の試行結果と改善すべき課題の提示（2023年度）
- 統計論的インベントリ推定方法に関する検討結果（不確かさの低減結果、震災前廃棄物の事故に伴う性状変化等廃棄物分類ごとのインベントリ推算値等）の提示（2023年度）
- 代表的な固体廃棄物に対する廃棄体確認までの想定されるパラメータの不確かさの提示（2023年度）

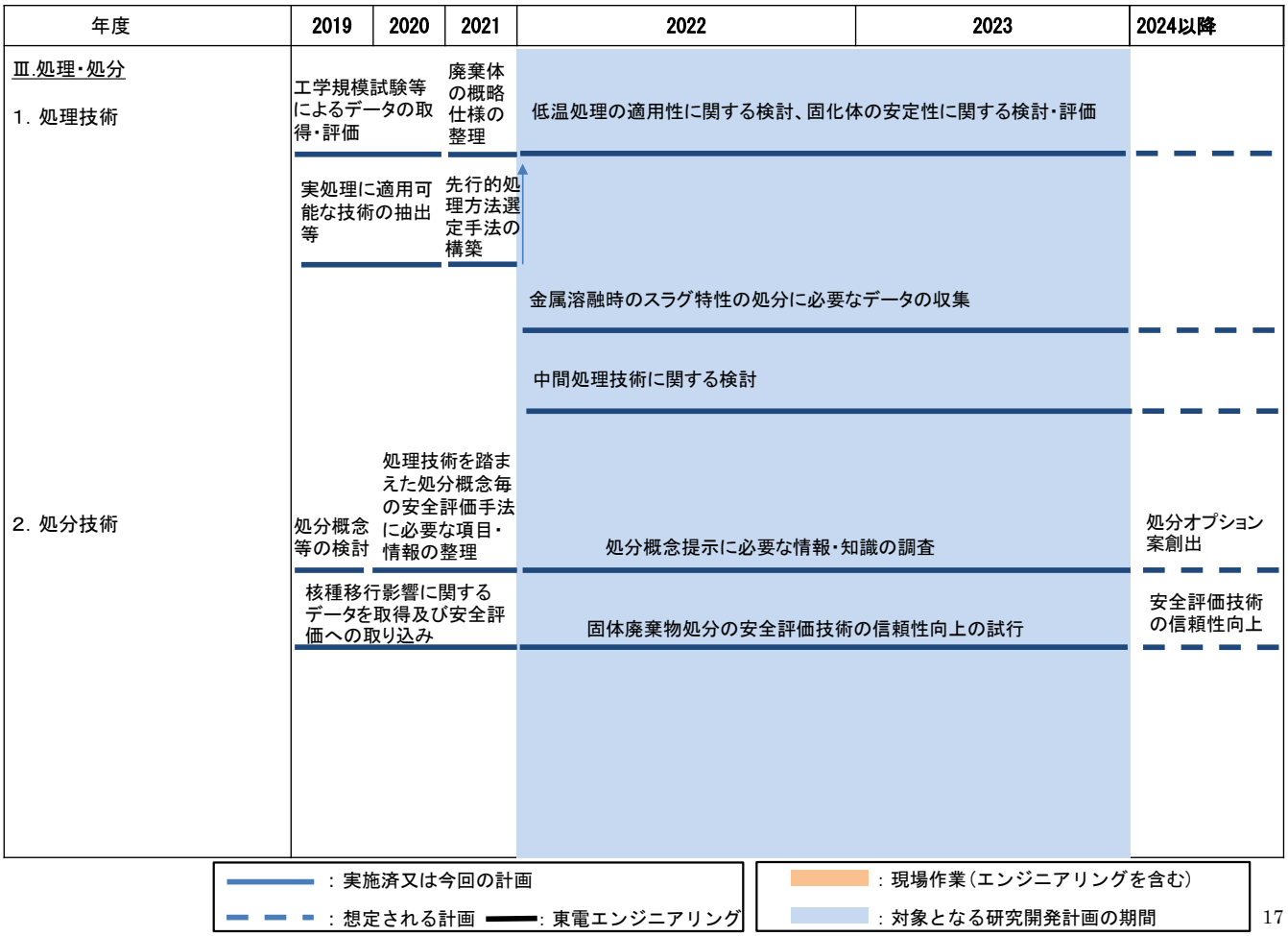
Ⅱ. 保管・管理
- 開発した表面汚染測定システムが固体廃棄物管理に適用できる範囲と制約条件の提示（2022年度）
- 汚染金属溶融時の核種分配挙動に関する知見及び検認手法に関する課題の提示（2023年度）

Ⅲ. 処理・処分
- 低温処理の適用性に関する検討結果の提示（2023年度）
- 固化体の安定性に関する検討・評価結果の提示（2023年度）
- 溶融処理時に発生するスラグの処分に必要なデータの収集結果の提示（2023年度）
- 中間処理技術の候補の提示（2023年度）
- 処分概念に求められるニーズへの対応策構築のため、適切な処分概念の要件案、及びその要件案充足に必要な情報・知識の優先順位に応じた提示（2023年度）
- 固体廃棄物の処分施設での重要事象の進展を記述するストーリーボードのプロトタイプの構築、及び上記で創出される固体廃棄物に適した処分概念についての評価方針案の立案、評価方針案に基づく評価モデル構築及び評価パラメータ設定の試行（2023年度）

（目標工程）C：固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（1／2）



（目標工程）C：固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（2／2）

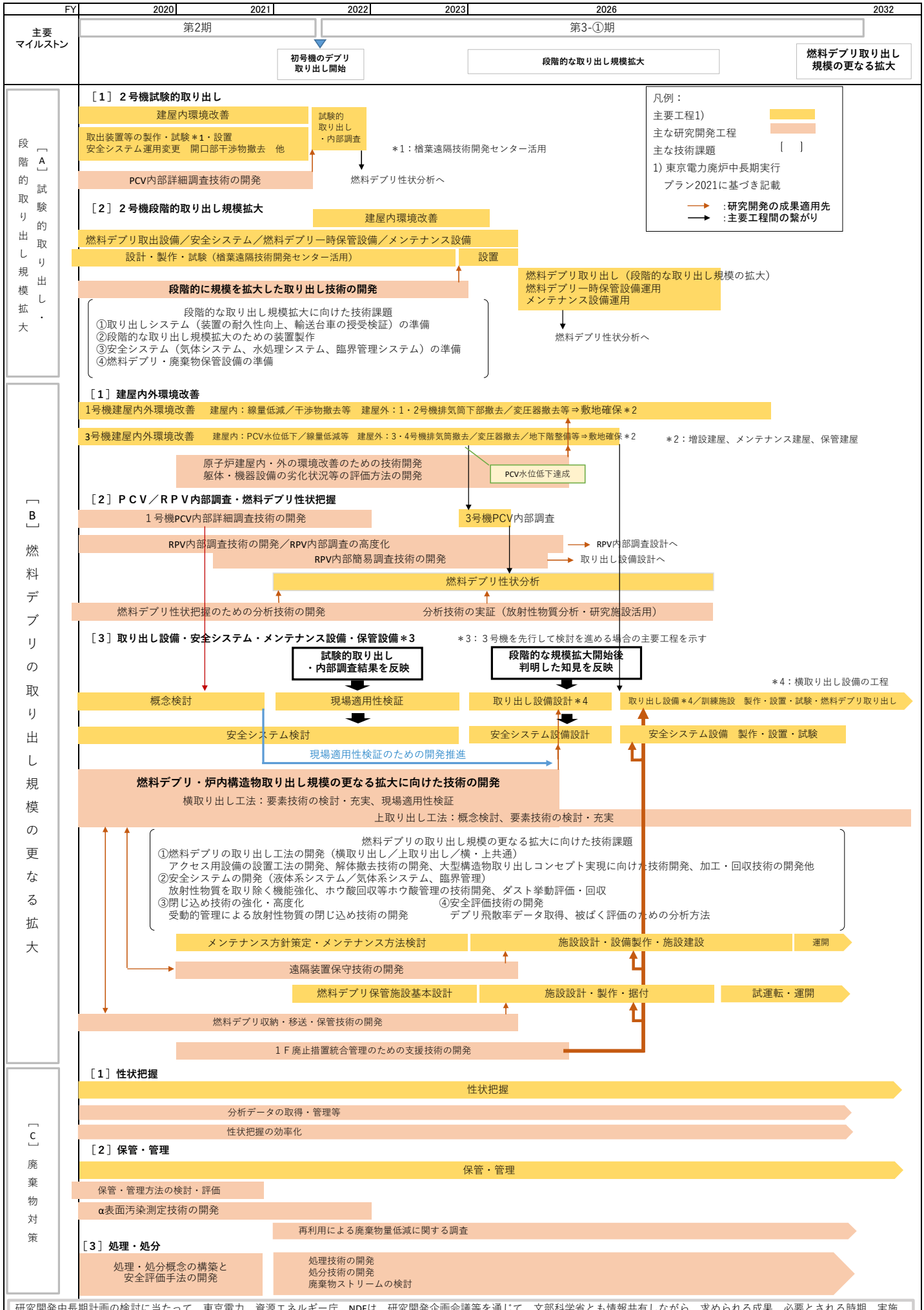


（参考１）

研究開発中長期計画

※研究開発中長期計画は、ＮＤＦが「中長期ロードマップ」及び「技術戦略プラン」並びに東京電力ＨＤの「廃炉中長期実行プラン」に基づき、今後 10 年程度を見通して必要となる研究開発項目・技術課題を抽出し、さらに研究開発の達成時期を設定し、東京電力ＨＤと共同で計画としてまとめたもの。2021 年度の技術戦略プランに掲載。

研究開発中長期計画
―東京電力福島第一原発の廃止措置【燃料デブリ取り出し】等に向けた主要工程と主な研究開発の取組み―



研究開発中長期計画の検討に当たって、東京電力、資源エネルギー庁、NDFは、研究開発企画会議等を通じて、文部科学省とも情報共有しながら、求められる成果、必要とされる時期、実施体制等の検討を行っている。英知事業と廃炉・汚染水対策事業は、成果の共有等で結びつきをさらに強め、基礎・基盤研究の成果も研究の進捗等に応じて廃炉現場に適切に反映していく。

（参考２）

2021 年度研究開発プロジェクトの進捗状況

【A2】燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発（国際廃炉研究開発機構）
（2022年1月末時点における進捗状況）

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内の燃料デブリの取り出しを実現するための取り出しシステムおよび装置を開発中。その内、取り出し用アクセス装置のアーム(前半部、後半部)、エンクロージャ、ダブルドア、アクセスルート構築装置及び遠隔輸送台車は試作機を製作中。中性子モニタは試作機の検証試験を完了し、燃料デブリ回収装置とともにアームとの組合せ検証に向けた改造を実施している。

実施内容及び成果

1．燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画、取出し計画の策定

以下の観点で開発計画を検討・更新。

①個別の開発装置を組み合わせて、段階的に規模を拡大したデブリ取り出しにおけるシステム機能を検証するための試験計画を具体化。

②小石･砂状デブリ、切削粉状デブリ、切削円柱状デブリ回収の3通りのデブリ回収作業に関する全体シナリオについて、双腕マニピュレータ作業の検証結果を踏まえて、回収したデブリを分析施設へ搬出するためのシナリオを関連プロジェクトと継続して協議中。

2．燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出しのための装置、システムの開発

以下の装置、システムを開発中。

①取り出し用アクセス装置(アーム･エンクロージャ等)

a. エンクロージャ内での遠隔作業の検証を、双腕マニピュレータを用いて行い(図1)、予定されている遠隔作業の詳細手順、所要時間、改善点を把握。

b. 取り出し用エンクロージャに搭載するダブルドア機構の試作機を製作中(図2)。

c. 取り出し用アームに搭載する要素技術として「水平オフセット機構を備えたテレスコアーム」を製作中（図3は完成したワンド、水平オフセットリンク）。アーム後半部も製作を開始。

d. エンクロージャはa.の成果を取り入れつつ、製作に向けて製作設計を実施中。

②取り出し用アクセスルート構築装置（X-6ペネ接続構造等）

デブリ閉じ込め性向上を目的としたダブルドアを搭載したX-6ペネ接続構造(図4)の試作機工場内検証を行い、据付手順や性能を確認。

③燃料デブリ切削･回収装置

4種類の試作機(フレキシブルグリッパ型燃料デブリ回収装置、他3種)の改良検証により装置単体の性能検証を実施。アームとの組合せ検証に向けて更に改造を実施中。

④中性子モニタシステム(臨界近接監視用)

予測監視用、常時監視用の試作機2種類(図5)が要求性能を満足することを確認。アームとの組合せ検証に向けて更に改造を実施中。

⑤燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車

遠隔輸送台車試作機(図6)が完成し、工場検証試験中。


図1 双腕マニピュレータによる検証試験

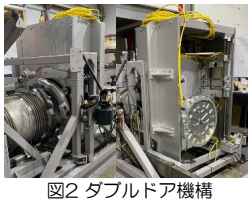

図2 ダブルドア機構





図3テレスコアーム用部品


図4 X-6ペネ接続構造


図5 中性子モニタ


図6 燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車

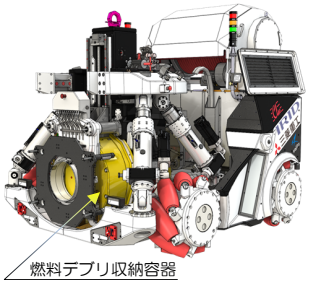
今後の方向性

- 完成品単体の工場内検証を行い、必要により改良を加えて、システムとしての組合せ検証を進めていく。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車（2．⑤）

- 回収した燃料デブリを、エンクロージャから原子炉建屋の出入口近傍まで運び出すための遠隔輸送台車。



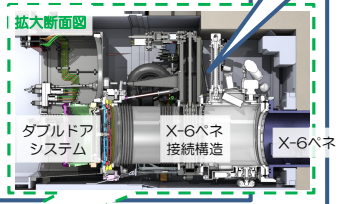
双腕マニピュレータ（2．①a．）

- エンクロージャ内に設置され、各種ツールを取り出し用アクセス装置に付け外ししたり、デブリを運んだりする。



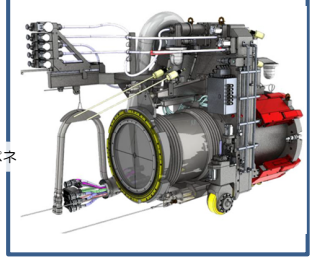
ダブルドアシステム（2．①b．）

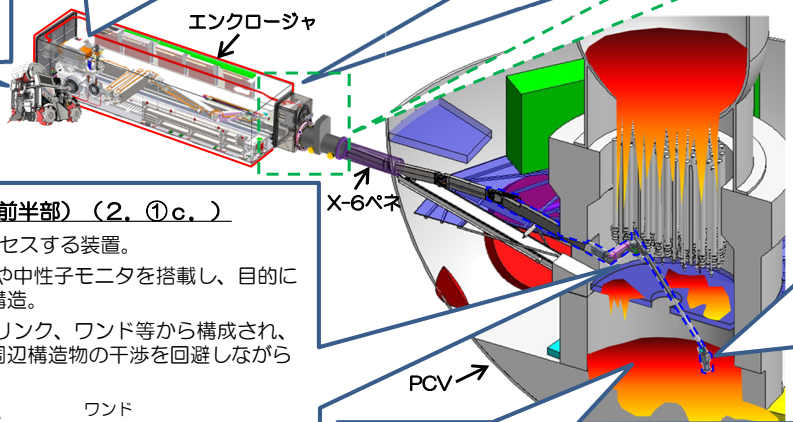
- エンクロージャの前方に搭載され、X-6ペネ接続構造との連結や、エンクロージャとPCV内雰囲気の隔離などを行う

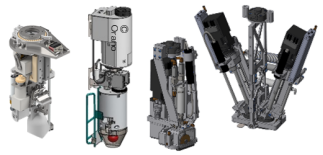
X-6ペネ接続構造（2．②）

- X-6ペネに遠隔で接続し、X-6ペネとエンクロージャ間のアクセスルートを構成する





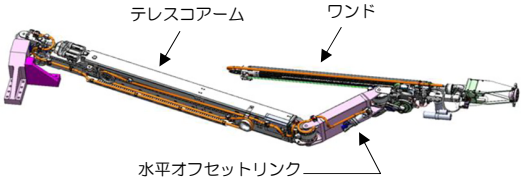
燃料デブリ切削・回収装置（2．③）



- 様々なデブリの性状に対応できるよう、小石や砂状のデブリや、堆積しているデブリを切削して回収する装置。アームの先端部に付け替えて使用する。

取り出し用アクセス装置（アーム前半部）（2．①c．）

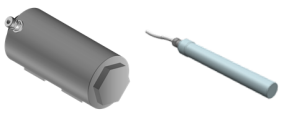
- X-6ペネを介してPCV内部にアクセスする装置。
- 先端に燃料デブリ切削・回収装置や中性子モニタを搭載し、目的に応じて先端のツールを交換できる構造。
- テレスコアーム、水平オフセットリンク、ワンド等から構成され、これらが伸縮・屈折することで、周辺構造物の干渉を回避しながらPCV内部へアクセスする。



中性子モニタ(臨界近接監視用)（2．④）

- デブリ取り出しに伴う切削中の臨界事故を防止するための中性子モニタ。
  切削前に使用する予測監視用と、切削中も使用する常時監視用がある。

予測監視用　常時監視用



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B1】原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発（被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発）（日本原子力研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリの取り出しに先立って、事故による損傷状態が不明な場所が残り、未だに線量率が高い原子炉建屋(R/B)内でのアクセスルート構築準備作業を安全、効率的に行うための環境改善が必要である。環境改善の重要な技術要素は、作業環境と線量・線源分布の把握、 環境変化に対応した被ばく低減計画の策定であり、これに資する技術開発が求められている。このため、R/B内でのアクセスルート構築準備作業等において、作業員の高線量下での被ばく低減をサイバー空間上で被ばくを伴わずに検討できるシステムの構築を目標とする。

実施内容及び成果

a. 線源逆推定・線量率推定技術開発

(a)線源逆推定エンジンの開発
　福島第一原子力発電所のように複雑な屋内構造においても線源逆推定を可能とするために、推定手順（逆推定エンジンの構成）を明確化し、 必要なツール（観測点指示、拡張LASSO、ベイズ統計手法等）の開発仕様を設定。現在、観測点指示ツール等に対し、材料試験炉（JMTR）のデータを用いて動作確認を実施している。

(b)空間線量率推定エンジンの開発
　線源逆推定結果を基に、高強度線源への各種対策（除染、除去、移動、遮へい）の事前検討を可能とするツールの開発を進め、JMTRを対象とした動作確認を実施している。

