

2024 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と果たし続けていくことが大原則である。

他方、これまで世界にも前例のない困難な取組であるため、「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、各事業者等からの福島第一原子力発電所の廃炉に向けて解決すべき技術的な課題、その課題解決に向けた研究開発の実施内容、研究開発の規模等についての情報提供（RFI）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。

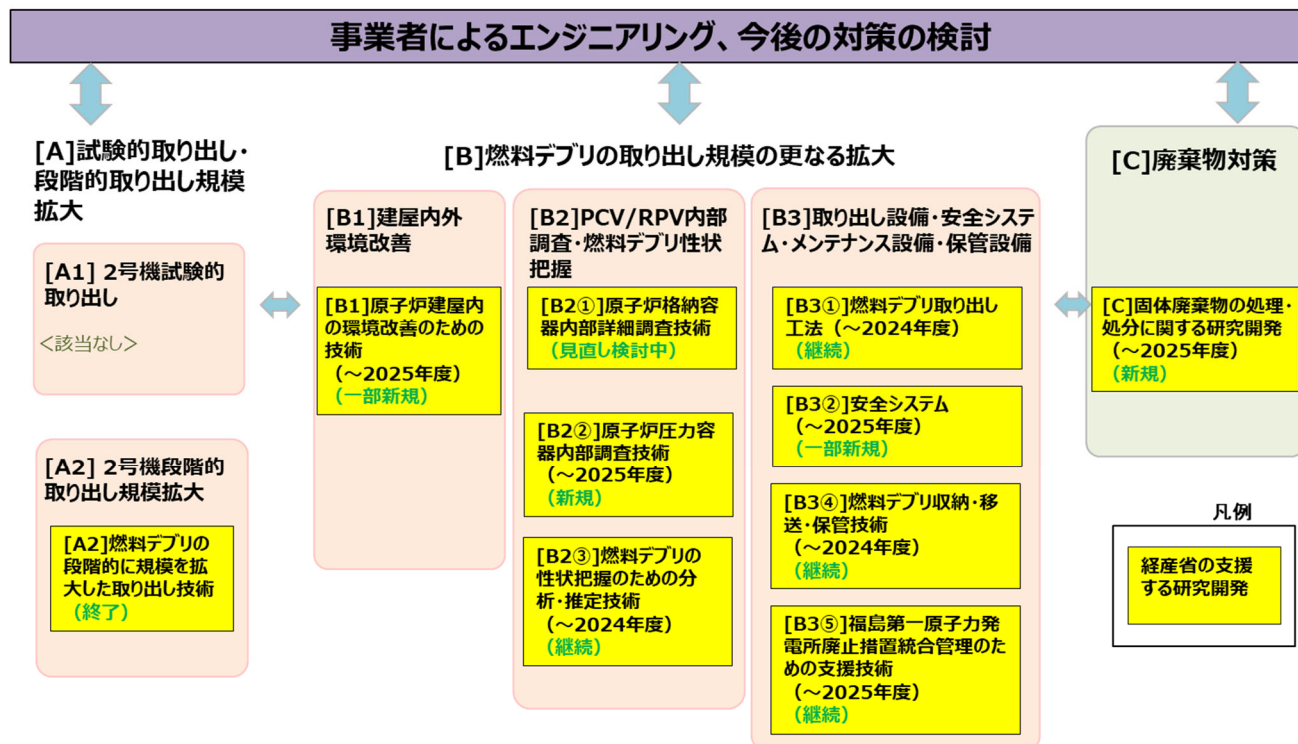


図1 研究開発の全体像

※これまでの計画については、「2023 年度廃炉研究開発計画」（廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第111回 資料4））を参照。

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いて、作業を安全、効率的に行う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、内部に汚染流体や水素などを内在する可能性のある高線量の原子炉格納容器(PCV)貫通配管等を安全・確実に撤去する技術が必要である。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。
- 本研究開発は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. 被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の高機能化開発

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。

そこで、原子炉建屋内の環境データ(機器、構造物の位置、形状、放射線量の分布等)をデジタルモデルに変換することにより、線量低減の対象とすべき放射線源の分布を逆推定解析によって評価するシステムの開発を行う。また、放射線量及び放射線源の分布をサイバー空間上に可視化することで原子炉建屋内の作業による環境変化に対応した的確な作業計画の策定及び現場での作業員の動線、滞在時間、遠隔装置による作業有無等を考慮することができる被ばく線量の推定評価システムを開発する。

これまで、逆推定解析技術、可視化技術等の要素技術開発を進め、それを組み込んだ環境・線源分布のプロトタイプシステムを開発、検証し有効性を確認できたが、現場適用のためには、更なるシステム機能の向上、合理化が課題である。