(c)インタラクティブ可視化エンジンの開発
　パソコン画面の他、VR及びARの環境下で、高速に現場の構造物と線源・線量率分布を可視化できるエンジン開発に必要な仕様を定め、開発を実施している。

b. 実環境データのデジタル化基盤技術の開発

(a)線源逆推定のためのデータ整備・蓄積・活用環境構築のための技術開発
　開発するシステムで必要となるデータ及びそのファイル形式の調査・整理、開発するデータベースのストレージ及びデータ入出力インターフェースに関する概念設計に取り組んでいる。

(b)実環境データ計測に関する基盤技術の研究開発
　線源逆推定に貢献するγ線イメージャ・スペクトロメータの整備・調達、データ計測手法の検討、遠隔操作移動プラットフォームの概念設計、高所データ計測のための機構設計、核種弁別のための検出器の試作等に取り組んでいる。

c. 現場適用のための技術開発

(a)検証試験
　線源逆推定計算手法の検証試験のために対象となる1F及びJMTRの検証用データの整備を実施している。システムの有効性評価については評価項目の詳細化並びにコールド環境での試験場の仕様を検討している。

(b)環境データの更新機能の高度化に関する研究開発
　現場作業による環境データ（施設構造）の変化を効率的に更新する手法の概念設計を行い、必要となる機能の開発を実施している。

(c)1Fにおける他システムとの接続性・拡張性の基礎検討
　開発するシステムの拡張性等検討に資する海外先行事例調査を実施している。

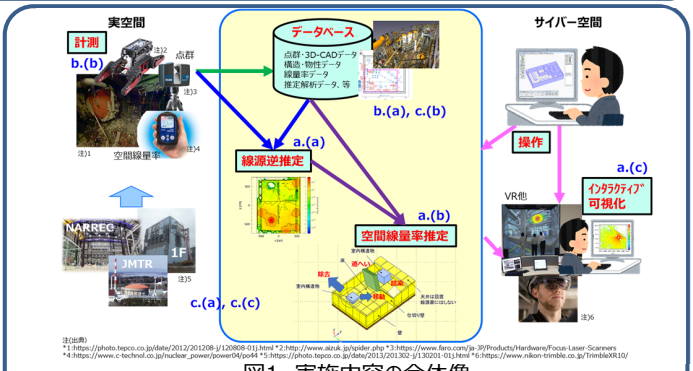
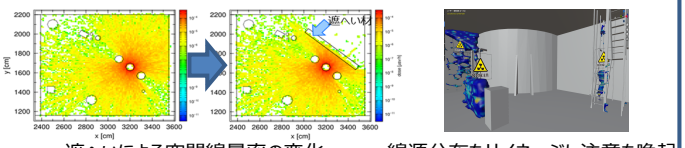


図1　実施内容の全体像



遮へいによる空間線量率の変化　　線源分布をサイネージし注意を喚起

図2　線源・線量率推定結果の可視化例

今後の方向性

a. 線源逆推定・線量率推定技術開発
　LASSOソルバ、高強度線源対策効果計算のベンチマーク計算、インタラクティブ可視化エンジンの動作確認等を実施する。

b. 実環境データのデジタル化基盤技術の開発
　データベース実装、γ線イメージャ・スペクトロメータの性能評価，データ収集ユニット設計開発、高所等計測手法試作モデル開発等を実施する。

c. 現場適用のための技術開発
　JMTR、1F等における検証試験、更新機能の高度化エンジンの試作及び1Fにおける他システムとの接続性・拡張性の基礎検討を継続する。

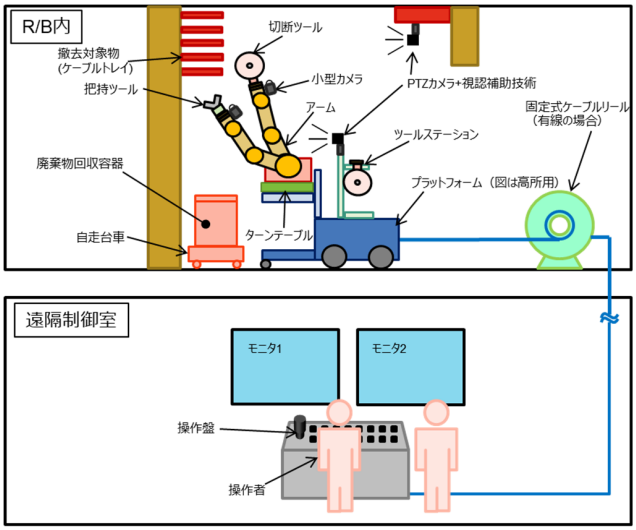
【B1】燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発（環境改善・干渉物撤去のための遠隔技術の開発）（株式会社IHI）（2022年1月末時点における進捗状況）

原子炉建屋(R/B)内における環境改善・干渉物撤去作業を安全かつ効率的に実施するための、遠隔操作性、外乱・変化への対応性、高い作業能力、耐放射線性、メンテナンス性をバランスよく兼ね備えたロボットシステムを開発する。

実施内容及び成果

R/B 1階の代表的な撤去対象干渉物の選定	3号機R/B内における干渉物を抽出し、「電源盤」、「ケーブルトレイ」、「残留熱除去系(RHR)配管」、「水圧制御ユニット(HCU)」を代表干渉物として設定し、検討対象とする撤去範囲を設定。
目標仕様の設定	代表干渉物の選定及び撤去範囲の検討結果に基づき、撤去装置に係る要素技術の目標仕様を設定。
調査方法の策定	調査結果を比較評価することを考慮し、目標仕様を満足する要素技術の調査方法を策定。
調査の実施	策定した調査方法に基づき調査を実施。
調査結果の評価	調査結果を比較検討する際の評価指標を設定。 評価指標に基づき調査結果を評価し、最適な手法・製品を検討。
遠隔システム構成への反映	評価結果に基づき最適な手法・製品を組み合わせることで、遠隔システムを構成。
適用性要素試験計画	遠隔システムを構成する際、各技術の適用性に課題が生じた項目に対し、要素試験による実証を計画。
適用性要素試験の実施	要素試験計画に基づき、試験を実施する。　＜実施中＞
適用性要素試験結果の反映	要素試験により得られた結果を遠隔システム構成へ反映する。

＜本事業のゴール＞
設定した代表干渉物を撤去するためのロボットシステムに関して、具体的な撤去作業を計画できるレベルの作業手順と装置仕様を提示することを本事業のゴールとする。



遠隔システム構成の概念図

今後の方向性

＜代表干渉物の撤去手順の策定＞
要素試験結果を基に、提案した遠隔システム構成による代表干渉物(電源盤、ケーブルトレイ、RHR配管、HCU)の遠隔撤去手順を策定し、その中での課題抽出と対応方針の検討を行う。

＜干渉物遠隔撤去技術の仕様の提案＞
要素試験結果を基に、R/B内の干渉物遠隔撤去技術として、遠隔システム構成や各構成機器の仕様等を提案する。

【B2①】原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（国際廃炉研究開発機構）（2022年１月末時点における進捗状況）

ペデスタル内調査の詳細計画・開発計画の策定・更新、調査のためのアクセス・調査装置及び調査技術の開発を実施している。

実施内容及び成果

１．調査計画・開発計画の策定

ペデスタル内部詳細調査の調査目標、要求条件を設定し、調査計画、装置の開発計画を策定。調査・開発計画として、調査装置がペデスタルCRD開口まで走行し、伸長ロッドを伸長し、ロッド先端のカメラ(センサ)でペデスタル内の情報（映像、放射線量、点群データ)を調査できるアクセス・調査装置の開発を進めている。

２．アクセス・調査装置及び調査技術の開発

(1)アクセス・調査装置の開発

- アクセス・調査装置の試作（複合ケーブル・ケーブルドラム含む）を行い、実機環境を模擬した試験設備にて、一連作業（インストール・走行・調査・回収）の確認試験を実施。（図1、2）
- 関連付帯装置（穴カバー設置、インストール装置、ケーブル送り装置）も試作を行い、上記アクセス・調査装置と組み合わせて確認試験を実施。（図3）

(2)調査技術の開発

- アクセス・調査装置の伸長ロッド先端に搭載するセンサ（放射線量計測センサ、点群データセンサ）に関して、実機環境模擬（暗闇、高線量、水滴滴下）での要素試験を行い、実機適用性を評価中。

今後の方向性

- 伸長ロッド先端に搭載するセンサの実機適用性を評価し、調査装置へ搭載する。また、アクセス・調査装置および全ての調査付帯装置を製作し、装置単体性能試験を実施する。
- 実機環境を摸擬したモックアップ試験設備を設計・製作する。
- 工場内検証・モックアップ試験を実施し、実機適用に向けての課題を抽出する。

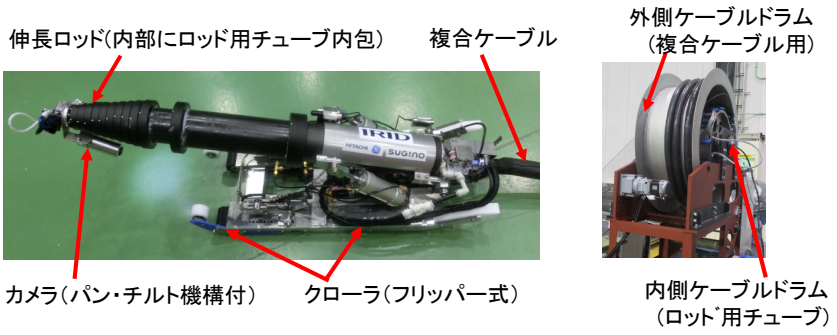


図１　アクセス・調査装置とケーブルドラム

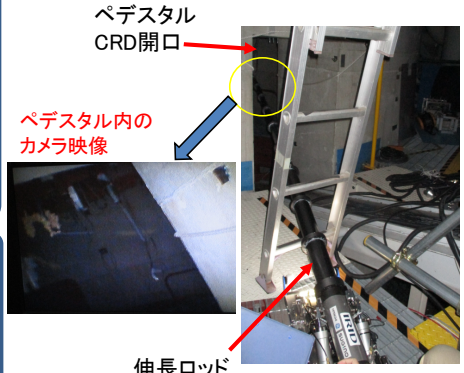


図２　ペデスタル内の調査状況

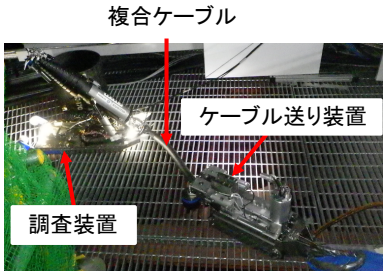


図３　ケーブル送り装置での送り状況

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B2②】原子炉圧力容器内部調査技術の開発（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリ取出し装置の詳細設計に資する情報取得のため、原子炉圧力容器(ＲＰＶ)内部調査において、上部アクセス調査工法の実機適用に向けた炉内構造物に対する開口加工方法として、二次廃棄物（アブレイシブ等）を少なくする加工技術（AWJ、レーザ）の要素試験を実施中。また、下部アクセス調査工法については適用する技術（ドローン、テレスコピック）の要素試験を行い、成立性を確認予定。

実施内容及び成果

１．上部アクセス調査工法における加工技術の高度化

- 2020年度実施の簡易試験にて抽出されたAWJ（Abrasive Water Jet；アブレイシブ ウォーター ジェット）切断およびレーザ切断の課題に対し対策を検討。
- 更なる二次廃棄物の低減へ向け、AWJ切断については流量UPに対応したノズル、レーザ切断については水平切断に対応したノズルを設計（図１）。
- AWJ切断については、流量増加の効果及びアブレイシブ供給量の適正値を確認するための要素試験計画を実施。また、レーザ切断については、水平切断に対応したノズルの切断性能確認を含む、要素試験計画を立案。現在、要素試験を実施中。

２．下部アクセス調査工法の開発

【１号機：ドローン（図２）】

- 2020年度に実施した簡易試験結果から抽出された課題のまとめ及び対策案を検討。
- 有線ドローンについては給電ケーブルの電圧降下による目標飛行高さ未達、無線ドローンについては飛行時間の延長、また、共通課題として、ドローン監視方法、ドローン旋回動作によるRPV底部調査困難、実環境対応（暗闇、水滴滴下）等の課題に対する対策案の効果を確認する要素試験を実施予定。

【2/３号機：テレスコピック（図３）】

- 2020年度に実施した3段テレスコパイプによる簡易試験において、シール部のリーク・摺動抵抗が高いという課題に対する対策案を検討し、パイプの内面表面粗さの改善等、装置仕様へ反映。
- 対策案の効果を確認する試験および全14段のテレスコピックの成立性を評価する要素試験計画を立案し、現在試験の準備中。

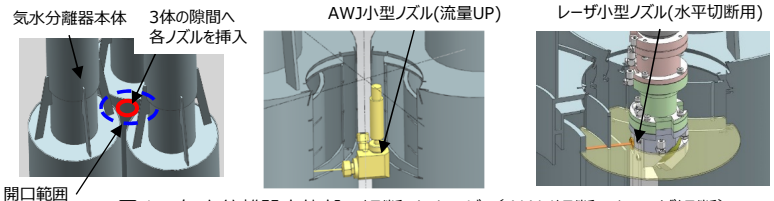


図１　気水分離器本体部の切断イメージ（AWJ切断、レーザ切断）

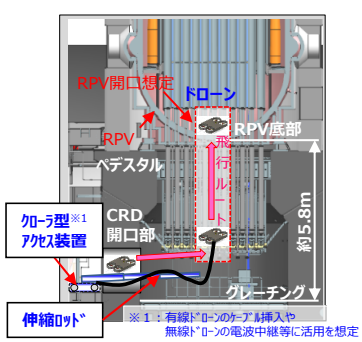


図2　ドローンによるアクセスイメージ



図3　３段テレスコパイプによる簡易試験

今後の方向性

- 上部アクセス調査工法における加工技術の高度化については、要素試験結果を評価し、代替可能な加工技術の概略仕様を策定する。
- 下部アクセス調査工法については、要素試験結果を踏まえた実現性評価を基に概念設計を実施し、工法を策定する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B2③】燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

福島第一原子力発電所（以下、1F）の原子炉建屋内で採取した堆積物等のサンプルを茨城地区の分析施設（日本原子力研究開発機構：JAEA、日本核燃料開発：NFD）に輸送し分析を進めている。また、燃料デブリの取り出し加工の際に生成する放射性微粒子の生成挙動やその後の移行挙動について、ウラン（U）含有模擬デブリ等を用いた試験を計画通り完了し、得られた結果の解析評価を進めている。

実施内容及び成果

(1)燃料デブリ性状の分析に必要な技術開発等

- 1Fの原子炉格納容器内調査等で採取した堆積物等のサンプルについて、そこに含まれるU含有粒子やジルコニウム（Zr）の存在状態（同伴元素、酸化状態）に着目した分析・評価を実施することにより、燃料デブリの性状推定に資する知見の収集を進めている。
- 表1に示すサンプルを選定し、JAEA大洗やNFDの施設で分析作業を進めている。得られた分析データは、JAEAと東京電力HDのメンバーから構成される分析タスクフォースにおいて評価し、既存のサンプル分析データや内部調査、事故進展解析の結果との比較・検討を経て最新の知見としてまとめる。これらの作業を通じて、燃料デブリの性状推定はもとより、組成や性状の予備情報がない1Fサンプル特有の分析・評価技術の経験の蓄積を図るとともに、上記の成果を燃料デブリ特性リスト（debris Wikiと称するコンテンツ管理システムを用いたデータベース）に格納し、幅広いユーザーの利用に供する計画である。

（注、表1中の主な分析項目：FE-SEM：Field Emission Scanning Electron Microscope, 電界放出形走査電子顕微鏡、WDX：Wavelength Dispersive X-ray Spectroscopy, 波長分散型X線分析装置、SEM：Scanning Electron Microscopy, 走査型電子顕微鏡、EDX：Energy Dispersive X-ray Spectroscopy, エネルギー分散型X線分析装置、TEM：Transmission Electron Microscopy, 透過電子顕微鏡、　ICP-MS：Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry, 誘導結合プラズマ質量分析装置）

(2) 燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発

- U含有模擬燃料デブリを用いた微粒子の生成挙動試験については、仏国における試験を計画どおり完了し、得られた結果の整理・解析評価を実施している。
- 主な試験結果として、試料をコアドリルで切削し、生成した微粒子の挙動を調べる機械的切断試験では、生成した微粒子の濃度は8～280 mg/m^{3}程度であり、微粒子の動力学径分布の中央径は3.7～4.4 μm程度であるとの結果を得た。一方、高周波誘導加熱により試料を高温に加熱し、生成した微粒子の挙動を調べる加熱試験においては、生成した微粒子の濃度は100～4700 mg/m^{3}程度であり、微粒子の動力学径分布の中央径は0.05～0.79 μm程度であった。これらは、機械的切断試験で生成した微粒子と比較し、濃度は高く、中央径は小さい値であった。図1に測定例を示す。

表1　2021年度に輸送した分析サンプルと分析の狙い

サンプル	分析項目　注）	分析の狙い
2号機 X-6ペネ調査 ① 調査装置付着物 2号機 原子炉ウェル内調査 ② 差圧調整ライン堆積物 ③ 排気ダクト劣化部 ④ 点検口表面部	• 外観観察 • イメージングプレート（放射能分布測定） • FE-SEM/WDX, SEM/EDX, TEM（各種電子顕微鏡観察） • ICP-MS（質量分析）	• 既存の分析-評価手法の塊状試料への適用性評価 • UやZrを含む粒子（結晶構造や局所組成）からの、事故時の炉内環境、生成燃料デブリ性状の推定 • 堆積物等の由来の推定

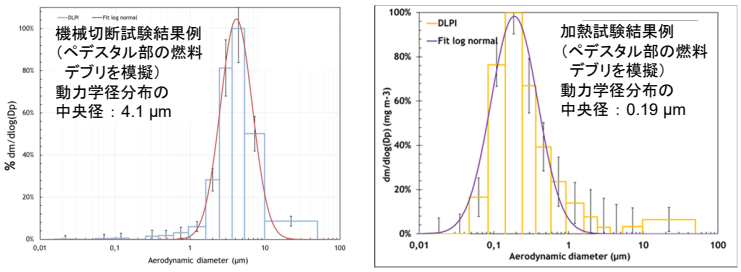


図1　生成した微粒子の動力学径分布の測定例

今後の方向性

- 燃料デブリの性状把握については、堆積物等のサンプル分析とそのデータの評価解析を継続し、得られた知見を燃料デブリ特性リストに集約することにより、試験的取出しによって得られる燃料デブリの分析に備える
- 微粒子挙動の推定技術の開発については、取得した試験結果の整理を継続し、2021年度までに得られた知見やシミュレーションを含めて評価を行うことにより、1F燃料デブリの多様性を踏まえた放射性微粒子の生成挙動を明らかにする。また、これらの成果を基に、燃料デブリ取出しシステム対する影響を評価する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B2③】燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（国際廃炉研究開発機構）（燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術の開発）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリの取り出し作業において、原子炉格納容器より取り出される物体を燃料デブリと放射性廃棄物に仕分ける技術開発に必要、かつ候補となる計測技術の課題の洗い出しと、将来の実機適用を目指した研究開発計画の検討を行っている。