そのため、特に、デジタルモデル作成の効率化、線源逆推定解析の合理化、システム操作の省力化等を図って現場適用性を向上するとともに、環境改善作業期間に必要なシステムの維持、保守管理を踏まえて開発を行う。

2. PCV貫通配管等撤去のための遠隔監視及び撤去作業システムの開発

PCVを貫通する配管等には、狭隘なエリアに配管や装置・設備が密集した高線量の箇所があり、内部に汚染流体や水素などを内在する可能性がある。密集した配管等の撤去作業を安全、確実に行うためには、狭隘部にアクセスする遠隔装置の姿勢を安定化し、高精度な位置制御による作業を行うとともに、流体漏洩の防止及び作業監視装置との的確な連携などが必要である。また、原子炉建屋内での撤去作業には、調査・計測作業、資器材の配置、現場養生等の準備作業、配管内在物の回収作業、容器への収納や移送などの後処理作業が必要であり、これらに関わる監視や作業を行う者の被ばく線量が高くなる傾向にあり、遠隔監視等によって作業エリアにおける人的介入を最小限とする作業システムが求められる。

B1: 原子炉建屋内の環境改善のための技術開発

そこで、原子炉建屋内におけるPCV貫通配管等を撤去するため、作業状況の自律的な遠隔監視と連携した遠隔撤去作業システムを開発する。各号機のPCV貫通配管等を調査し、準備作業から後処理まで撤去における一連のプロセスに対応した現場作業内容に基づく作業方法及び仕様について、調査・検討し、遠隔監視及び撤去作業システムに必要な機能、要素技術の抽出を行う。次に、既存技術を踏まえて、開発課題を設定した後、試作機を作成し、要素試験を実施するとともに、模擬体を用いて、一連のプロセスに対応した組み合わせ試験を行い、現場適用性を検証、評価する。さらに、評価によって抽出された課題に対応した実作業に向けた遠隔監視及び撤去作業システムの仕様、作業方法を提案する。

(注記)

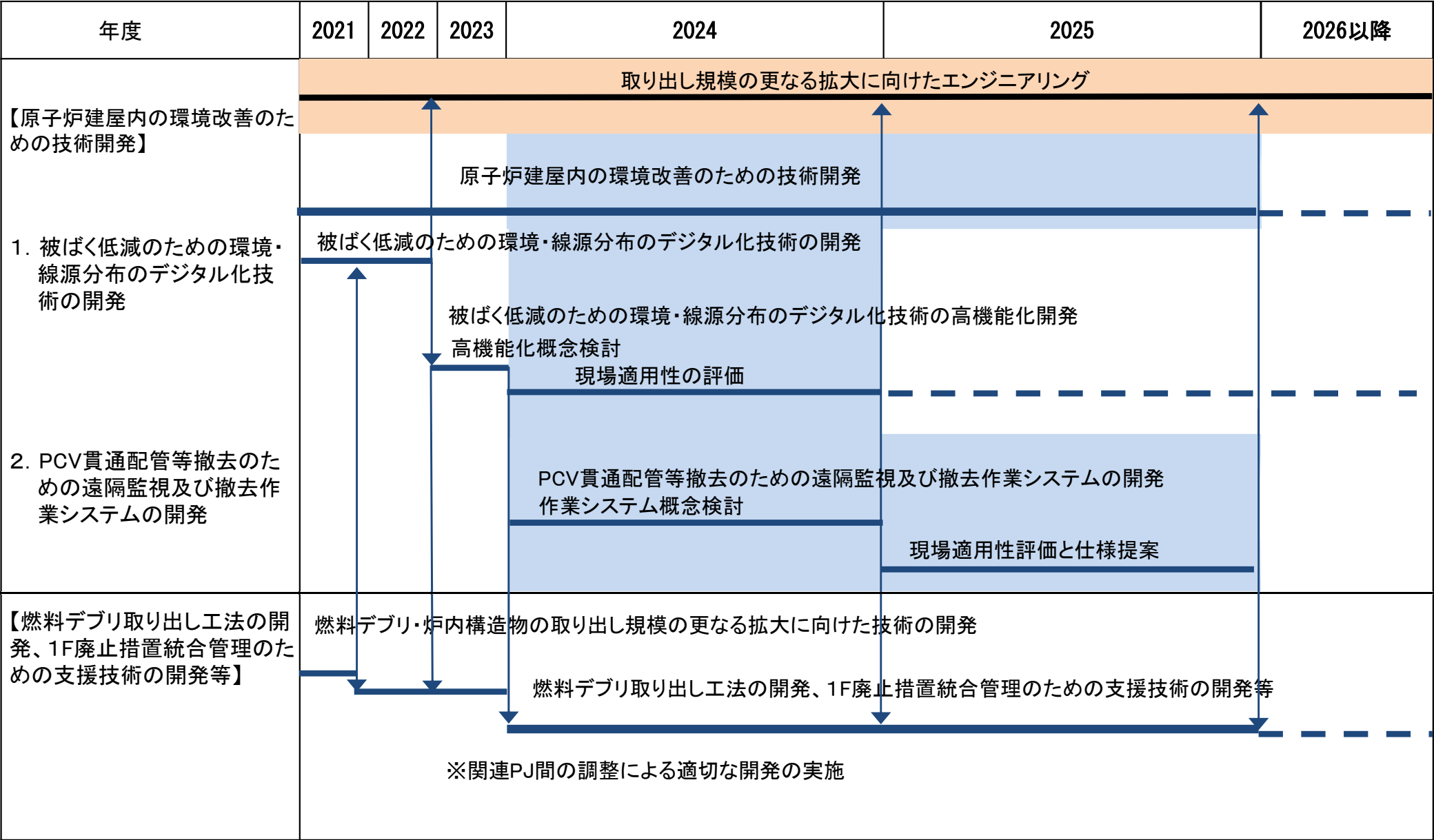
本開発においては、以下について取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

- ・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

- ・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高機能化に関する現場適用性の評価(2024年度)
- ・PCV貫通配管等撤去のための遠隔監視及び撤去作業システムの概念検討(2024年度)、現場適用性の評価と仕様提案(2025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



——— : 実施済又は今回の計画
- - - : 想定される計画 ——— : 東電エンジニアリング

 : 現場作業(エンジニアリングを含む)
 : 対象となる研究開発計画の期間

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. 上部側面アクセス調査工法の技術開発

RPV内部への新たなアクセスルートとして、ドライヤー・セパレータ(DS)ピットからPCVヘッド、RPVヘッドを側面から穿孔していく上部側面アクセス調査が考えられており、高汚染状態のシールドプラグに開口部を設けなくてもよい場合、上部アクセス調査工法よりも早期に調査できる可能性がある。2019年度までに開発した上部アクセス調査工法、側面アクセス調査工法も参考にして、DSピットを起点とした上部側面アクセス調査工法の現場適用に必要な要素技術の開発計画を策定し、それに基づいて、装置全体の概念設計を行う。さらに、DSスロットプラグ等の穿孔、PCVヘッド貫通部のシールド処理等の技術課題に対して、要素試験を行い、必要な要求機能を達成できることを確認する。

また、燃料デブリ取り出し工法の検討を踏まえて、シールドプラグを穿孔する上部アクセス調査工法の新たな検討課題が明らかになった場合には、必要な技術課題の開発を実施する。

2. 下部アクセス調査工法の技術開発

下部アクセス調査工法として、2023年度までにX2ペネトレーション・CRD開口からペDESTAL内にアクセスしてドローンで調査する方法、X6ペネトレーション・CRD開口からペDESTAL内にロボットアーム(段階的に規模を拡大した取り出し用アームを想定)でアクセスしてテレスコパイプで調査する方法について開発し、現場適用性を確認した。しかし、これまでのPCV内部調査の結果から、ペDESTAL内には多数の干渉物があることが確認されていることから、ペDESTAL内及びRPV下部調査のためにはより柔軟な動きが可能な調査装置を開発する必要がある。

(2. 続き)

既設ペネトレーション・CRD開口からペDESTAL内にアクセスする装置(アーム等)、およびペDESTAL内で調査装置を上方に柔軟性をもって移動させてRPV底部外側から内側に挿入できるアクセス・調査装置を開発する。なお必要に応じて、干渉物を撤去することも可能な装置とする。概念設計を行い、試作、工場内試験で必要な要求機能を達成できることを確認する。