実施内容及び成果

1．候補となっている計測技術の計測誤差に影響を与える因子の解析的評価

原子炉格納容器から取り出される物体には、核燃料物質の他にさまざまな物質（水分、金属成分、制御棒成分、コンクリート成分、核分裂生成物（FP）成分など）を含有している可能性があり、核燃料物質量の測定に影響を与える。

本事業では、先行する事業において仕分けのための計測技術の候補として挙げたもの*1)について、計測誤差への影響が予想される因子を選定*2)し、計測技術毎に各因子の変動幅の範囲で解析シミュレーションを実施し、各因子の計測誤差に与える影響の大きさを分析評価する。さらに、今後更なる解析評価の継続の必要性及び計測誤差低減に向けて将来必要となる技術開発課題について検討する。これまで、設定した解析ケースについてほぼ解析を終了し、結果の整理中である。

***1)候補とした計測技術**：パッシブガンマ線計測、パッシブ中性子線計測、アクティブ中性子線計測、アクティブ・パッシブ中性子+パッシブガンマ線計測、X線透過(高エネルギX線CT法)、宇宙線散乱計測(ミュオン散乱法)

***2)選定した影響因子**：デブリ組成、Gd/B含有量、燃焼度、FP放出率、冷却期間、水分含有量、充てん率、容器中での偏在、など

2．仕分け技術の実機適用を目指した今後の研究開発計画の検討

1．の評価結果や2019年度に検討された技術課題を踏まえ、仕分け技術を実用化することを目標に、今後解決すべき技術課題抽出を進めている。さらに技術課題を解決するための中長期の研究開発計画を検討している。

今後の方向性

- 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのためには、複数の計測技術を組み合わせた計測が必要である。今後、今回の評価を基に、計測概念の構築、計測データから核燃料物質量を推定するロジックの構築に向けて、開発を進める必要がある。

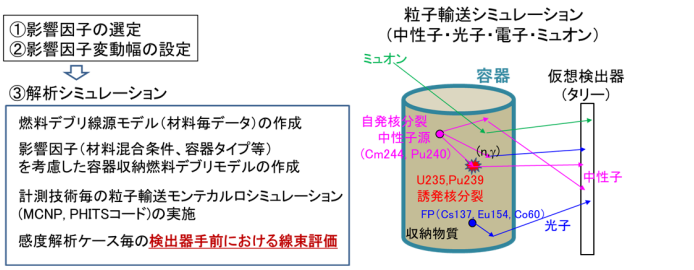
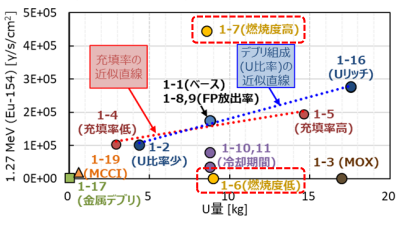


図1 解析シミュレーション（全体の流れ）

No.	パラメータ	デブリ組成（物質：容器に対する体積比）	充填率 (vol%)	燃焼度 [GWd/t]	FP放出率	冷却期間 [年]	U量*1 [kg]	合計線束 [γ/s/cm²]	1.27MeVピーク (Eu-154) [γ/s/cm²]
1-1	溶融デブリ(ベース)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	23	標準	20	8.79	5.23×10^6	1.77×10^5
1-2	U比率(U少)	UO_2:7.5%, ZrO_2:22.5%	30	23	標準	20	4.39	3.63×10^6	1.01×10^5
1-3	MOX	MOX:30%	30	0*2	標準	20	17.0	2.80×10^6	0.00×10^0
1-4	充填率(低)	UO_2:5%, ZrO_2:5%	10	23	標準	20	2.93	3.40×10^6	1.03×10^5
1-5	充填率(高)	UO_2:25%, ZrO_2:25%	50	23	標準	20	14.6	5.63×10^6	1.94×10^5
1-6	燃焼度(高)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	1.3	標準	20	8.98	3.06×10^6	5.27×10^0
1-7	燃焼度(低)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	51	標準	20	8.58	1.16×10^6	4.45×10^5
1-8	FP放出率(低)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	23	0%放出	20	8.77	2.81×10^7	1.76×10^5
1-9	FP放出率(高)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	23	高放出	20	8.82	1.15×10^6	1.75×10^5
1-10	冷却期間(中)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	23	標準	30	8.79	3.81×10^6	7.84×10^4
1-11	冷却期間(長)	UO_2:15%, ZrO_2:15%	30	23	標準	40	8.79	2.89×10^6	3.50×10^4
1-16	U比率(Uリッチ)	UO_2:30%	30	23	標準	20	17.6	6.93×10^6	2.77×10^5
1-17	金属デブリ(SUS含有)	UO_2:0.075%, ZrO_2:0.075%,SUS:29.85%	30	23	標準	20	0.0439	7.63×10^6	1.50×10^3
1-19	MCCI(コンクリ含有)	UO_2:1.05%, ZrO_2:1.05%, SUS:7.2%,Concrete:20.7%	30	23	標準	20	0.615	1.08×10^6	7.15×10^3

*1 U量＝ウラン同位体の全質量、*2 No.1-3は福島燃焼度のMOX燃料



- ✓ Eu-154のγ線とU量に比例関係が見られる（デブリ組成や充てん率の影響を受けない）
- ✓ 燃焼度が変化すると相関が崩れる
  ⇒ 別の測定手法で燃焼度を同定する必要がある

図2 パッシブガンマ線の解析例（Eu-154（1.27MeV)の線束）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B2③】燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）（１／２）（日本原子力研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

複数のミクロ組織を含む模擬燃料デブリを調製し、 より精度の高いミクロ組織の同定とそれらの特性を推定する手法を開発する(1)。また、福島第一原子力発電所(1F) 2 号機を対象に原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリの熱挙動を数値シミュレーションにより推定する手法の開発を行う(2)。さらに、ウランあるいは核燃料が含まれることを簡易的あるいは作業現場（その場）で迅速に検出する分析技術の1Fの現場への適用を目指した技術開発を行う(3)。

実施内容及び成果

(1)分析精度の向上のための技術開発

事故進展時に想定される燃料デブリの生成プロセスが極端に異なる2種類のケースとして、圧力容器内で比較的低温での共晶反応で生成したSUS-B_4C-(U,Zr,Fe)O_2系の模擬燃料デブリ(図1①）を東北大で、格納容器床面での高温溶融・凝固を経たMCCI系の模擬燃料デブリ（図1②）をJAEA原科研にてそれぞれ調製。

調製した模擬燃料デブリをJAEA大洗に輸送し、容器に密封状態のまま、X線CTにより内部の状況及び模擬デブリ内部の密度分布を確認している。今後、試料を各分析機関（JAEA大洗、JAEA原科研、NFD、NDC）に輸送し分析に着手する。

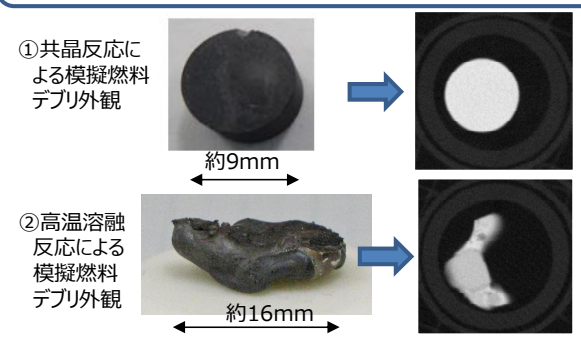


図1 調製した模擬燃料デブリとX線CT撮像の例

今後の方向性

- X線CT結果の画像解析及び分析作業を着実に進める。
- 不均一なミクロ組織観察からマクロ特性を評価する方法について、各機関の考え方を共有し、議論を進める。

実施内容及び成果

(2) 燃料デブリ熱挙動の推定技術の開発

1F2号機を対象として燃料デブリの熱挙動を精緻に推定するため、 3次元二相流の熱流動解析が可能な数値流体力学（CFD）コードACE-3Dに対して必要な改良を実施。また、燃料デブリの熱挙動において重要となる、多孔体を含む自然対流に対する適用性を確認するため、実機自然対流条件を模擬できる装置や、多孔体による流れの影響を詳細に把握できる装置によるデータ取得を実施(図2)。さらに、試験装置では難しい詳細なデータの取得、複雑な形状を有するPCVへの模擬性の確認のため、実機空冷状態を対象に、より詳細な計算が可能なJUPITERによる解析を実施している(図3) 。各種パラメータが熱挙動に与える影響を適切に評価可能なモデル、モデル定数の検討を進めている。

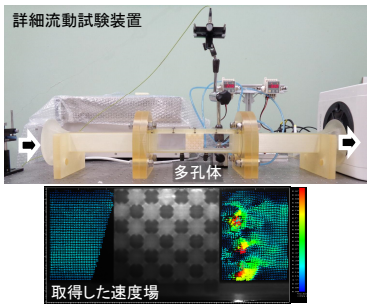


図2 詳細流動試験装置により取得したデータ

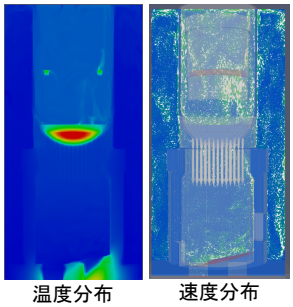


図3 実機解析結果の一例

今後の方向性

- 試験データなどを用いてコードの妥当性確認、モデルの評価を行う。
- 実機プラントデータ(温度の推移)を用いてACE-3Dによる解析が妥当な結果を与えることを確認する。
- 空冷、間欠注水状態などを想定した実機解析を実施する。

【B2③】燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）（２／２）（日本原子力研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

実施内容及び成果

(3)簡易（その場）分析のための技術開発

空間的（その場）・時間的（迅速性）観点から検討した結果、簡易（その場）分析手法として蛍光X線分析法（XRF）と光ファイバーを利用したレーザー遠隔その場分析法（光ファイバーLIBS）を選定し、技術開発計画を確定。本技術開発の全体像を図4に示す。このうち、光ファイバーLIBSの基本型と長尺化技術開発を図5に、核燃料物質による性能評価に関する研究の実施内容を図6に、基礎基盤技術を基にした実機開発に関する計画を図7に示す。

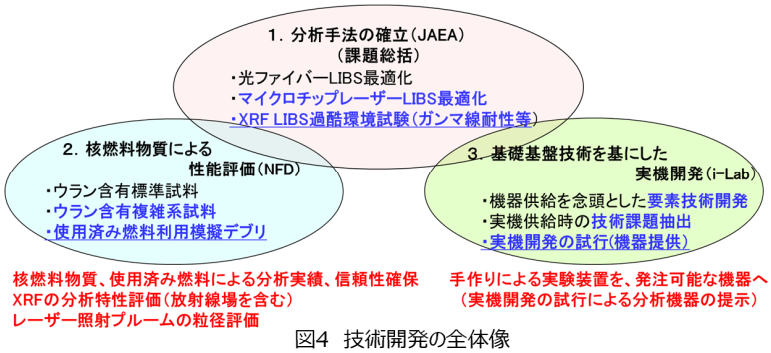


図4 技術開発の全体像

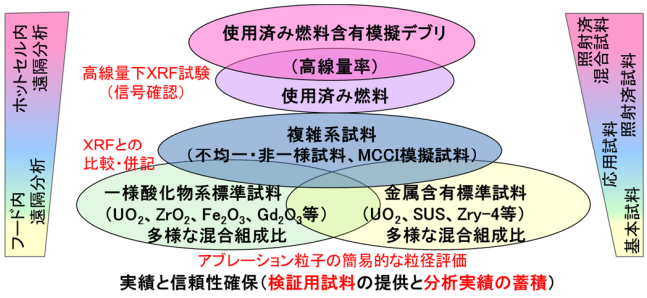


図6 核燃料物質による性能評価に関する研究の実施内容

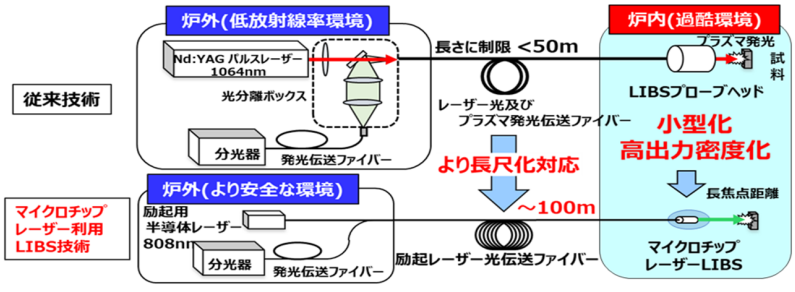


図5 光ファイバーLIBSの基本型と長尺化技術

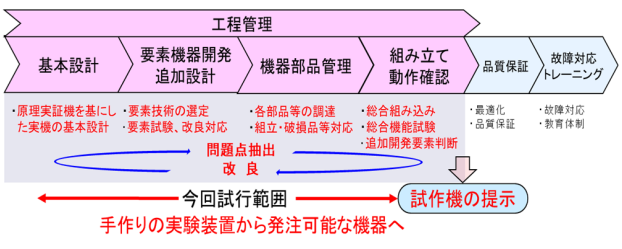


図7 基礎基盤技術を基にした実機開発に関する計画

今後の方向性

- 分析手法の確立では、既存耐放射線性光ファイバーに対応した近赤外領域分光システムとマイクロチップレーザーの高度化設計を実施する。
- 核燃料物質による性能評価では、ウラン含有標準試料製作、並行して性能比較を実施するXRFの整備、ホットセルの調整を実施する。
- 基礎基盤技術を基にした実機開発では、必要となるシステムの仕様を決定し、基本設計を実施する。

【B2③】燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）（東芝エネルギーシステムズ株式会社）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリの取り出しや保管工程において、燃料デブリの性状や長期間の安定性を把握することが重要である。本プロジェクトでは、気中及び水中環境において、模擬燃料デブリを用いた微粒子化に関する試験データを取得し、経年変化が発生する材質や環境の条件範囲の定量化を行うとともに、微粒子化の長期予測性の向上を行い、燃料デブリ取り出しや収納・移送・保管方法に及ぼす影響を検討する。

実施内容及び成果

今後の廃炉工程に影響しうる経年変化事象として燃料デブリの微粒子化に着目して、気中及び水中における経年変化の推定を進めている。

1) 2020年度までに得られた事業成果の概要

燃料デブリが微粒子化する要因として含有成分（Zr, UO_2, Fe等）の酸化や溶出に着目し、これを発現しうる模擬燃料デブリを作製し、気中や水中の加速試験を行った結果、次の3種の微粒子化を確認。
① Zr(O)を含む(U,Zr)O_2 ② (U,Zr)O_2を含むガラス状燃料デブリ
③ FeやFeOを含むガラス状燃料デブリ。 微粒子発生量は環境条件に依存し(図1)、温度依存性データから、基礎的段階の経年変化推定式を求め、微粒子発生量を試算。

2) 2021年度の進捗状況（~2022年3月）

燃料デブリ微粒子化の長期予測性の向上や、微粒子の生じる燃料デブリの組成及び環境因子の条件範囲を明確にするためには、試験データを追加取得し、挙動をより明確にする必要がある。このため、今後２年間で実施すべき気中及び水中試験の燃料デブリ化学組成や環境条件の範囲を策定するとともに、長期予測性を向上するための加速試験の加速因子を設定。そして得られる結果から、任意の化学組成や環境・年数における微粒子発生量の予測式を設定し、各号機の廃炉工程と期間を考慮した微粒子発生量について推定する方針を立案。(図2)

今後の方向性

模擬燃料デブリを用いた気中及び水中試験を行い、微粒子発生条件の定量化を進めるとともに、加速試験方法を確定する計画である。

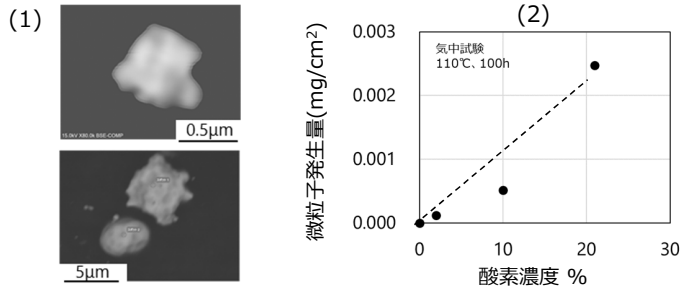


図1 Zr(O)+(U,Zr)O_2の気中試験で発生した微粒子の(1)電子顕微鏡写真、(2)微粒子発生量の酸素濃度依存性

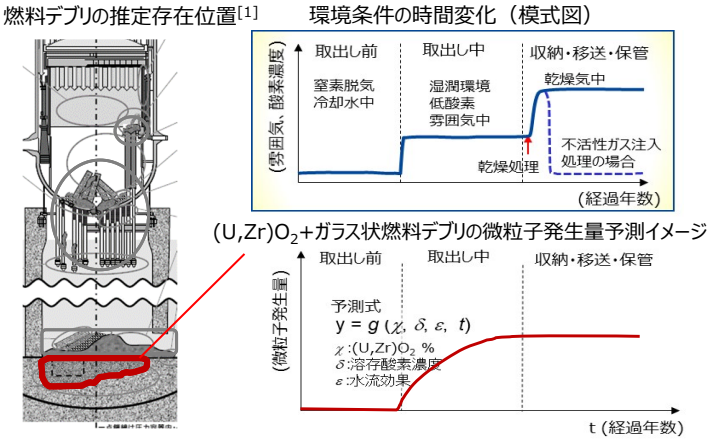


図2 燃料デブリの廃炉工程における微粒子発生量の推定方針案を示す模式図

[1] IRID「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」平成29年度成果報告, https://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

【B3①】燃料デブリの取り出し工法の開発（１／２）（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリ・炉内構造物取り出しのためのアクセス用構造物の遠隔設置工法、 原子炉格納容器(PCV;Primary Containment Vessel)接続部の閉じ込め技術、炉内構造物の解体方法、PCV内干渉物解体技術、大型搬出容器・搬送台車等の各要素技術について、開発計画の検討、概念設計等を実施。

実施内容及び成果

1．横取り出し工法の開発

(1)アクセス用設備の設置工法の開発

- PCVと接続するアクセス用設備（セルアダプタ、遮へい扉、セル）の具体化・据付工法の実現性検討・検証を実施。(図1)
  アクセス用設備の設置における重要工程であるバウンダリ構築(図2)については、課題抽出と課題対応のための要素試験計画を立案中。
- アクセストンネル(図3)のスリーブ遠隔設置について、前提条件、送り出し工法および装置の検討結果を整理し、アクセストンネル本体の送り出しと同じ「全体送り出し方式」を選定。課題および試験等で確認が必要な項目について整理し、要素試験計画を立案中。
- アクセストンネルのスリーブ遠隔溶接について、課題および試験等で確認が必要な項目について整理した。課題の1つである酸化物発生の対策として、溶接ヘッド(図4)のシールド性改善設計を実施中。他の課題への対策検討も行い、要素試験計画を立案中。
- アクセストンネル遮蔽体追設工法検討のため、検討方針および前提条件を整理し、遮蔽評価方法について具体化を検討中。
- アクセストンネル設置のためのシールドプラグ、シールドブロック解体について、検討方針および前提条件を整理。解体手順を検討し、課題整理中。

(2)解体・撤去技術の開発

- HVH(Heating Ventilating Handling Unit)解体について、前提条件を整理し、解体作業ステップを検討。作業ステップの詳細検討および大型ロボット、揚重装置の仕様整理と概略構造検討を実施中。切断ツールを検討し、要素試験計画を立案中。(図5)

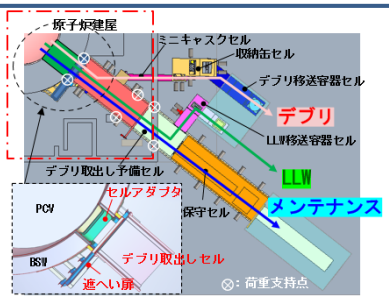


図1 アクセス用設備イメージ

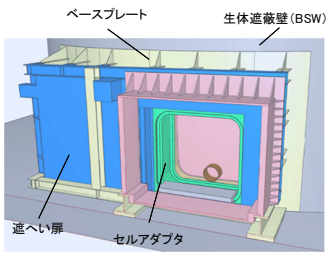


図2 バウンダリ部設置イメージ

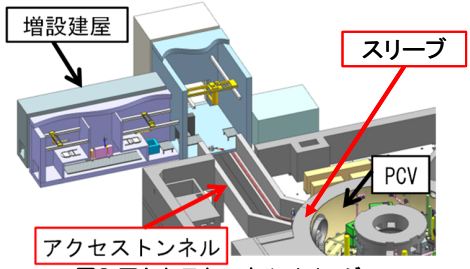


図3 アクセストンネルイメージ

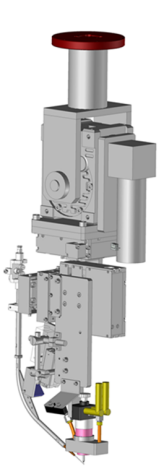


図4 溶接ヘッドイメージ

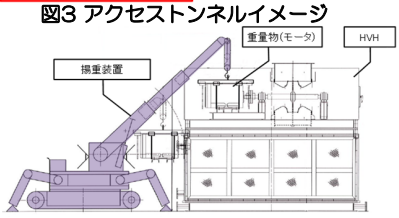


図5 HVH解体用揚重装置イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B3①】燃料デブリの取り出し工法の開発（２／２）（国際廃炉研究開発機構）
（2022年１月末時点における進捗状況）

１．横取り出し工法の開発

(2)解体・撤去技術の開発（続き）

- 制御棒駆動機構(CRD:Control Rod Drive)交換機解体について、前提条件を整理し、解体作業ステップを検討。作業ステップの詳細検討を行い、装置の仕様整理と概略構造検討を実施中。落下防止と切断片搬出に関する基礎試験を計画中。(図6)
- ポンプピット内干渉物撤去について、前提条件を整理し、作業ステップを検討。試験に使用するポンプ模擬体(図7)の検討および実機で使用する揚重装置の仕様整理と概略構造検討を実施中。また、要素試験用の揚重機を設計中。

(3)取り出し工法の高度化開発

- 取り出し用遠隔先端ツールについて、干渉物、燃料デブリ加工の課題および試験等で確認が必要な項目について整理。また、先端ツールの概念検討実施するとともに要素試験計画を立案中。（図8）
- オペレータの遠隔操作を支援する操作システムにおいて、シミュレータを用いてアームによるペデスタル内の干渉物撤去の作業検証を実施。また、「手動操作中の干渉回避」を実現するシステム計画図を作成し、システムを開発中。（図9）

２．上取り出し工法の開発

(1)大型構造物の取り出しコンセプト実現に向けた技術開発（図10）

- 大型一体搬出工法について前提条件を整理。RPV(Reactor Pressure Vessel)ヘッド解体方法について、スタッドボルトをアブレイシブウォータジェット(AWJ注；Abrasive waterjet)で切断する方法を検討し、切断要素試験計画を立案中。炉心部等の充填固化方法および炉内構造物切断方法について概念検討実施中。(図11)
- 大型構造物を一体で収納する大型搬出容器について、前提条件を整理し、開発方針を検討。大型搬出容器の製作手順を考慮し、試験での模擬範囲について検討し、課題を整理して要素試験計画を立案中。また、大型搬出容器の実機運用方法について概念検討実施中。
- 大型構造物を搬送するための大型搬送装置構造について前提条件を整理し、開発方針を検討。連絡通路・増設建屋での取り扱いを考慮した場合、駆動部と気密ゲートの干渉が課題になるため、開発課題について検討中。

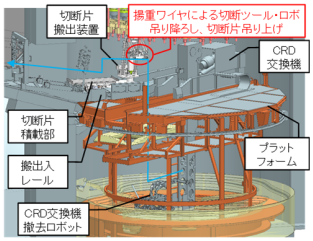


図6 CRD交換機解体イメージ

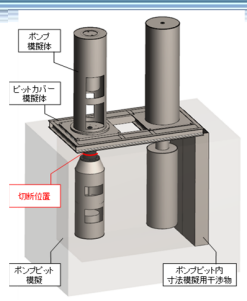


図7 ポンプ模擬体イメージ

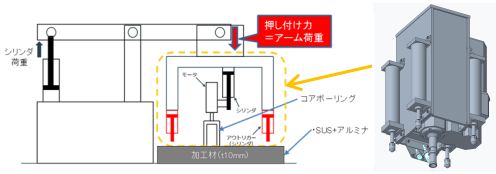


図8 先端ツールによる加工試験イメージ



図９　アームによる干渉物撤去の検証

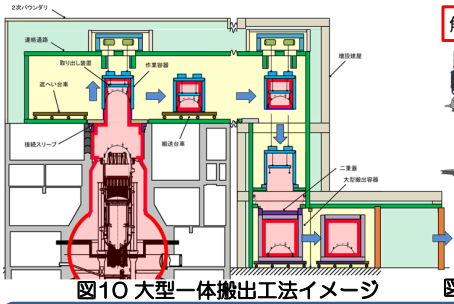


図10 大型一体搬出工法イメージ

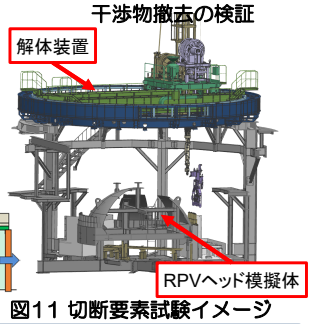


図11 切断要素試験イメージ

今後の方向性

- 開発計画の検討、概念設計等に基づき、要素試験等を実施することにより、その実現性を確認する予定。

注）研磨材を混合した超高圧水を噴射し切断する方法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B3①】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（国際廃炉研究開発機構）
（2022年１月末時点における進捗状況）

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、及び作業員の被ばく線量の低減に関わる要素技術として、大型搬出容器蓋部の気密機構、アクセストンネル接続方法および接続部の閉じ込め構造に関して、開発計画の検討、概念設計等を実施。

実施内容及び成果

１．大型搬出容器の気密機構の開発

- 大型構造物を一体で搬出する(図1)ために必要となる、汚染拡大防止機能及び高線量の収納物に対する遮蔽機能を有する大型搬出容器蓋部の気密機構について検討。
- 大型搬出容器蓋部気密機構の要求仕様を整理し、漏えい率判定基準について検討して試験計画を立案。要素試験により実現性を確認中。(図2)
- 構造物収納後から保管するまでの臨界管理方法として、大型搬出容器内に中性子吸収材を入れておくことで未臨界を維持することを検討し、評価中。

２．アクセス用重量構造物の接続構築技術及び接続部の閉じ込め構造の開発

(1)アクセス用重量構造物の接続構築技術の開発

- 重量構造物であるアクセストンネルに関し、遠隔で送り出して原子炉格納容器(PCV;Primary Containment Vessel)と接続するために必要なスライド部の構造検討を実施。(図3)
- スライド部の実現性確認のため、実機質量模擬体(図4)を用いたスライド部の要素試験計画を立案。
- 要素試験により実機質量模擬体の送り出し可否や摺動面の摩擦抵抗および追従性等を確認中。

(2)接続部の閉じ込め構造の開発

- アクセストンネルとPCV接続部に設ける変位吸収機構について、変位をベローズと摺動フランジで吸収する構造の具体化検討中。(図5)
- 変位吸収機構の実現性確認のため、許容漏えい率の検討を行い、要素試験計画を立案。(図6)
- 要素試験により変位量や変位吸収機構動作前後での漏えい量が判定基準を満足するか、確認中。

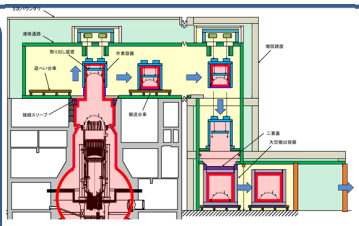


図1 大型一体搬出工法イメージ

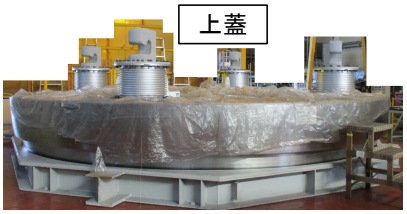


図2 大型搬出容器蓋部の試験体

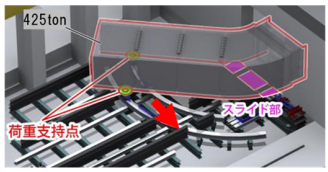


図3 アクセストンネル旋回イメージ

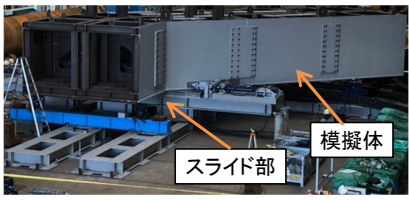


図4 実機質量模擬体

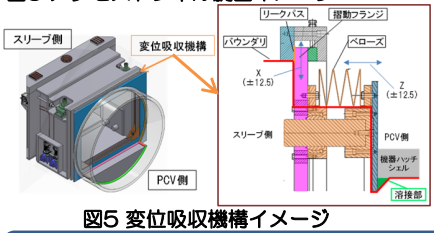


図5 変位吸収機構イメージ

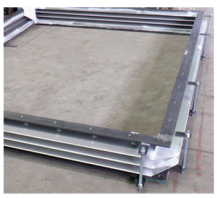


図6 変位吸収機構試験体(ベローズ部)

今後の方向性

- 開発計画の検討、概念設計等に基づき、要素試験を実施することにより、その実現性を確認中。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B3①】Development of Fuel Debris Retrieval Method (Development of Fuel Debris Dust Dispersion Suppression Technologies) (ONET) (Progress by End of 01/2022)

Development of technologies allowing the application of coating onto Fuel Debris (FD) and internal elements of PCV with remote control system in order to prevent the dust dispersion of Fuel Debris during Fuel Debris processing and/or retrieval operations

Project Outline and Outcomes

(1) Input data and preselection of coating candidates (07/2021 – 11/2021):

- Functional analysis of system vs knowledge of situation on site
- Market survey and first choice of coating candidates (~45)
- Technical analysis & Preliminary tests in order to selection best candidates for the next stage of development (~10)
- Manufacturing of Fuel Debris simulants as representative as possible of the situation on site for future tests

(2) Tests to prove the efficiency of coating in terms of dust dispersion suppression (From 11/2021):

- During Fuel Debris Processing (laser cutting, grinder cutting, core boring) with monitoring of airborne particles production (Figure (1), (2), (3))
- Due to the fall of an object & aeraulic and hydraulic stress (Figure (4))

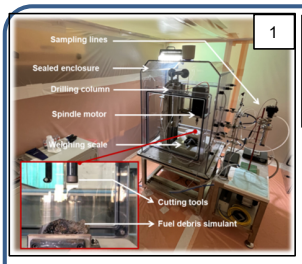
⇒ Tests will be performed in dedicated facilities

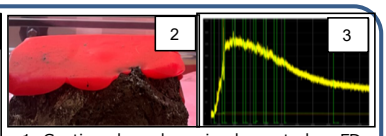
(3) Tests to qualify and prove the applicability of the coating system (From 11/2021)

- Lab tests are realized in order to ensure that the coatings have the expected properties vs situation on site (resistance to irradiation, pot life, innocuity inside PCV, etc.)
- Tests of spray and injection with remote controled system on representative mock-up to verify the applicability (Figure (5))

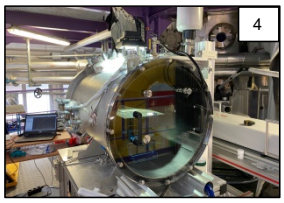
(4) Impact study of the use of coatings on site (From 11/2021)

- Impacts will be studied considering the cooling of Fuel Debris on site, waste management, impact on existing systems (filtration systems in air and underwater, etc.)
- Proposition for a future prototype's development

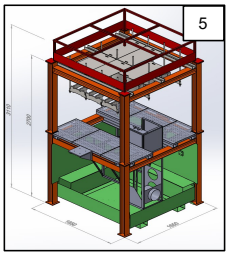




1. Coatings have been implemented on FD simulants (2) before core-boring in a specific airtight cell (1). Airborne particles production is monitored in order to assess the efficiency of the coating in terms of dust resuspension suppression (3)



Dust resuspension due to mechanical, aeraulic and hydraulic stress will be tested in dedicated facilities (4)



Representative mock-up in order to test the applicability of the coating system (5)

What to do in future

- Lab tests must be realized to determine coating properties must be completed (objective: 3 to 4 remaining coatings for final system)
- Results of preliminary tests in terms of efficiency and innocuity must be consolidated with complementary tests
- Coating system remotely controlled must be developed to realize representative coating tests
- Study of impact of resin implementation must be realized

【B3①】燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発）(ONET)(2022年1月末時点における進捗状況)

燃料デブリへの飛散抑制材塗布技術、及び燃料デブリの加工及び取り出し作業時のダスト飛散抑制を目的とし、炉内構造物遠隔制御システムの開発を実施。

実施内容及び成果

(1) インプットデータ及び飛散抑制材候補の予備選定 (2021年7～11月)

- 飛散抑制材選定の評価基準決定のための機能分析、現場状況とシナリオの研究を実施。
- 市場調査及び飛散抑制材候補を一次選定 (候補数：~45)。
- 次の開発段階に向けた最適な飛散抑制材候補選定のための技術分析及び予備試験を実施 (候補数：~10)。
- 今後の試験に向けた現場状況を可能な限り網羅した模擬燃料デブリを作成。

(2) 選定した飛散抑制材の飛散抑制効果実証試験 (2021年11月～)

- 燃料デブリ加工時 (レーザー切削、グラインダー切削、コアボーリング)の気中飛散粒子生成物を監視（写真①、②、③）。
- 構造物落下時、空力及び水圧による応力等、デブリ加工時以外のダスト飛散事象を想定した試験を実施（写真④）。

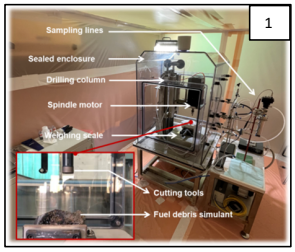
⇒ 現在、専用施設での試験実施を計画中。

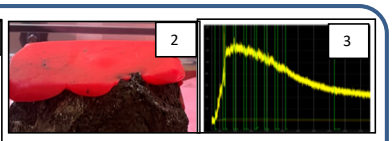
(3) 飛散抑制材塗布システムの現場適用性実証試験 (2021年11月～)

- 飛散抑制材の現場状況に対する特性確保を目的としたラボ試験を実施(照射耐性、ポットライフ、原子炉格納容器（PCV：Primary Containment Vessel）内での無害性等)。
- 現場適用性実証のためのモックアップを用いた遠隔操作による散布・注入試験を実施（図⑤）。

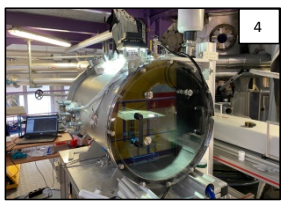
(4) 現場での飛散抑制材使用による影響の検討 (2021年11月～)

- 現場での燃料デブリ冷却、廃棄物管理、既存システム (気中・水中フィルタシステム等)を考慮した影響を検討。
- 次期開発案を提示。

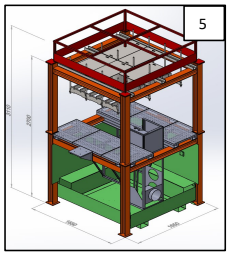




気密室(写真①)における、コアボーリング前の模擬燃料デブリへの飛散抑制材塗布(写真②)。
塗布材の飛散抑制効果評価のための気中飛散粒子生成物の監視(写真③)。



専用施設での空力及び水圧による応力、機械的切削によるダスト再浮遊試験実施(写真④)。



飛散抑制材適用性確認試験のためのモックアップ設備(図⑤)。

今後の方向性

- 飛散抑制材の特性決定のためのラボ試験を実施(目的：最終候補3-4種の選定)する。
- 飛散抑制効率及び無害性に関する予備試験結果の補完試験への統合を行う。
- 選定された飛散抑制材の試験に向けた遠隔制御による飛散抑制材塗布システムを開発する。
- 樹脂導入による影響を検討する。

【B3②】安全システムの開発（液体系・気体系システム、臨界管理技術）（国際廃炉研究開発機構）（2022年１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中における安全システムの開発として、燃料デブリから循環水中に溶出すると考えられる溶解性α核種の除去技術の開発、RO濃縮水（*）の処理技術の開発及び二次廃棄物処理技術の開発並びに臨界近接監視技術・中性子吸収材技術の現場運用方法に関する技術の開発を行っている。　＊逆浸透膜（RO(Reverse Osmosis)膜）によって不純物を除去する場合、除去後に残る不純物濃度の高い溶液。

実施内容及び成果

(1) 液体系・気体系システム開発

①溶解性α核種除去技術の開発
- 原子炉格納容器(PCV:Primary Containment Vessel)への窒素封入の影響を考慮した窒素雰囲気下においても、循環冷却水中のα核種を除去できる吸着材を選定するため、吸着試験の試験方法および計画を立案（図1）。

②RO濃縮水の処理技術の開発
- RO膜装置で発生する濃縮水の処理方式として、粉末吸着材および凝集剤を併用した手法を検討し、各試薬選定のための試験計画を立案（図2）。

③二次廃棄物処理技術の開発
- 国内外の原子力設備におけるスラッジの脱水技術について事例調査を実施。今後、選定される候補技術を基に要素試験を立案し、沈降分離槽で発生するスラッジに対する適用性を評価する。