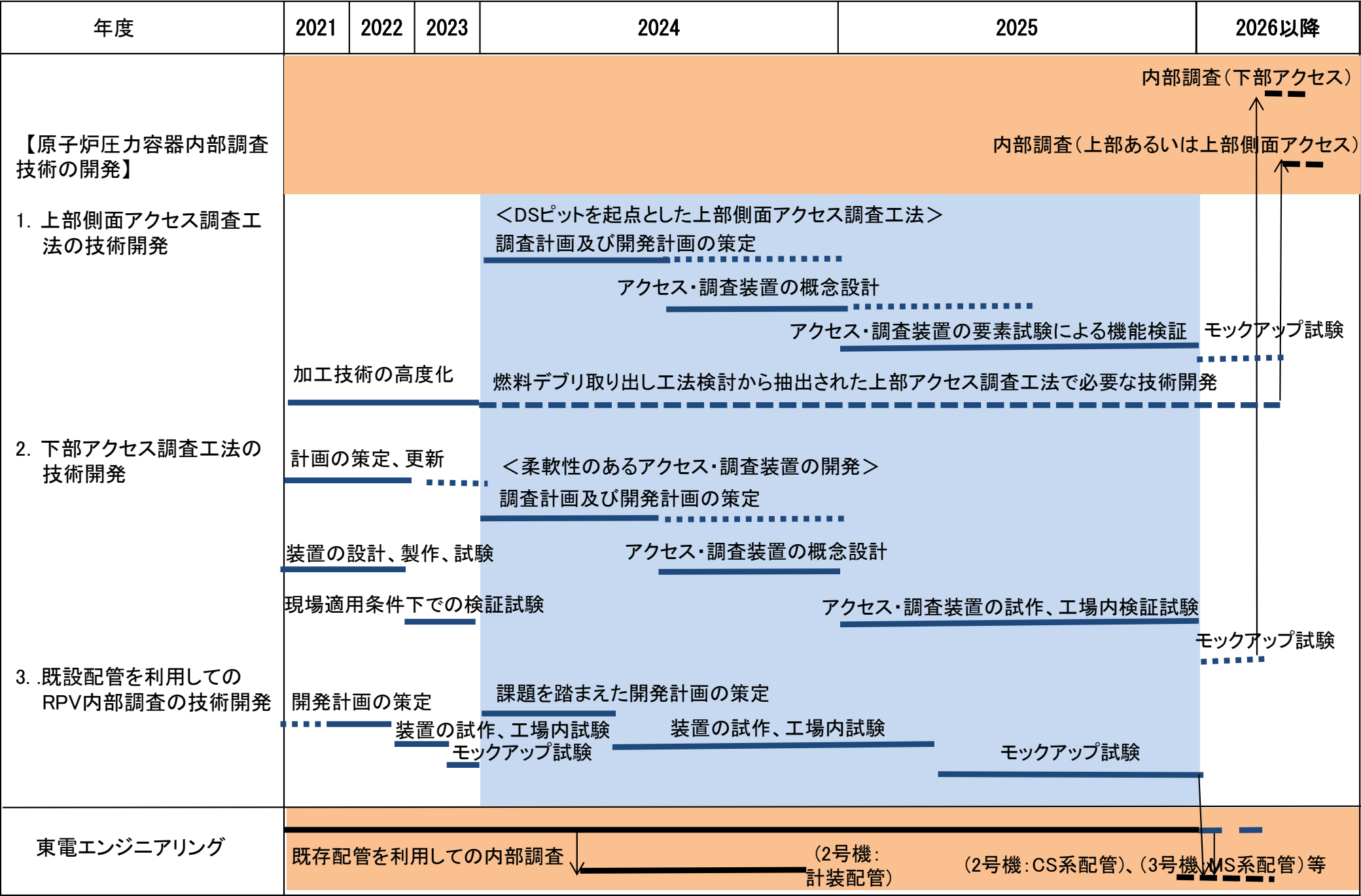
3. 既存配管を利用したRPV内部調査の技術開発

2023年度までに、アクセスルート、現場環境からRPV内部調査に利用できる既存配管として、炉心スプレイ(CS)系、主蒸気(MS)系、再循環(PLR)系を選定し、ルート構築、配管内移動、炉内状況確認に必要な機能要求をまとめ、装置類を試作し、モックアップ試験で現場適用性を確認した。本事業では、このモックアップ試験結果から抽出された課題に対して、各装置類の見直し、改善等を図り、モックアップ試験により現場適用に向けた再確認を行う。

目標達成を判断する主な指標の設定(2024、2025年度)

- ・DSピットを起点とした上部側面アクセス調査工法の開発計画の策定(2024年度)、装置類の概念設計(2024年度)、要素試験による機能確認(2025年度)
- ・下部アクセス・調査装置の概念設計(2024年度)、試作、工場内試験による機能確認(2025年度)
- ・既存配管を利用する内部調査用装置の改良設計(2024年度)、モックアップ試験による現場適用性の確認(2025年度)

(目標工程)B2②: 原子炉圧力容器内部調査技術の開発



— : 実施済又は今回の計画

- - - : 想定される計画

— : 東電エンジニアリング

: 現場作業(エンジニアリングを含む)