(2) 臨界近接監視技術・中性子吸収材技術の現場運用方法の開発

①現場運用手順の開発
- 燃料デブリ取り出し時の臨界近接監視の概念（図3）に基づき、中性子検出器の運用方法を検討するため、加工によって臨界になるシナリオにおいて予想される中性子検出器の応答を検討。
- 試作した3種類の中性子検出器（コロナ型、SiC型、マルチセルHe-3型）を臨界実験装置で試験し、未臨界度測定できることを確認。今後、未臨界度測定性能を評価して、現場運用手順を検討する。

②固化型吸収材技術の開発
- 水ガラス/Gd_2O_3を主成分とする中性子吸収材が付着した燃料デブリの乾燥プロセスへの影響を明らかにするため、模擬燃料デブリの多孔質体の乾燥データ(乾燥特性曲線)や模擬の水ガラスタイプ吸収材を利用した試験手順を検討（図４）。

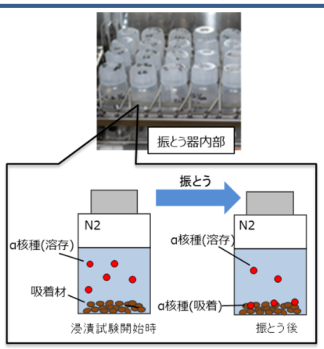


図1 α核種吸着試験

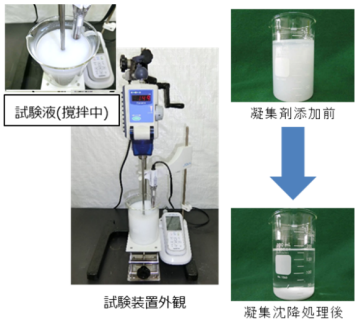


図2 RO濃縮水処理試験

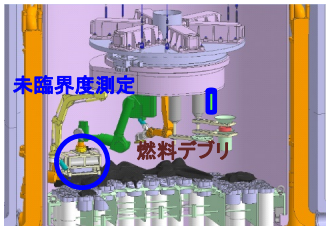


図３　燃料デブリ取り出し時の臨界近接監視

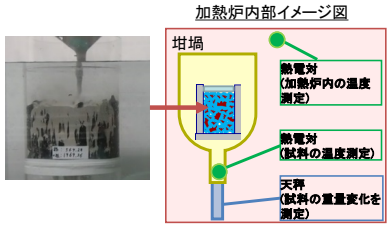


図４ 中性子吸収材の乾燥試験

今後の方向性
- 各水処理設備における要素技術の実機適用性を評価し、概念設計を実施する。
- 現場運用手順を具体化する。
- 水ガラス吸収材の乾燥データを取得し、燃料デブリ乾燥プロセスの設備検討に活用する。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B3②】安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得）（電力中央研究所）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリ切削に伴う被ばく量評価の技術基盤確立に向けて、安全評価に必要な検討・整理と、基礎となる乾燥条件下における燃料デブリ切削時のダスト飛散データの取得を目的に、１F現場状況や取出し設計を整理してダスト移行経路を検討すると共に、飛散率測定用の試験装置を試作し、試験に基づき共通設計を決定。非球形ダストの影響を解析するモデルも構築。

実施内容及び成果

【1】燃料デブリ取り出しに必要とされるダスト飛散率の調査・検討
- 燃料デブリ取出し作業のダストによる被ばくで考慮すべき現場状況や取出し設計等につき、既往研究・知見を調査・整理（図1）。
- 燃料デブリ取出し作業の安全評価の考え方構築に向け、上記調査に基づき、放射性ダストが発生する作業や場所、放射性ダストの移行経路等を検討し、さらに安全評価の対象とすべき放射性核種の候補を抽出。

【2】ダスト飛散率測定試験と【3】ダスト飛散挙動評価試験
- 本事業は4工法（ディスクカッター、チゼル、コアボーリング、レーザー）でコールド模擬材を切削するパラメータ試験と詳細データ取得試験、及びウラン含有模擬デブリを切削するウラン試験で燃料デブリの飛散率を評価するため、試験仕様を明確化し、各工法の知見等を考慮して図2の試験実施体制を構築。
- これらの試験は、気流条件や微粒子計測法を統一した適切な共通体系で実施することが重要なため、電中研に試験装置を試作・設置し、予備試験と改良を繰り返し実施。水平気流下でディスクカッターで鉄を切削した場合、図3のような広がりのダストが下流でサンプリングされ、飛散率や粒径分布が再現性高く計測。
- また、パラメータ試験の光散乱で得られた粒径を、後段のフィルター回収重量で補正し、空気動力学径を概ね再現。
- 以上のような試作・試験に基づき、パラメータ試験の共通試験体系の基本設計を決定。これに基づき各社でパラメータ試験装置の製作が進行中。
- さらに切削する非放射性の模擬デブリの種類・組成（酸化物:Al_2O_3/ZrO_2、金属:SS400/ SUS304、 MCCI:$ZrSiO_4$/モルタル）を選定し、必要数を製造。

【4】ダスト飛散挙動の解析
- 非球形の粒子挙動評価モデルを実装した解析コードを開発し、サンプリングが適切に行われる流速、粒径、内径等を評価し、試験結果と比較。
- 既往廃炉ハンドブックの飛散率測定を数値解析（図4）し、飛散率データの再現性を確認。今後は本事業の共通条件へのデータ校正を検討。

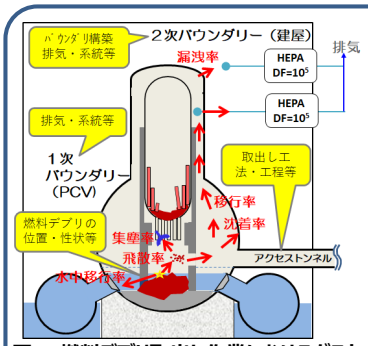


図1 燃料デブリ取出し作業におけるダスト挙動と既往研究・知見の調査・整理

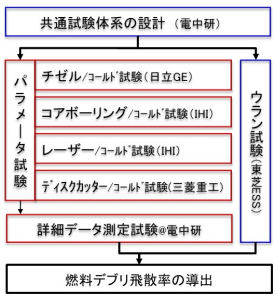


図2 【2】と【3】の試験実施体制の構築

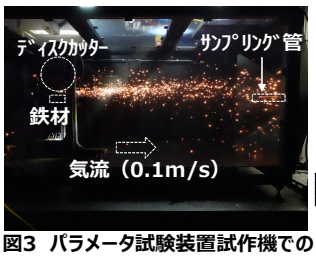


図3 パラメータ試験装置試作機での予備試験（光点は鉄の切削ダスト）

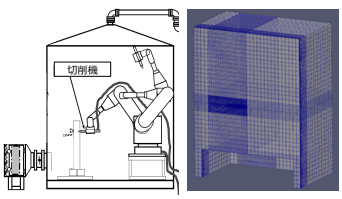


図４ 廃炉ハンドブック飛散率測定試験の数値解析

今後の方向性
- 多くの試験を並列して進め、データ取得を効率的に進める。なお、実適用に向けたデータベースの充実／精度向上には、実デブリに近い模擬燃料デブリを用いたデータが重要なため、既往研究のデータ取り込み等について検討・協議も進める。

電力中央研究所

【B3②】安全システムの開発（被ばく線量評価のための分析手法の技術開発）（日本原子力研究開発機構）(2022年1月末時点における進捗状況)

福島第一原子力発電所の廃止措置において、放射性物質の内部取り込みに対する防護（発生防止又は被ばく低減）、被ばく線量の測定・評価及び被ばく時の医療介入等を含めた、内部被ばく事象に対応するための管理システムを包括した内部被ばく線量評価プログラム全体の概念及び詳細を検討し、燃料デブリ等取り出しの安全実施に向けた課題の解決のための検討・技術開発を実施する。

実施内容及び成果

1.バイオアッセイの迅速化等に向けた調査・検討
- 放射性物質の内部取り込みリスクに備えたバイオアッセイの迅速化に向け、国際的なバイオアッセイの実情を把握するため、関連する国内外の文献の調査を行い、対象とする核種や定量下限の検討を実施している。

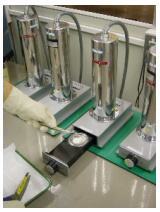
2.ろ紙試料（鼻スミヤ等）を用いた放射能測定、核種分析の精度確認及び向上
- ろ紙測定に関する先行研究の内容把握を目的とした文献調査等により、ろ紙測定の精度向上に資する具体的な試験項目の抽出・整理すると共に試験で用いる線源の仕様を精査している（図１）。また、新たな鼻スミヤデザインについては、素材や形状の提案が挙がっている。

3.体外計測法による体内残留量測定の品質確認
- 過去に日本原子力研究開発機構が実施した体外計測法による体内残留測定の不確かさ評価に関する研究の内容、及び東京電力が実施している文献調査の対象と進捗について情報収集を実施。
- シミュレーションによる評価結果の妥当性を実測結果と比較して検証するためには、体外計測装置の校正に使用する校正用ファントム（人体を模擬した物体で、内部に既知量の放射能を含む）を計算モデル化してシミュレーションに組み込む必要がある。その方法として、校正用ファントムの幾何学情報（各部位のサイズ、密度など）を取得して、その情報を基に、ICRP数学ファントム（数値データとして国際機関から提供されているもの）のデータを調整して利用する方向で検討を進めている（図２）。

4.作業環境中汚染（空気及び表面）に対する防護措置及び防護装備の最適化
- 呼吸保護具類、冷却ベスト及び透湿防水性スーツの既存技術を確認するとともに、これらに関する文献等を調査している。

5.身体汚染に対する除染剤及び除染方法の改良
- 今後実施する放射性物質を用いた除染試験の項目を検討・選定するため、コールド試験（放射性物質を用いない予備試験）のための試験室を整備するとともに、試験を開始した。
- ウォーターピーリング（超音波振動を与えて肌の汚れを剥がす技術）を用いた除染試験（コールド試験）の結果、除染効果が期待できないことが判明したため、洗顔パックを用いた除染など他の方法も試験計画に加えることとした。

6.放射性核種の摂取に伴う医療介入の実態調査及び対応システムの開発
- 内部被ばく時の対応システム（線量測定・評価，医療介入を含む）の開発に必要な国内外の実態調査の抽出、要検討項目の整理等を進めている。現時点でキレート剤投与の判断に係る線量測定及び数値基準、投与後の入院要否などが挙がっている。


ろ紙測定の様子


破壊分析の様子

図1　ろ紙試料の測定・分析


- 実物の校正用ファントムの幾何学情報を取得

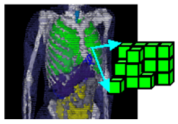

- 取得した幾何学情報を基に、ファントムの各組織をボクセルと呼ばれる1辺数mm程度の立方体要素の組合せでモデル化
- 各ボクセルの密度やサイズなどを調整することで、被検者の胸部厚などが異なる条件でのシミュレーションも可能

図2　校正用ファントムの計算モデル化方法

今後の方向性

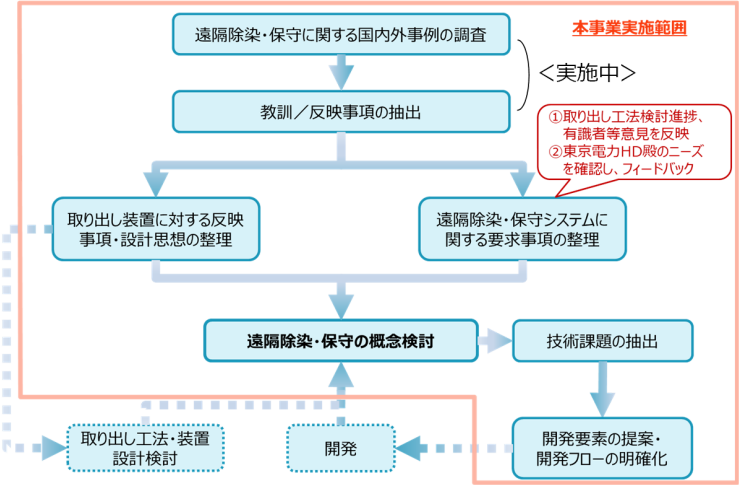
- 計画に従い、１．～６．の各テーマを進めていく。
- バイオアッセイ迅速化については、海外での実地調査が強く望まれるところであり、コロナの状況を注視しつつ、タイミングを逃さないよう準備を進めるとともに、海外調査が不可となった場合の代替措置の検討にも着手する。

【B3③】遠隔装置保守技術の開発（株式会社IHI）(2022年1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規模の更なる拡大において、安全確実な取り出しの継続、及び廃棄物発生量の低減に資する遠隔装置保守技術を確立するため、燃料デブリの取り出し～移送・処理～保管に係わる一連のプロセスを考慮した全体最適での遠隔除染・保守の概念を明確化する。保守内容に応じた保守計画の提示と、遠隔除染・保守施設の概念の提示を行い、具体的な開発要素とその優先順位の立案を行う。

実施内容及び成果

遠隔保守設計思想の統一、遠隔保守作業の合理化に向けた対応



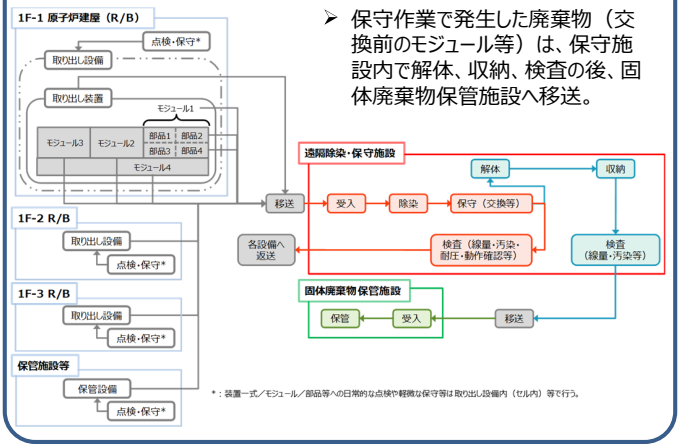
基本方針

作業レベルに応じた保守
- 保守作業の難度と頻度により保守作業を分類し、作業のレベルに応じて適切な場所、設備にて保守作業を行う。
- この作業レベルに応じた保守思想を各遠隔装置に対し共通化する。

遠隔保守を容易にする装置設計
- 保守対象部を遠隔保守が容易な構造にし、それを各遠隔装置に対しての共通仕様とする。
- 保守対象部をモジュール化し、装置からの着脱、搬送を容易にする。

保守手順の共通化
- 多種多様な遠隔装置に対して共通利用可能な保守設備とするために、移送動線や保守手順、遠隔装置取合い部の仕様等を共通化する。

福島第一原子力発電所（1F）の1,2,3の各号機の燃料デブリ取り出し装置および保管施設等で使用されている機器は、保守の作業レベルに応じて、保守エリアを選択する。



- 日常的な点検・軽微な保守等は、取り出し設備内（セル内）等で実施。
- 本格的な保守は、対象となる装置一式、モジュール、または部品単位で保守施設へ移送して実施。
- 保守作業で発生した廃棄物（交換前のモジュール等）は、保守施設内で解体、収納、検査の後、固体廃棄物保管施設へ移送。

今後の方向性

- 調査～反映事項・要求事項の整理にあたっては、工法・装置によらず、広く適用可能なものを国内外の類似実績等も踏まえながら、調査・整理・検討を行う。
- 概念検討～課題抽出にあたっては、有識者等からの意見及び廃炉進捗を踏まえ、検討の方向性を協議した上で設計思想の具現化及び今後の技術課題について整理する。

【B3④】燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（燃料デブリの乾燥技術）（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリの収納缶開発に向け、供試体種類／形態、乾燥形態等に対する乾燥処理方法や運転上のパラメータの拡充･充実のため、乾燥特性を把握するための要素試験及び実規模試験の試験計画を立案。

実施内容及び成果

1.乾燥対象の種類、乾燥形態等の乾燥処理方法及び運転上のパラメータの拡充

燃料デブリやその加工物の性状やサイズが多種多様であることを踏まえ、候補となる乾燥対象物を表1のとおり整理。試験は図1を使用し、データ未取得であるスラリー・スラッジ等の難乾燥物を中心として、乾燥特性を把握するための試験計画を立案。

表1　乾燥候補対象物に対するデータ取得状況

分類	発生源	概要	イメージ	データ取得状況（～2020） Zeol.	SUS	スラリー	Conc.
切株燃料デブリ	取り出しプロセス	燃料集合体の一部が溶融せずに残留したもの		○	－	－	－
塊状燃料デブリ、MCCI		ゆっくりと冷却されて塊状となったもの		○	－	－	未
小石状燃料デブリ		溶融した炉心材料が急冷され、小片化したもの		○	○	－	－
核燃物質の付着した構造材		溶融せず残存した構造物に燃料デブリが付着したもの		○	○	－	－
スラッジ・スラリー	水処理系統	粉状、細かい粒子状デブリ		－	－	1条件 (ZrO_2)注1	未
水処理フィルタ		粉状、細かい粒子状デブリが付着したフィルタ		－	－	未	未
ガス処理フィルタ	ガス処理系統	乾燥デブリ粉が付着したフィルタ		－	－	未	－

注1：2020年度までに1条件取得済、2021～2022年度でデータ拡充予定
(略称説明)Zeol.：ゼオライト　Conc.：コンクリート

2.乾燥装置の概念や運転条件の設定に必要なデータの拡充

2020年度まで、乾燥専用装置を用いた試験を実施し、高い乾燥レベル、スループットを達成できる乾燥装置概念を構築。本開発では、より合理的に乾燥処理が可能と考えられる収納缶形態での処理を想定し、図2の試験装置を用いた実規模試験計画を立案。

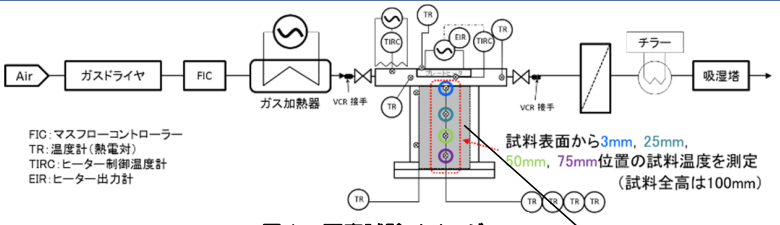


図1　要素試験イメージ

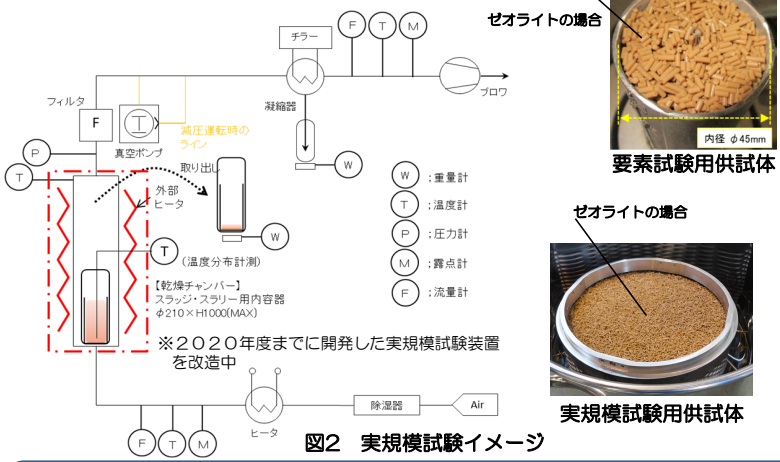
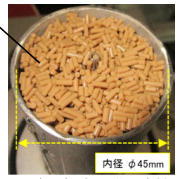