: 対象となる研究開発計画の期間

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、燃料デブリの成分の定量分析及び性状の推定の実施に必要な技術の開発等を行う。

実施内容

- これまで前例のない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・核分裂生成物を含んでいる。そのため、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、その性状の推定技術を開発し、燃料デブリの性状推定及び原子炉格納容器内部の損傷状況の表示手法を高度化するとともに、分析精度を向上する。
- 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、燃料成分の有無を簡易的に分析する技術及び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。
- 本研究開発の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) 燃料デブリの取り出しにおける臨界管理、保管管理等の安全評価を行う上で燃料デブリの性状を把握することは必須であるが、BWRの事故で生成した燃料デブリはこれまで前例がない。生成過程でのコンクリートとの反応、海水注入、温度履歴が不明であることに加え、難溶性及び多くの同重体・核分裂生成物を含み、困難を伴う分析となる。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、ホットラボ施設を有する研究機関において分析を行う。また、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」を高度化し、燃料デブリ取り出しに係る各種の工程に情報を提供する。
- (2) これまで原子炉格納容器の内部調査が行われてきたが、画像及び空間線量率のデータが主であり、視認されたどの部位に核燃料が含まれているかは不明である。効率的な燃料デブリ取り出しへと繋げるために、これまで得られた堆積物・付着物の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、燃料溶融、原子炉圧力容器の破損、溶融燃料のペDESTAL内への流下等の一連の過程を把握するとともに燃料の分布状況を推定する。また、原子炉格納容器内部調査で確認されたペDESTALの損傷を生じた主な事象とその進展過程の調査及び解析手法を検討する。得られた成果を効率的に表示、理解するために、3次元CGでの原子炉格納容器内の推定図を作成する。
- (3) 燃料デブリは不均一組成を有し、難溶性及び多くの同重体・核分裂生成物を含むことに加え、分析時には、前処理、各ホットラボ施設の装置等の影響を受けて、分析結果の分散の程度が大きくなりやすい。これまで、同一組成の模擬デブリを用いて、化学組成、構造解析等を行い、分析結果の信頼性や分析精度の向上に関する検討を実施してきたが、核分裂生成物の含有率、燃料の同位元素の組成等の核分裂後の燃料に起因する性状までは検討が進んでいない。スリーマイル原子力発電所2号機の事故で発生した燃料デブリを試料として用い、各ホットラボ施設において、これまでの模擬デブリの分析で培った分析工程、前処理手法が燃料デブリに対して有効であることを確認し、分析工程の効率化に反映する。また、今後取得する福島第一原子力発電所の燃料デブリとの比較データの取得し、双方の燃料デブリの共通点と相違点を参照しながら、燃料デブリの生成過程及び事故進展の推定、安全対策及び保管管理の検討に反映する。

B2③: 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

模擬デブリ分析の国際的なラウンドロビン試験にも参加し、我が国が燃料デブリの分析能力を十分に有していることを確認するとともに、海外研究機関の分析評価の知見を吸収する。

- ・ 上記、(1)～(3)については、国内及び世界の専門家との議論を行い、そ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・非破壊計測技術の開発