図2　実規模試験イメージ



要素試験用供試体

実規模試験用供試体

今後の方向性

- 立案した試験計画に基づき、各種供試体に対して乾燥特性データを取得することにより、乾燥技術に関する必要データを拡大・充実し、目標含水率や目標時間を反映して乾燥装置概念や運転条件を設定する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B3④】燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリ対応）（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリを安全・確実に収納・移送・保管するため、粉状、スラリー・スラッジ状の放射性物質の取り扱い事例の調査、粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリの保管に関する課題の抽出、収納缶のフィルタの性能評価を実施中。

実施内容及び成果

1.粉状、スラリー・スラッジ状の放射性物質の取り扱い事例の調査

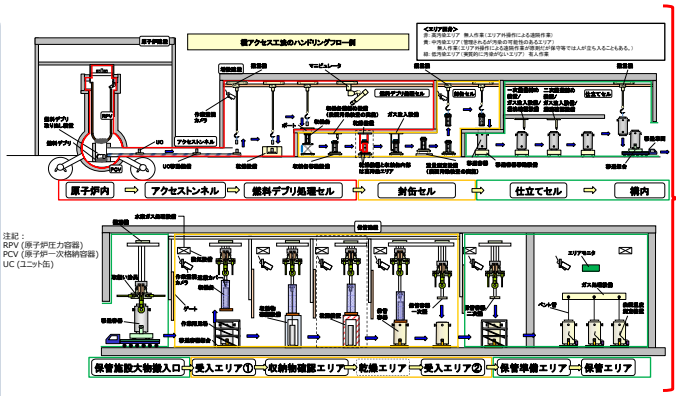
国内外における粉状の核物質や放射性廃棄物の取り扱い事例、保管方法等の事例（廃止措置や廃液処理から排出される粉状、スラリー・スラッジ状の放射性物質等の取り扱い、保管方法など）の調査を実施し、粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリ（以下、粉状燃料デブリ）の取り扱いにおける注意点、安全確保のための考え方や設計への反映方法など、粉状燃料デブリの収納・移送・保管システムの確立に必要な経験、知見及び情報の分析、整理を実施。

2.粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリの保管に関する課題の抽出

粉状燃料デブリの取り扱いや保管する場合の課題を明確化する観点から、粒状・塊状の燃料デブリと同様の収納缶を用いて、移送・保管する場合を想定して課題抽出を実施中。具体的には、燃料デブリの取り出し時に回収されることが想定される粉状燃料デブリ（水循環システムのスラッジ凝集沈殿物、フィルタ等の捕集物など）を安全かつ長期間の安定保管に持ち込む際の課題を網羅的に抽出するため、粒状・塊状の燃料デブリの一連の取り扱いプロセス（図1）を考慮し、各取り扱いプロセス（原子炉内から燃料デブリ取り出し～長期保管までの32プロセス）に対して評価すべき項目及び整理方法を検討し、課題抽出フォーマットを作成。作成した課題抽出フォーマットに基づき、上記1.項の事例調査結果を考慮した粉状燃料デブリの乾式保管に向けて課題の抽出（表1）及び技術開発項目を導出中。

3.収納缶のフィルタの性能評価

収納から保管までの取り扱いにおける収納缶のフィルタの劣化要因検討（図2）を実施。検討したフィルタ劣化要因がフィルタ寿命に与える影響を評価・検討し、その結果を踏まえて寿命評価試験を行うための概略計画を立案中。



原子炉内からの取り出し～保管建屋での長期保管までの一連の主要な取り扱いプロセスとして、32プロセスに分類。粉状燃料デブリの各取り扱いプロセスにおける課題の抽出を実施中。

図1　粒状・塊状の燃料デブリの一連の取り扱いプロセス例

表1　粉状燃料デブリの保管の課題例

課題	技術開発
粉状燃料デブリを乾燥させた場合、取り扱い中の揺れ・振動等により、収納缶内で微細粉末が舞い上がるため、収納缶の蓋に設置したフィルタに目詰まりが生じる可能性がある。	・収納缶のフィルタ目詰まりに対する評価 ・微粉末の飛散抑制対策の検討



図2　収納缶フィルタの劣化要因検討の例

今後の方向性

- 事例調査に基づく粉状燃料デブリの取り扱い技術の情報入手、安全機能維持を考慮した粉状燃料デブリの収納方法の検討、粉状燃料デブリの取り扱い時の挙動の把握や安全機能への影響の評価を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【B3⑤】福島第一原子力発電所廃止措置統合管理のための支援技術の開発（原子炉格納容器内の連続的な監視システムの開発）（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大において、設備運転員が日々的確・迅速な現場対応を行い、安全状態を維持しつつスループット（※1）を確保していくため、原子炉格納容器（PCV）内環境の連続的な監視技術について、重要な監視項目の抽出方法を検討。

実施内容及び成果

1．PCV内監視項目の調査

（実施内容）

- 一次バウンダリ内（図１に示すPCVとセル（※2）(R),(Y),(G)）における安全設備機能を付加したデブリ取り出し・搬出プロセスを、安全設備と作業設備を用いてモデル化（デブリ取り出しモデル）し、リスク評価を行うことで監視システムが注目すべき重要監視項目を抽出する。その後、同項目の監視要求仕様を整理する。

（成果）

- 検討範囲（一次バウンダリ）を設定。現場の作業手順、設備構成、燃料デブリの性状、燃料デブリの加工・搬出方法について既存補助事業成果を調査し、デブリ取り出しモデル（図１上側）を定義。
- 各作業でのPCV内環境変化と影響を受ける機器をエビデンスベースで推定（図１下側）し、リスク評価（表１）の試行を通して重要監視項目抽出手順を設定。

2．監視方法の検討

- 実施内容１.のリスク評価結果妥当性を確認するため、現実的でない重要監視項目が抽出された場合はその代替監視項目を模索する仕組み（表１）を検討。

3．統合管理支援技術の運用方針検討

- 監視システムから得るデータの現場活用方策の初期案を、運転員支援／分析支援／工事計画改善支援の三項目の観点で検討。

今後の方向性

- 各作業内容毎のリスク評価を行い、「2. 監視方法の検討」の本格検討を実施する。

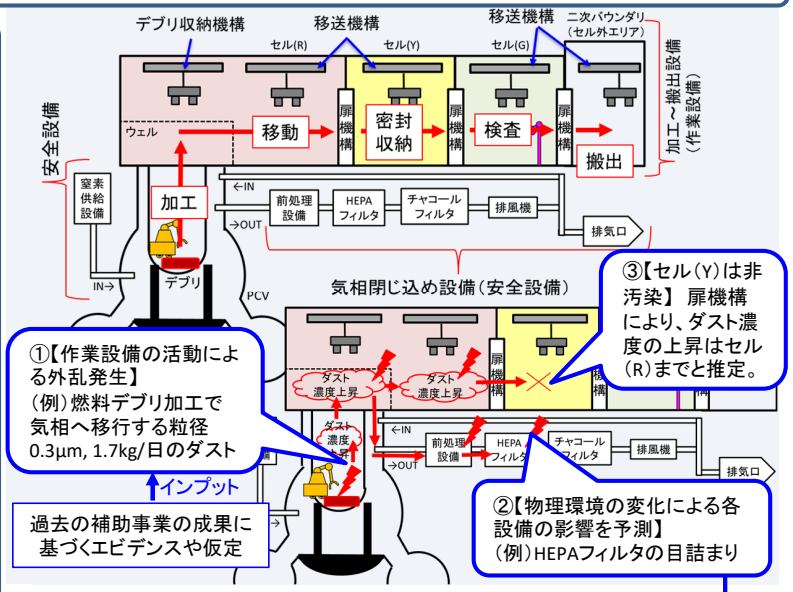


図１　気相閉じ込め設備を再現した場合のデブリ取り出しモデル（※3）

インプット

表１　リスク評価項目

重要監視項目の抽出評価						項目6を重み付け評価			
項目1	項目2	項目3	項目4	項目5	項目6	項目7-1	項目7-2	項目7-3	項目7-4
対象機器	対象機器が担う機能	作業遅延要因(=エラー)	エラーの直接原因	エラーの間接原因	作業遅延を回避するための検知要求	安全機能への影響	作業員による的確迅速な現場対応への影響	エラー(間接原因)対処によるスループットへの影響	評価結果

- 項目6の検知要求が重要監視項目候補。
- 項目7の重み付け点数評価（項目7-1～7-3の点数の積）で、特に注目すべきものを抽出。項目6が現実的な監視項目ではない場合、見直して再評価実施。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

※1：単位時間当りの処理量
※2：ここではPCV内の雰囲気を閉じ込め、人間を被ばくから防護する設備を指す　※3:本図は一例として気相閉じ込め設備のみを示す。他の安全設備についても検討する。

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（１/４）（国際廃炉研究開発機構）（2022年1月末時点における進捗状況）

2021年度頃までを目途に、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、固体廃棄物の保管・管理技術、安定化・固定化するための処理（先行的処理）技術、処理・処分概念の構築とその安全評価手法の開発を行った。また、これらの実施にあたって必要となる性状把握技術の開発を行った。

実施内容及び成果

1．保管管理

（１）保管・管理方法の検討・評価

- 昨年度まで実施した固化体作製の際の水素発生量評価に対し、対象廃棄物（核種や線種）を拡大し、水素発生メカニズムを明確にした上で水素発生速度に影響を与えるパラメータを調査・設定した。また、水素発生速度の評価モデル（図１）を検討し、水素発生量を評価した。
- １Ｆ廃棄物の保管容器、保管施設、及び保管方法について国内外における過去のトラブル事例を調査した。
- 保管容器のフィルタ劣化（破損および閉塞）に係る要因検討を実施し、検討したフィルタ劣化要因によるフィルタの故障モードを推定した。その結果を踏まえてフィルタ寿命に与える影響を評価するために必要な性能試験の方法を検討した。

（２）固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

- 昨年度実施したアルファカメラの現地モックアップ試験での課題を整理し、対策を検討した。課題であるノイズの発生要因及びα測定への影響を評価するため、β線源を用いた発光試験（図２）によるノイズ測定を実施し、モックアップでのノイズ主要因を特定した。また、ノイズに対する対策の有効性を評価した。

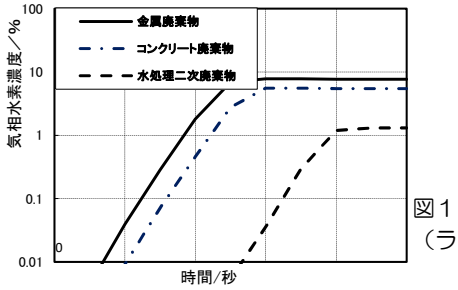
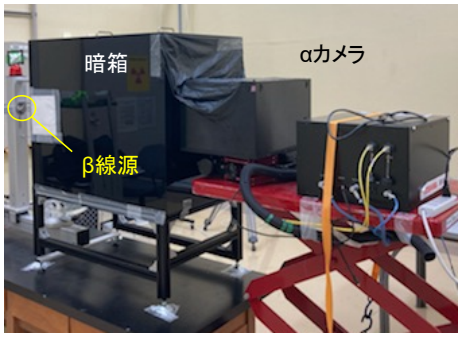


図１ 水素発生速度の評価モデル（ラジオリシスモデル）イメージ図



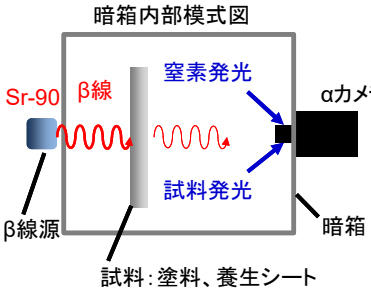


図２ アルファカメラのβ線源による発光試験

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（２/４）（国際廃炉研究開発機構）
（2022年1月末時点における進捗状況）

2．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

〇低温処理技術

・低温処理における廃棄物充填量向上効果のある化学混和剤を抽出するとともに（表１）、昨年度までに構築した固化可能性検査手法への影響を加味し、検査手法の改良を行った。また、判定の定量化に向け、実際に固化の可否が判明している物質による、発熱や発泡などの反応性に関する画像データを蓄積し（図３）、画像による判定可能性を確認した。

・実際の保管体系を想定した温度分布解析を実施し（図４）、放射能量、容器形態、配置、及び固型化材マトリクスを変数とした簡易な最高到達温度の評価式を導出した。また、保管時の温度変化による固化体の中期的変質データを取得するため、 1Fの周辺環境データを基にした短周期温度環境下での固化体曝露試験を実施し（図５）、変質に係るデータの取得・整理を実施している。

〇処理技術の適用性評価アプローチの検討

・実際の溶融処理設備において実施されているCs揮発抑制対策の個々の効果を確認するとともに、これまで取得された全情報・データを反映した処理技術を比較選定するための技術情報集を取り纏めた（表２）。

表1 化学混和剤による改善効果
（セメント固化）

種別 ＼ 模擬廃棄物 / 化学混和剤	改善効果の有無 なし	炭酸塩スラリー	鉄共沈スラリー
ﾒﾗﾐﾝ系	◎	×	○
ﾅﾌﾀﾚﾝｽﾙﾎﾝ酸系	◎	×	◎
ﾎﾟﾘｶﾙﾎﾞﾝ酸系	◎	×	◎
ｵｷｼｶﾙﾎﾞﾝ酸系	◎	×	◎
ﾘｸﾞﾆﾝｽﾙﾎﾝ酸系	◎	○	○

◎:+10%以上、○:0～+10%、×:改善なし



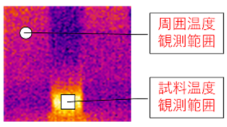


図３ 試作した画像判定装置（左）と測定例（右：セメント混練水と模擬廃棄物の反応熱）

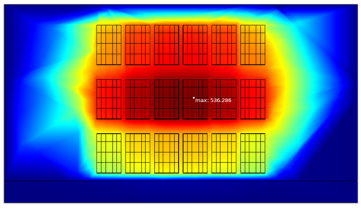


図４ 200ℓドラム缶の集積配置による温度分布解析結果（セメント固化体、放射能濃度1×10^{9}Bq）





※半透明の型枠を用いることによって、脱型せずに内部状況（浮き水量等）の観察が可能

図５ 曝露試験に用いている調温調湿装置と型枠に打設した固化体

表２ 技術情報の取り纏め例（各処理技術で作成した固化体の性能情報【一部抜粋】）

	高温処理技術（文献値）		低温処理技術（模擬炭酸塩スラリーに対する試験結果）			
	ガラス固化体	溶融固化体	セメント固化体	AAM固化体 ※		
固型化材料種類	ホウケイ酸ガラス	CaO、MgO、SiO_2の溶融スラグ(炭酸塩スラリー+融点降下剤SiO_2)	OPC	M	MB20	MB40
廃棄物充填率目安	20~30mass%	50～66mass%	30mass%	30mass%	30mass%	30mass%
圧縮強度 [MPa、N/mm^2]	300オーダー 時間に伴う低下は無視できると予測	10オーダー 時間に伴う低下は無視できると予測	7 （28日）	5 （28日）	6 （28日）	8 （28日）
耐浸出性	非常に優れている（10^{-4}kg/m^2/dオーダー未満）	非常に優れている	溶出率: Cs:96%、Sr:5%、Sn:ND、Ce:ND （ANS/ANSI-16.1）	溶出率: Cs:24%、Sr:0.5%、Sn:5% 、Ce:0.5% （ANS/ANSI-16.1）	溶出率: Cs:18%、Sr:0.5%、Sn:2% 、Ce:0.3% （ANS/ANSI-16.1）	溶出率: Cs:27%、Sr:0.5%、Sn:4% 、Ce:0.4% （ANS/ANSI-16.1）
・	・	・	・	・	・	・
・	・	・	・	・	・	・

※ AAM：Alkali Activated Materials（アルカリ活性化材料）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（３/４）（国際廃炉研究開発機構）
（2022年1月末時点における進捗状況）

（２）処分方法の提示及び安全評価手法の開発

〇処分概念の検討と安全評価手法の構築に向けた情報整理

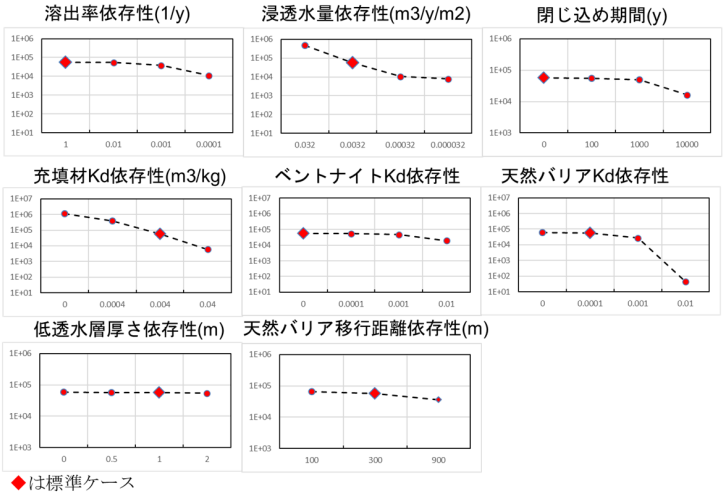
・国内外の処分概念及び安全評価手法に関する調査内容並びに固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、廃棄物量・インベントリ、廃棄体性状、線量評価パラメータを収集・整理し、線量評価に必要な情報を取り纏めた。

・福島第一原子力発電所の固体廃棄物に適した処分概念を構築するために、候補となる処分概念モデルに対して、各施設のパラメータ（バリア材質、バリアの厚さ、分配係数等）を変化させた場合の解析評価を行い、パラメータの感度評価を実施した（図6）。

・パラメータ感度の評価結果をもとに、福島第一原子力発電所の廃棄物の性状に適した処分概念の一次案を示した。また、この処分概念の一次案について、線量評価を行い、その結果をもとに見直しを行った。

〇処分への影響物質等の影響評価手法の開発

・廃棄物中に含まれる物質による、核種との錯体形成などの直接的な収着低減影響を定量的に収着低減係数として示すとともに、物質による埋設環境への影響や人工バリアの変質などの間接的影響のプロセスを整理した上で、生じ得る人工バリア構成相の変遷可能性を加味した収着パラメータを試行的に設定した（表3）。