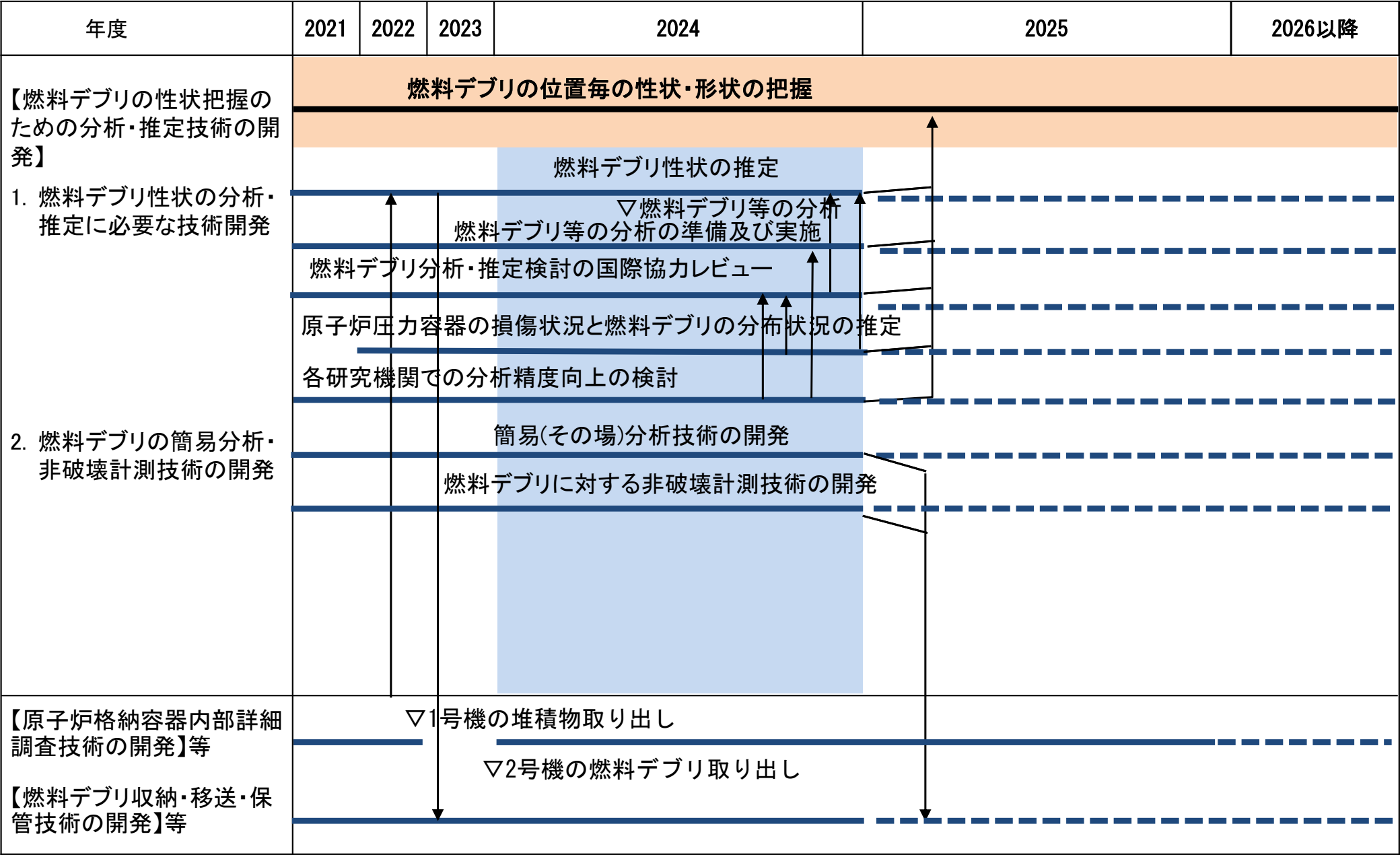
- (1) これまでの内部調査により、原子炉格納容器内の構造材に溶融物の付着を確認している。燃料デブリ取り出し作業時に溶融物に燃料が含まれていることを確認するためには、その都度、ホットラボ施設へ輸送して分析しなければならない。ホットラボ施設への輸送は時間とリソースを要し、迅速な取り出し作業を阻害することになる。ホットラボ施設への燃料デブリの輸送負担を低減するため、原子炉格納容器内の構造材に付着・侵入した燃料成分の有無を迅速に確認する簡易(その場)分析技術を開発する。具体的には、使用済燃料等を用いて、放射線レベルが高い試料に対する分析の実績・知見を蓄積するとともに、検出効率の向上、計測時の汚染対策等の燃料成分検出のための高度化を行う。また、湿度、粉じん等の影響を受ける現場環境において長期間安定的に作動する措置の高度化を行う。
- (2) 燃料デブリは溶融時に中性子吸収材を含有しているため、外部から中性子を入射し、核分裂反応を誘起させて放出する放射線を計測する手法では、入射した中性子が中性子吸収材に吸収されてしまい、十分な核分裂反応を生じない可能性がある。また、溶融時に揮発性の高いセシウムを放出しているため、セシウムからのガンマ線を基に燃焼度を推定する手法の適用が困難である。このような燃料デブリ固有の特徴のために、再処理施設等で用いられている非破壊計測の手法をそのまま適用することに懸念がある。そこで、燃料デブリの臨界管理、保管管理等に資するデータを取得し、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計測可能な技術の現場適用を目指して研究開発を実施する。具体的には、非破壊計測技術を燃料デブリに対して適用する場合の仕分けシナリオ及び計測システムの概念の構築、評価手法を検討する。さらに、燃料デブリの計測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、及び計測を阻害する要因を含んだ模擬燃料デブリを用いた計測試験を実施する。