◆は標準ケース

図６ 感度構造評価の例
（対象処分概念：中深度処分、対象核種：C-14）

表３ 設定した影響物質に対するバリア材への収着分配係数例
（Srのセメントへの収着分配係数）

影響物質 ＼ pH領域※	State I	State II	State III
無し	0.1	0.03	0.1
ISA～0.021 mol/L	0.01	1.6×10-3	0.01
ホウ酸～0.4 mol/L	0.025	7.5×10-3	0.025
ホウ酸～0.04 mol/L	0.1	0.03	0.1
海水～0.6 mol/L	0.017	5×10-2	0.017
海水～6 mol/L	1.7×10-3	5×10-4	1.7×10-3

※
State I：反応初期のセメントペーストの状態。アルカリ水酸化物の溶解によりpHが概ね13以上となる
State II：セメントペーストの劣化が進行する状態。NaOHとKIは全て浸出した状態でpHは12.5程度に緩衝される
State IIIセメントペーストの劣化がさらに進行した状態。間隙水がCSHゲルと平衡状態で、pH～11程度に対応する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（４/４）（国際廃炉研究開発機構）
（2022年1月末時点における進捗状況）

3．性状把握の効率化

（１）性状把握の効率化

〇解析的インベントリ推算手法の検討

- 1Fにおいて採取した瓦礫や水処理二次廃棄物等の分析を継続して実施した。多核種除去設備（ALPS）については、鉄共沈スラリーの放射性核種と化学組成を分析し、主要組成を明らかにした（図7）。分析データベースの収録、公開を継続した。
- インベントリ推算の不確実性を低減するため、放射性核種の汚染挙動に関して、号機や元素グループによる違いを統計的に評価する手法を検討し、既存データの特性を明らかにした（図8）。

〇中長期的な分析計画の提案

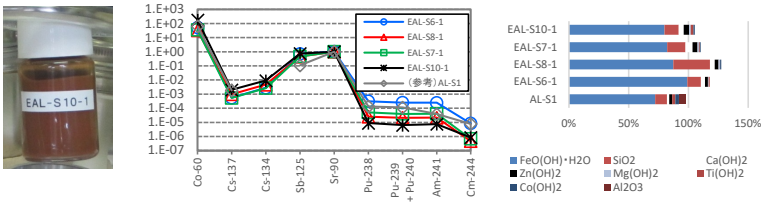
- 次期のロードマップを想定して中長期の計画を検討した。また、分析すべき試料数を合理的に算出するため、DQOプロセス(Data Quality Objectives) とベイズ統計に基づく方法について、試行を行い適用事例を蓄積した。

（２）サンプリング技術の開発

- セシウム吸着材の採取に関して、これまでに実施した要素試験の結果を反映し、KURION並びにSARRYの吸着塔の両方から実試料を採取する試料採取装置の製作を行った（図9）。また、１Fでの採取場所、作業手順等について検討し採取計画を策定するとともに、現場導入前に同装置に係る機能試験等を実施した。

4．研究開発成果の統合

- これまで検討してきた廃棄物ストリームを基に、ストリームに複数の処理方法などの選択肢が残る場合の、選択肢の絞り込みの観点及び方法に関する検討を実施した。



試料外観　　放射性核種の相対濃度（燃料基準）　　化学組成（化合物は推定）

図7 多核種除去設備（ALPS）鉄共沈スラリーの分析結果

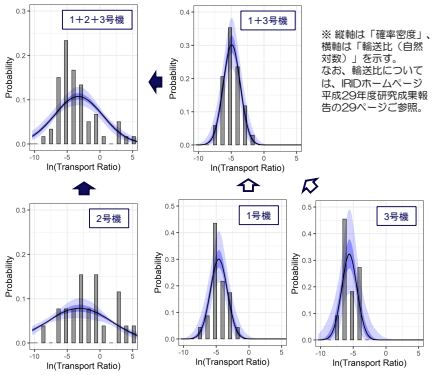


図8 汚染濃度分布の号機による違いに関する解析例

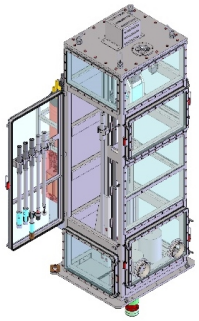


図9 セシウム吸着塔からの試料採取装置

今後の方向性

- 性状把握に関して、重要な核種の特定と濃度の不確かさの幅を整理し、必要に応じてより高精度な分析手法の開発を行うとともに分析データを反映した移行モデルとパラメータ改良を実施し、インベントリ推定に係る精度の向上を図る。また、個別ストリーム毎に処理技術と処分技術の組み合わせを検討し、望ましい処理・処分方策案を蓄積するとともに安全かつ合理的な固体廃棄物管理のあるべき姿の検討を進める。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

【C】Research and Development of Processing and Disposal of Solid Waste (ANADEC)
(Progress by End of January 2022)

To demonstrate the applicability of Dem&Melt In-Can process* to the most relevant 1F waste, **full-scale** vitrification tests on ALPS slurry dehydrated material have been performed. These tests were prepared through preliminary lab-scale tests and CAN material corrosion test on ALPS slurry, and the use of a new feeding system adequately tested. This project complements the FY2018 project and FY2019-2020 project and aims to complete the demonstration that the Dem&Melt In-Can process is fully adapted to 1F waste, and in particular one of the majority inventory, ALPS slurry.

*Thermal treatment technology being developed on this project, which has the feature that waste and glass frit are put in a container (CAN) and then CAN is heated by surrounding resistive heater in furnace, and after heating CAN is directly used for waste package.

Project outline and achievement obtained

STEP 1. Procurement of ALPS slurry dehydrated material

- ALPS slurry dehydrated material was procured and processed for the feeding test (STEP 2), vitrification tests (STEP 3) and CAN material corrosion test (STEP 4). ALPS surrogate used in the tests were physically and chemically representative of the real waste.

STEP 2. Dem&Melt solid feeding test

- Adaptability of 2 kinds of new feeding systems, one for sticky and viscous waste like ALPS slurry dehydrated material and the other for powdery waste like zeolite or dried slurry, developed in French R&D program was tested in a wide range of operational conditions.
- Applicable wastes and conditions for each feeding system were confirmed.

STEP 3. Dem&Melt tests for ALPS slurry dehydrated material

- Lab-scale tests aiming to determine the operation conditions for full-scale tests on Dem&Melt and to understand the sensitivity of the wasteform to the variation of some parameters were performed. Based on the results, operation parameters for the first full-scale test were consolidated.
- First full-scale test on full-scale Dem&Melt aiming to check and verify the operation parameters for different operating modes was successfully performed. The new feeding system worked well throughout the test, including STOP/GO process of the feeding. Visual observation of the material obtained revealed that the material was macroscopically homogeneous and glassy with a high waste loading of 51%. Analysis of the microstructure and chemical durability of the material, as well as calculation of the volatility of Sr and other elements are in progress.
- Second full-scale test aiming to run the Dem&Melt In-Can process with the feedback from the first test was successfully performed. Observation of the material obtained and calculation of the volatility of Sr and other elements are in progress.

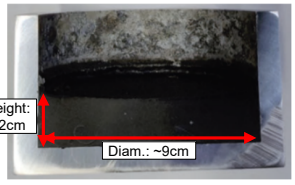
STEP 4. CAN material corrosion tests

- Corrosion tests on 5 CAN material candidates considering ALPS slurry treatment was performed using a specific device to strengthen the findings of FY2019-2020 CAN material candidates. The best material for ALPS slurry treatment, from both technical and economical viewpoint, was studied.

The contents of the project not listed above are not disclosed because the information related to the unique technology of the project proponent are included.

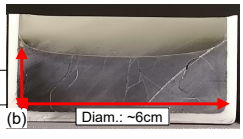


Dem&Melt In-Can process
Full-scale demonstrator

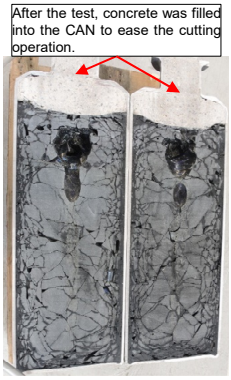


Example of the cut CAN after corrosion test (STEP 4)
CAN material corrosion test





Example of lab-scale tests (~100g glass)
(a): before the test, (b):after the test
(51 wt% WL – STEP 3)



≈300 kg wasteform obtained after the first full-scale test with Dem&Melt (51wt% WL – STEP 3)

Applicability demonstration of Dem&Melt In-Can process on ALPS slurry

Remaining tasks to perform by End of March 2022

- STEP 3: Analysis of full-scale tests from material aspect and process aspect, such as volatility, material microstructure, chemical durability etc.

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（ANADEC）（2022年1月末時点における進捗状況）

Dem&Melt 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実証するため、模擬ALPSスラリー脱水物の実規模ガラス固化試験を実施した。これらの実規模試験の準備として、予備的なラボスケールでのガラス固化試験、新たなフィーディングシステムおよび模擬ALPSスラリー脱水物を用いたCAN材料腐食試験を実施した。本事業は2018年度および2019-2020年度の事業を補完し、Dem&Melt In-Canガラス固化技術が福島第一原子力発電所の廃棄物、特にインベントリ中で主要な廃棄物の一つであるALPSスラリーに適用可能であることの実証を完了することを狙いとしている。

*本事業で研究開発を進めている熱処理技術で、容器（CAN）に廃棄物やガラスフリットを入れ、炉内の抵抗加熱器で加熱し、容器（CAN）を直接、廃棄物パッケージとして使用することを特徴とする。

実施内容および成果

STEP 1.模擬ALPSスラリー脱水物の調達

- STEP2で実施するフィーディング試験、STEP3で実施するガラス固化試験およびSTEP4で実施するCAN材料腐食試験で用いる模擬ALPSスラリー脱水物を調達し、各試験用に調整した。

STEP 2. Dem&Melt固体フィーディング試験

- フランスの研究開発事業で開発された、高粘性廃棄物（ALPSスラリー脱水物等）用フィーディングシステムと粉末状廃棄物（ゼオライトや乾燥したALPSスラリー脱水物等）用フィーディングシステムの適用性について、幅広い運転状況を考慮して試験した。
- 各フィーディングシステムが適用可能な廃棄物と適用条件を確認した。

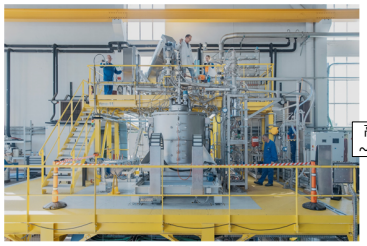
STEP 3. Dem&MeltによるALPSスラリー脱水物処理の実規模ガラス固化試験

- Dem&Meltを用いた実規模試験の運転条件を決定し、パラメータの変動による固化体への影響を理解することを目的として、ラボスケール試験を実施した。結果に基づき、一度目の実規模試験の運転パラメータを検討した。
- Dem&Meltの異なる複数の動作モードでの運転パラメータの確認と検証を目的とした一度目の実規模試験を実施し、ラボスケール試験から決定した試験パラメータが適切なものであることを確認した。試験中にはフィーディングを意図的に一時停止させ、その後再開させるフィーディングのSTOP/GO工程の試験も実施したが、新しいフィーディングシステムはSTOP/GO工程を含め試験全体を通して上手く機能した。廃棄物充填率51%という高充填率で作製された固化体は、目視観察の結果、均質であった。材料の微細構造と化学的耐久性の分析、およびSrと他の元素の揮発率の計算を実施中である。
- 一度目の実規模試験からのフィードバックを反映してDem&Melt In-Canプロセスを運転することを目的とした二度目の実規模試験を実施し、試験に成功した。得られた固化体の観察と、Srや他の元素の揮発率の計算を実施中である。

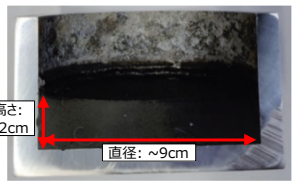
STEP 4. CAN材料腐食試験

- 2019-2020年度事業から得られたCAN材料候補についての知見を補強するために、CAN材料候補5種について、ALPSスラリー処理を考慮した腐食試験を専用の装置を用いて実施した。その結果から、技術的および経済的な観点から、ALPSスラリー処理に最適な材料を検討した。

本事業での実施事項のうち上記以外の内容については、事業者の独自技術に関する情報が含まれていることから内容を公開しておりません。



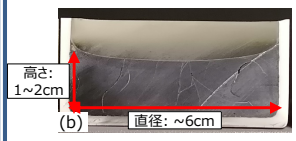
Dem&Melt In-Canガラス固化プロセス
実規模試験機



腐食試験後に切断したCANの例
(STEP 4)
CAN材料腐食試験



(a)



(b)

ラボスケール試験の例 (固化体重量~100g)
(a): 試験前, (b): 試験後
(廃棄物充填率51% – STEP 3)

試験後に、CAN切断作業のためコンクリートを上部に充填している



Dem&Meltでの一度目の実規模試験で得られた300kg程度の固化体
(廃棄物充填率51% – STEP 3)

Dem&Melt In-Canガラス固化技術のALPSスラリー処理に対する適用性の実証

今後の研究内容(2022年3月末まで)

- STEP 3: 実規模での試験について、固化体とプロセスの観点から揮発率、固化体の微細構造、化学的耐久性等を分析する。

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発(株式会社IHI)(2022年1月末時点における進捗状況)

福島第一原子力発電所(1F)の水処理二次廃棄物(以下廃棄物とする)(*)を安定化し、安全かつ合理的に保管管理する技術として、コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）(**)を用いたガラス固化技術が適用可能であることを、実用規模試験やプロセス検討を通して確認してきた。更に、揮発抑制対策と廃棄物充填率向上を図り、異常時の再起動確認や脱水体を利用した供給搬送確認とガラス固化運転にて適用性を拡充した。

(*)：炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、フェロシアン化物スラッジ、ケイチタン酸塩、ゼオライト、樹脂系吸着剤、活性炭
(**)：Cold Crucible Induction Melter、炉壁を冷却させながら高周波誘導加熱により高温で溶融する金属製の溶融炉

実施内容及び成果

①ガラス組成の検討及びCCIMの運転性確認

- CsやSrの揮発抑制を目的として、炭酸塩スラリー及び鉄共沈スラリーのCCIM運転温度を従来から150℃程度下げることが可能な物性特性を持つガラス組成を開発し、CCIM小型炉での長期連続運転に問題がないことを確認した（図1）。
- 廃棄体本数を減らし、長期に渡る保管管理の効率化を目的として、炭酸塩スラリーの廃棄物充填率を1.7倍まで高充填化した運転をCCIM実用規模試験にて実施し、問題ないことを確認した。
- 1Fの多様な廃棄物を幅広く処理できるように、樹脂系吸着材のCCIM実用規模試験を実施し、問題ないことを確認した。
- 1Fのフィルタープレス処理後の脱水体（炭酸塩スラリー）を模擬した廃棄物を用いて、供給搬送性試験と、供給系後段に接続されるCCIMに対する実用規模試験を一貫して実施した．供給搬送性は後述するが、供給搬送を経た廃棄物によるCCIM運転性について問題ないことを確認した（図3）。
- 運転異常時の緊急停止後におけるCCIMの再起動について、実用規模試験にて実施し、通常と同程度の電力設定や運転時間での再起動が可能であることを確認した。
- CCIM運転シミュレーションツールとして、温度分布などの炉内場の把握や予測をするための電磁場連成熱流動解析手法を構築した。モデル化や境界条件の調整、高温物性の拡充による再現性向上を実施中。

②供給系及び廃ガス処理系の検討とガラス固化施設の検討

- 代表的な廃棄物として、炭酸塩スラリーの脱水体と鉄共沈スラリーの脱水体とゼオライトの3種類について、乾燥・粉砕処理を行った後に、移送配管内を空気移送するシステムにより、移送配管が閉塞する傾向を示すことなく安定した移送量が維持できることを確認した（図2）。また、CCIMへの定量供給性についても問題ないことを確認した。
- 廃ガス処理で生じる二次廃棄物をCCIMで処理する循環型プロセスとし、上記のシステム構成を反映したガラス固化施設のプロセス系統設定とハンドリングフローを設定し、建屋内配置を検討した。
- 上記のガラス固化システムと運転性向上の成果を反映した1Fにおける廃棄物処理計画を検討した。

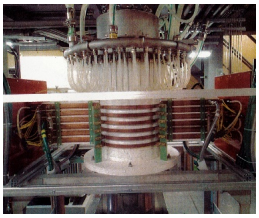


図1　CCIM小型炉（エンジニアリングスケール）外観
（炉内保有ガラス量：約50kg）

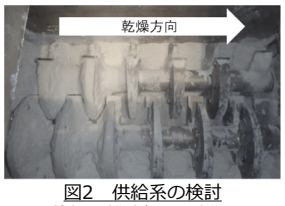
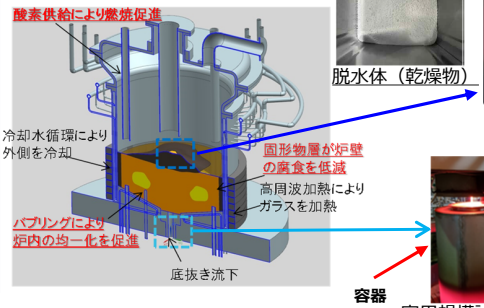
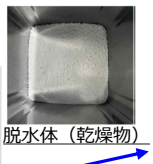
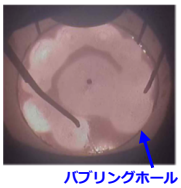


図2　供給系の検討
乾燥・粉砕処理の様子
（炭酸塩スラリー脱水体）

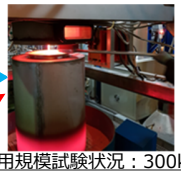




脱水体（乾燥物）



バブリングホール
炉内溶融表面



容器

実用規模試験状況：300kg規模

図3　コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）概要

今後の方向性

- 揮発抑制対策の試験結果サンプルから、その抑制効果を分析評価する。
- 実用規模試験で製造したガラス固化体のサンプルから、処分品質の評価（浸出率やガラスの均質性）を実施する。
- 運転シミュレーションツールの解析精度を向上させ、妥当性評価を実施する。

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（キュリオン ジャパン）（2022年1月末時点における進捗状況）

福島第一原子力発電所水処理二次廃棄物へのGeoMelt®ICV™技術(*)の適用性の評価・実証を目的とし、昨年度までの工学規模試験により作製される固化体へのセシウム(Cs)及びストロンチウム(Sr)保持性能の検証を行い、Cs放出抑制へのコールドキャップ(**)管理の高い効果を確認したが、溶融終盤のCs放出を抑制するためTOF(***)供給時のCs放出に関するGeoMelt®プロセスを模擬したラボ実験を行い、工学規模溶融試験のTOF供給に反映する。

(*):GeoMelt® In Container Vitrification™技術、流下を行わないバッチ式の溶融容器自体を廃棄体とする技術、(**):溶融ガラス上に形成する供給廃棄物の低温層、(***): Top-off Frit、低融点のフリット状ガラス