目標達成を判断する主な指標の設定

- ・ 燃料デブリの分析の準備及び分析評価(2024年度)
- ・ 最新の情報を踏まえた「原子炉格納容器内の損傷状況の推定」及び「燃料デブリ性状推定」の高度化(2024年度)
- ・ スリーマイル2号機デブリの分析評価(2024年度)
- ・ 簡易分析手法による計測実績の拡充と実現性の評価(2024年度)
- ・ 非破壊計測の技術開発でのシミュレーション結果、計測試験結果、及び計測装置の概念検討結果のとりまとめ(2024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



——— : 実施済又は今回の計画
- - - : 想定される計画 ——— : 東電エンジニアリング

 : 現場作業(エンジニアリングを含む)
 : 対象となる研究開発計画の期間

B3①： 燃料デブリ取り出し工法の開発

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向けて、取り出し工法について作業の成立性に関し必要となる要素技術開発及び試験を実施し、現場適用性を評価する。

実施内容

- 気中工法では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、長期間の燃料デブリ取り出しの作業継続性に重要となる技術要素の課題を検証するため、大型搬送装置等のオペフロ上部設備の開発、充填安定化技術、加工時落下対策技術等の技術開発を行う。
- 燃料デブリ取り出し工法検討において、冠水工法（船殻工法）を含めその他の工法について、課題の検討を進め、必要な技術課題の開発を実施する。
- 本研究開発は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. 気中上取り出し工法の開発

(1) 大型搬送装置

炉内から取り出した大型の構造物を搬送するには、高線量、高汚染の重量物を遮へいし、汚染の拡散防止を図って運搬することが必要となる。これまで、従来の大型搬送技術の調査検討、搬送方式の選定、装置の構造検討等を行ってきた。今後は、閉じ込めを考慮した大型搬送機構、隔離境界となる連絡通路ゲート部等について概念検討を実施し、試作による検証を行い、現場適用性を評価する。

(2) 充填安定化技術

損傷した炉内構造物を充填安定化させることにより解体作業時の安全性、効率を向上する方法を検討する。これまで基礎試験による充填材の特性把握等を行ってきた。今後は、損傷状況・炉底部開口等に有効な充填安定化方法、装置構成、充填手順などについて概念検討を実施し、模擬体による要素試験を行い現場適用性を評価する。

(3) 落下対策技術

デブリ加工時の破片や、振動等により重量物がペDESTAL底部へ落下する可能性があることから、落下による再臨界防止及びダスト飛散抑制、機器損傷等防止のため、落下対策を実施する必要がある。落下対策の概念検討を実施し、要素試験により成立性の検証と現場適用性を評価する。

(注記)

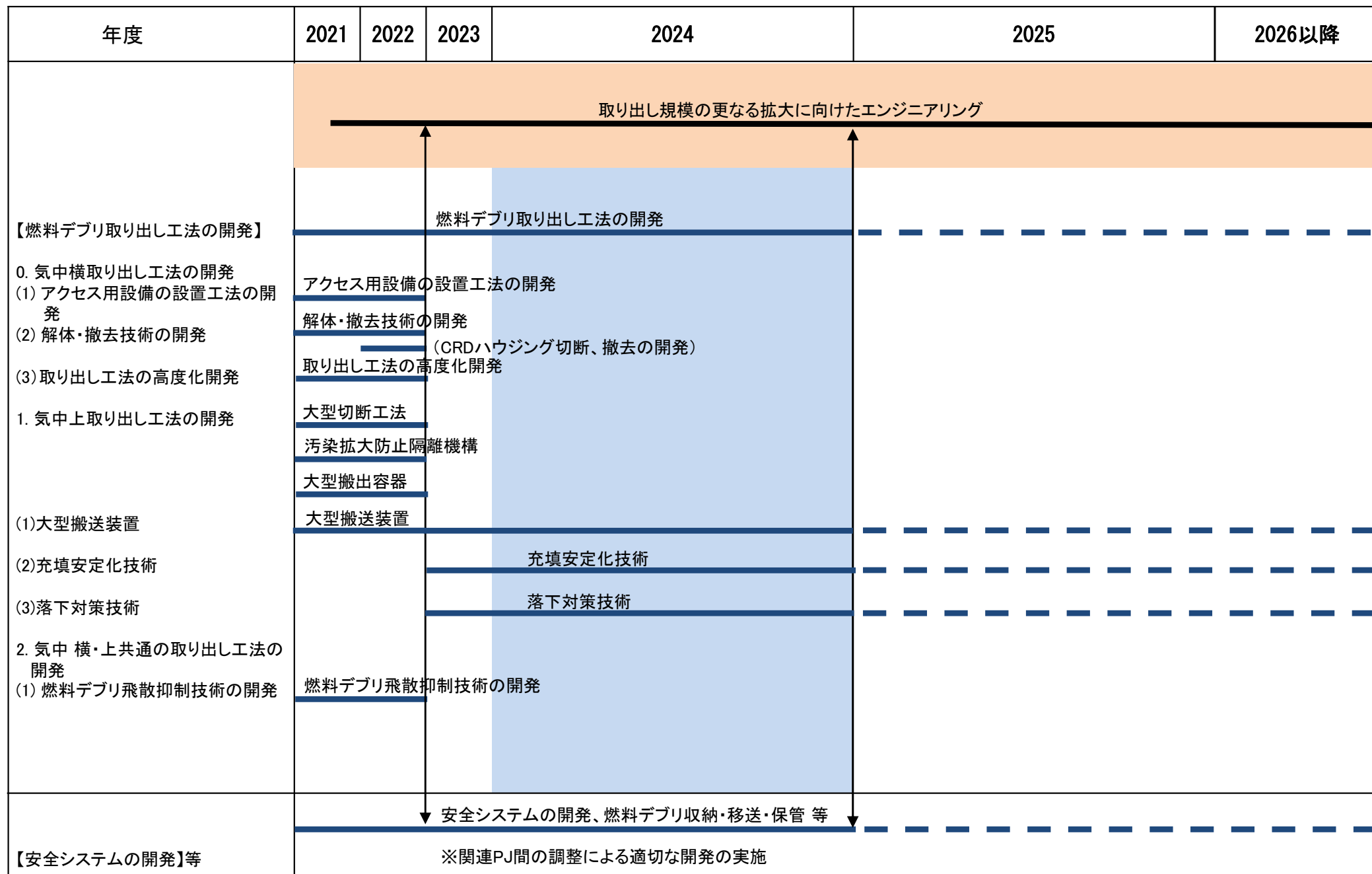
気中工法の開発においては、以下について取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