実施内容及び成果

1．　Cs保持性能及びその改善に係る試験

本事業では、残された技術的課題への対応及び廃棄物処理プロセス改善を目的として、 溶融終盤のTOF供給時のCs放出量抑制に関する試験及びCsの捕捉性能に優れた焼結金属フィルタ(Sintered Metal Filter: SMF)を組み込んだ溶融試験装置による工学規模試験(溶融試験9～12)を実施して作製された固化体のCs保持性能を評価する。

①溶融終盤でのCs放出抑制に関する基礎試験

溶融試験1～7では、TOF供給時のCs放出量が供給前に比し大きい傾向にある(図1)ことを踏まえて、溶融終盤を模擬するためシリカガラス容器に充填した廃棄物混合物(混合物)を温度勾配炉で容器下部から加熱した後、TOFを追加して加熱条件とCs放出量の関係を評価する実験を行った。試験は容器下部を最大温度の1350℃で加熱し、TOFの添加量(厚さ)を10cm及びその2/3、1/3、0/3とTOF厚さを減らした場合のTOFの表面温度を測定した。続いて、同じ条件で混合物から放出されるCsの捕集器具(図2)を容器に固定してCsを凝縮させた器具を純水で洗浄し、水中のCsを誘導結合プラズマ質量分析(ICP-MS)で分析した。Cs放出量はTOF添加量の増加に伴って直線的に減少し、TOF厚さが10cmの場合、含水率の変化を考慮しても0.3%以下であった(図3)。また、混合物へのTOF供給タイミングは、混合物の水分の蒸発が終了する混合物表面の陥没前迄(混合物供給終了直後)に行うことが適切であることが判明した。

②GeoMelt®ICV™の工学規模試験(溶融試験9～12)

今回の溶融試験では4電極溶融炉を使用し、いままで使用した布のバグハウスフィルタに代えて、第1段階のろ過として工学規模のSMFを設置する。SMFを設置した溶融装置を図4に示す。4回行う溶融試験は、東工大の試験結果を反映したTOF供給・処理段階の操作の最適化によりCs保持率を向上させるとともにSMFにより微粒子を捕捉し、溶融試験10以降では溶融炉にリサイクル(バックパルス)してCs保持率を評価するとともに溶融プロセス及びプレナムの温度と湿度の条件下におけるSMFの機能を評価する。溶融試験10では、供給廃棄物の含水率を最大20%まで増加し、溶融試験12ではALPS炭酸塩スラリーの廃棄物含有率を高める試験を実施する。

2．その他R&D

①溶融試験12で処理するALPS炭酸塩スラリーの廃棄物含有率を高めるガラス組成を開発する。

②最終処分環境条件下で耐火物(アルミノケイ酸塩)の共存がガラス耐久性に及ぼしうる影響を評価する。

③昨年度からのガラスサンプルの長期MCC-1試験(365日)を継続し、また既存のMCC-1試験済サンプルをPCT試験により評価する。

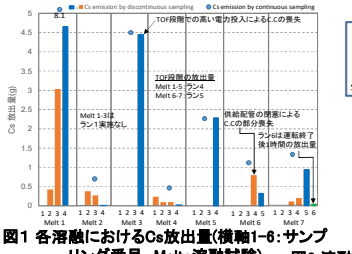


図1 各溶融におけるCs放出量(横軸1-6：サンプリング番号、Melt：溶融試験)

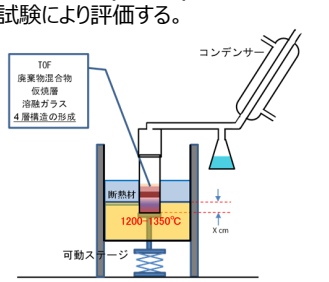


図2 溶融終盤の加熱試験の温度勾配炉とCs捕集装置

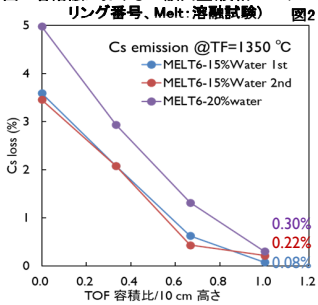


図3 TOF容積（厚さ）とCs放出量の関係

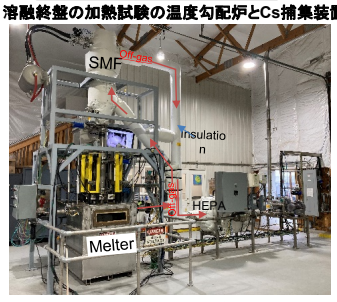


図4 SMFを組み込んだ工学規模試験溶融装置

今後の方向性

溶融終盤を模擬してTOFを供給する試験の結果からCs放出の抑制にはTOF厚さを10cmとした場合、表面温度が1150℃程度以下（新型IRカメラによる測定）になることを工学規模試験に反映した評価が必要である。また、SMFのCsを含んだ微粒子の捕捉性能を確認してシステム全体のCs保持性能を評価する必要がある。更に、これまで実施された評価試験を整理してGeoMelt®ICV™の実処理への適用性への総合評価を実施する。

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（スラリーの低温固化処理に関する研究開発）（電力中央研究所）　（2022年1月末時点における進捗状況）

目的

汚染水処理二次廃棄物であるALPSスラリーの処理方策とその安全性の見通しを得ることを目標として、低温固化処理材料（セメントおよびAAM注））によるスラリーの均質固化における固化体スケールアップ影響の把握、および充填固化処理の適用可能性検証を行う。

実施内容及び成果

○ これまでの補助事業において、ALPSスラリー模擬乾燥粉末（炭酸塩、鉄共沈）の均質固化における小規模試験（固化容器0.2L）が実施されており、大よその適切な固化条件（材料比率等）が明らかになっている。本研究では、実規模（固化容器200L～）への適用可能性が見込まれる固化条件を抽出するため、均質固化体のスケールアップが固化体特性に及ぼす影響の把握を行う。

○ 一方、スラリーの安定化を目的として先行的に実施される脱水処理によって、スラリーを脱水物（塊状物）の状態にすることが決定している。スラリー脱水物（塊状物）に対する充填固化処理の適用性についてはこれまで検討が行われていないため、本研究では基礎から応用に及ぶ試験を行い、スラリー脱水物に対する充填固化処理の適用性検証を図る。

1．ALPSスラリー（模擬物）を用いた均質固化処理のスケールアップ試験（図1）

スラリー模擬乾燥粉末（炭酸塩、鉄共沈）を対象に、従来試験よりもスケールアップした固化容器（中規模20L、実規模200L）による均質固化試験を実施し、スケールアップによって生じる固化材料反応熱（水和熱等）に由来する温度分布や、固化体特性の評価を進めている。

現状、中規模に位置付けられる20L容器での固化試験を終了しており、セメント又はAAMによって作製した均質固化体は、初期に求められる性能（固化体最高温度、圧縮強度など）を満たすことを明らかにした。

2．ALPSスラリー脱水物（塊状模擬物）の充填固化処理の適用可能性の検証（図2）

スラリー脱水物（炭酸塩スラリーおよび鉄共沈スラリーの塊状模擬物）の物性（サイズ、含水率）や、セメント又はAAMを用いた充填材の流動性が、充填性や充填固化体の特性（強度等）に及ぼす影響の評価を進めている。

現状、脱水物サイズ・含水率および充填材流動性が充填固化体特性に及ぼす影響の評価をほぼ終えており、充填時に脱水物の浮上現象が生じること、脱水物中の細粒分の割合が多い場合は充填性が大きく損なわれることなどを明らかにしている。脱水物浮上現象に対する対策方法を講じ、試験を実施している。

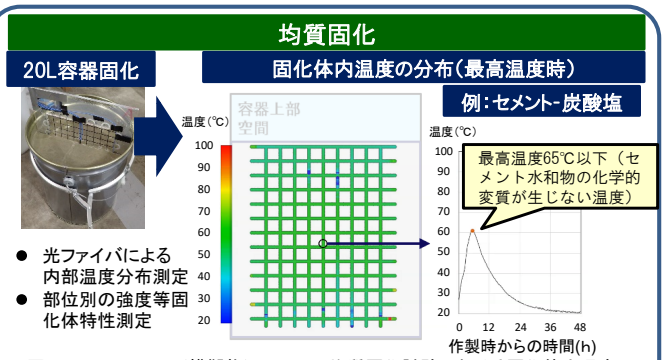


図1　ALPSスラリー（模擬物）のセメント均質固化試験における固化体内温度

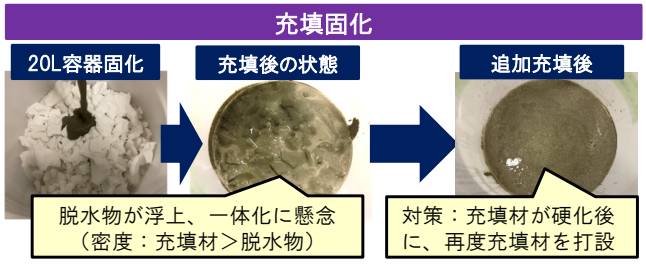


図2　セメントによるALPSスラリー脱水物（塊状模擬物）の充填固化試験の様子

今後の方向性

- 均質固化について、代表的な固化条件により実規模を想定した200Lドラム缶での固化試験を行い固化体特性を評価し、実規模への適用が見込まれる固化条件を抽出する。
- 充填固化について、脱水物中に細粒分が多い場合であっても一体化した充填固化体を作製するための手法を開発し、スラリー脱水物に対する充填固化処理の適用性を向上する。

注）AAM：Alkali-Ativated-Materialsの略称。Si-Al系粉体とアルカリ溶液で製造する固化体であり、アルカリ活性化材料やジオポリマーとも呼称される。

【C】Research and Development of Processing and Disposal of Solid Waste (Examination of Evaluation Technology for Integrity of Container during Storage of Highly Radioactive Solid Waste) (TENEX) (Progress by End of 01/2022)

As a safety assessment for highly-activated solid waste handling at the Fukushima Daiichi NPP, a method is established to evaluate the possibility of corrosion at the KURION/SARRY adsorption towers, which have a high level of dose rate and are assumed to have residual moisture and salt concentration. Corrosion tests are carried out with reference to actual storage conditions, and a prediction model for corrosion is being developed based on the test results. The possibility of corrosion occurrence during storage for 50 years is examined, and countermeasures are created.

Details of implementation and results

1 Collection of KURION/SARRY adsorption tower storage data and formulation of corrosion experiments plan have been finished

- Information on the storage of the KURION/SARRY adsorption tower was collected and analysed, a set of corrosion experimental conditions (type of zeolite, chloride ion (Cl^-) concentration, temperature, storage container material, etc.) has been selected and assessed. A set of corrosion mechanisms that could affect the integrity of the KURION/SARRY adsorption tower was selected.

2 Preparation for corrosion experiments and sample production have been finished

- Drawings of the model samples for corrosion experiments were developed and the full set of the model samples/additional tooling has been manufactured. (Figure 1)
- The equipment (hot cell and measuring instruments) necessary for the corrosion experiments was selected, drawings for the additional tooling (tank, support panel, and additional equipment for the re-passivation potential measurement – Fig.2) were developed and the equipment was installed in the tank.
- The conditions of the corrosion experiment were set by referring to the results of the previous study. Time, temperature, chloride ion concentration and radiation concentration were selected as factors to be considered in the evaluation of corrosion occurrence, and it was decided to conduct corrosion experiments under the following conditions: t = 1000, 2000, 3000, 5000 h; T = 25, 50, 70 ˚C; [Cl-] = 100, 10000, 29000 ppm; A = $4 \cdot 10^8$ Bq/g (where ^{137}Cs ~ $2x10^8$ Bq/g, ^{90}Sr ~ $2x10^8$ Bq/g).

3 Implementation of corrosion experiments (ongoing)

- The prepared Tanks are filled with zeolite and water solution (Fig. 3), and are placed inside the Hot Cell (Fig. 4). Development of the selected corrosion mechanisms in time is checked. Experimental data is processed in order to recalculate the obtained results related to the conservative experimental conditions for real storage conditions. An initial data set is created for prediction model development (based on the processed experimental data).

4 Prediction model development (to be implemented)

- A predictive model is developed to describe the occurrence of selected corrosion types under storage conditions in the KURION/SARRY adsorption column. The predictive model is an equation describing the dependence of each corrosion mechanism on t, h; T,˚C; [Cl]-, ppm; A, Bq/g. The predictive model will be developed using experimental data.

5 Possible development of corrosion for 50 year-storage (to be implemented)

- The prediction model is applied to complete the modelling of corrosion types that occur during 50 year-storage. The obtained expressions are used to evaluate the depth of each selected corrosion mechanism. The difference between the initial wall thickness of the KURION/SARRY towers and the calculated depths of the considered corrosion types will allow to assess the residual integrity of the KURION/SARRY towers during their 50-year storage period.

6 Formulation of a countermeasure plan (to be implemented)

- A set of measures to delay the occurrence of the selected corrosion types is developed. Such measures from TENEX are allowing to slow down each selected corrosion mechanism and that, in turn, are applicable under the conditions at 1F.



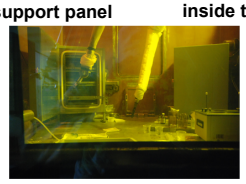
Figure 1 Experimental samples are fixed to the support panel



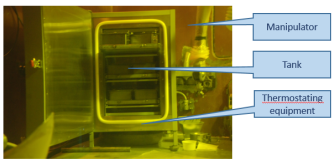
Figure 2 Installation of the samples/tooling inside the Tank



Figure 3 Tank filling with zeolite



Installation of the prepared thermostatic equipment units inside the hot cell



Installation of the model samples inside the thermostatic equipment

Figure 4 Corrosion tests using radioactive materials

Future directions

- Completion of all the planned corrosion experiments. Measuring the development of each selected corrosion mechanism. Recalculation of the experimental data obtained for conservative experimental conditions to assess the development of the considered corrosion under the real storage conditions of the KURION/SARRY sorption towers;
- Applying the methods of various-regression analysis in order to assess the coefficients allowing to describe the development of the selected corrosion mechanisms in the form of the following function f(t, h; T, ˚C; [Cl]- ,ppm; A, Bq/g). A set of such mathematical expressions will be presented as the Prediction Model;
- Development of the 50-year forecast in order to describe the development of the selected corrosion mechanisms during the 50-year storage of the KURION/SARRY sorption towers;
- Development of a set of countermeasures that can be applied to slow down the selected corrosion mechanisms. Adaptation of the formulated countermeasures to the real storage conditions.

【C】固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（高線量固体廃棄物保管時の容器健全性に関する評価技術の検討）(TENEX) (2022年1月末時点における進捗状況)

福島第一原子力発電所の固体廃棄物対策として、放射線量が高くかつ容器内に水分と塩分の残留が想定されるKURION/SARRY吸着塔における腐食の可能性を評価する手法を構築し、具体的な対処方針を検討する。実際の保管条件下を参考にして腐食試験を実施し、試験結果から腐食の予測モデルを開発するとともに、50年間の保管中における腐食発生の可能性の検討およびその対策案の検討を行っている。

実施内容及び成果

①KURION/SARRY吸着塔の保管データの収集と腐食実験計画の策定

- KURION/SARRY吸着塔の保管に関する情報を収集し、腐食実験条件（ゼオライトの種類、塩化物イオン（Cl^-）濃度、温度、保管容器材料など）を策定するとともに、KURION/SARRY吸着塔の健全性に影響を及ぼす可能性のある腐食メカニズムを選定した。

②腐食実験準備・試料サンプル製造

- 腐食実験の試料サンプルの図面を作成し、製造した。（図１）
- 腐食実験に必要な装置（ホットセル、測定器）を選定し、タンク、支持パネル、再不動態化電位測定用の追加機器などの図面を作成し、タンク内に設置した（図2）
- ①における結果を参考として、腐食実験条件を設定した。腐食の発生評価に当たって考慮すべき因子として、時間、温度、塩化物イオン濃度、放射能濃度を選定し、t = 1000, 2000, 3000, 5000 h; T = 25, 50, 70 ˚C; [Cl-] = 100, 10000, 29000 ppm; A = $4x10^8$ Bq/g (その内、^{137}Cs ~ $2x10^8$ Bq/g, ^{90}Sr ~ $2x10^8$ Bq/g) 通りの条件にて腐食実験を実施することを決定した。

③腐食実験の実施（実施中）

- 準備したタンクにゼオライトと水溶液を充填し（図3）、ホットセル内に設置した（図4）。選定された腐食メカニズムの時間的進展を確認する。実際の保管条件に合わせるべく、保守的な条件下で取得した実験結果を再計算するために実験データの処理を行う。処理された実験データに基づき予測モデル開発のための初期データセットを作成する。

④予測モデル開発（今後実施）

- KURION/SARRY吸着塔の保管条件下での選択した腐食タイプの発生を記述する予測モデルを開発する。予測モデルは、各腐食メカニズムの t, h; T,˚C; [Cl]-, ppm; A, Bq/gに対する依存度を記述する数式であり、実験データを用いて予測モデルを作成する。

⑤50年間貯蔵における腐食進展の可能性検討（今後実施）

- 予測モデルを適用して50年間保管中に発生する腐食タイプのモデリングを完了する。得られた式は、選択した各腐食メカニズムの深さを評価するために使用する。KURION/SARRYの初期肉厚と腐食タイプの深さの計算値の差を用いて、50年間保管中のKURION/SARRY吸着塔の残存健全性を評価することが可能である。

⑥対策案の策定（今後実施）

- 選択した腐食タイプの発生を遅らせるための一連の対策を策定する。当該対策は、各腐食メカニズムを遅らせることを可能にするTENEXからの推奨事項であり、1F条件下で適用可能である。



図１　支持パネルに固定した実験サンプル



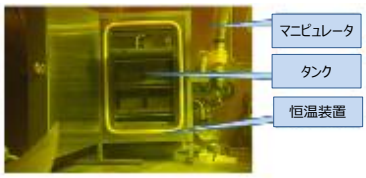
図2　タンク内へのサンプルの設置



図3　ゼオライトを充填したタンク



ホットセル内の準備されたサーモスタット装置ユニットの設置



恒温装置内へのモデルサンプルの設置

図４　放射性物質を用いた腐食試験の様子

今後の方向性

- 計画されているすべての腐食実験を完了する。選択した各腐食メカニズムの進展を測定する。KURION/SARRY吸着塔保管の実条件下での腐食の進展を評価するために保守的な実験条件で得られた実験データを再計算する。
- 関数 f(t, h; T, ˚C; [Cl]- ,ppm; A, Bq/g)の形式で選択した腐食メカニズムの進展を記述することを可能にする係数を評価するために様々な回帰分析方法を適用する。予測モデルとして一連の数式を提示する。
- KURION/SARRY吸着塔の50年間保管中に選択した腐食メカニズムの進展を記述するための50年間の予測手法を開発する。
- 選択した腐食メカニズムを遅らせるために適用できる一連の対策を開発する。策定した対策を保管の実条件に適応させる。