- ・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

- ・大型搬送装置の試作による検証と現場適用性の評価（2024年度）
- ・充填安定化技術の試験による検証と現場適用性の評価（2024年度）
- ・落下対策技術の試験による検証と現場適用性の評価（2024年度）

(目標工程)B3①: 燃料デブリ取り出し工法の開発



—— : 実施済又は今回の計画
- - - : 想定される計画 —— : 東電エンジニアリング

: 現場作業(エンジニアリングを含む)
 : 対象となる研究開発計画の期間

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. 液体処理システムの開発

(1) 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、模擬液を用いた要素試験を行い、実機への適用性を評価してきた。今後は、溶解性 α 核種に加えて、循環冷却水中に存在することが想定されるものの、挙動が複雑なため除去しづらいと考えられるコロイド状 α 核種にも対応し得る複数の処理システム(例えば、吸着槽によるバッチ処理や水質調整など)について比較・評価するとともに、評価する上で必要となる各種要素試験等を実施し、より合理的な処理方法の開発を行う。

なお、技術開発にあたっては、二次廃棄物発生量の抑制などシステム全体の合理化を考慮する。

また、液体処理システムの実機への適用性に係わるリスク低減のため実液(原子炉建屋内滞留水)を使用する試験の準備(試験液の調整方法などの検討・要素試験)を行う。

(2) 二次廃棄物処理技術の開発

液体処理システム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って来た。今後は、想定される液体処理システムから発生する二次廃棄物の性状を整理した上で、保管形態にするまでに必要とされる二次廃棄物処理技術の要素試験等を実施し、液体処理システムで発生する二次廃棄物に可能な限り対応し得る、保管形態の最適化や効率化を考慮したより合理的な処理方法の技術開発を行う。

(3) 核燃料物質・難分析元素等の分析の迅速化・効率化技術の開発

燃料デブリに接触することで液体処理系の循環冷却水中には、核燃料物質、放射性同位元素が溶出したり、気体の放射性物質も壊変や化学反応に伴い固体として析出する。このように核燃料物質、放射性同位元素が付着、あるいは混入することになり、建屋内に広範囲に汚染が分布することとなる。こうした汚染状況の中では、これらの核燃料物質、放射性同位元素の濃度は燃料デブリに比較して低いものの、モニタリングのために採取する試料数が多くなる。酸化の価数や化学的特性が異なることから、各元素に応じて沈殿・分離等の複雑な前処理を行う必要がある。また、放射能濃度の低い試料においては、放射性同位元素の含有量が少ない、同重体が多い等の理由で分析が困難な事例がある。今後、廃炉工程の進捗に伴い、分析を行うべき試料の種類及び数が増加することになる。そのため、前処理を含む分析工程全体において、迅速化、自動化、または省力化するための技術を開発し、分析に係る作業の効率を向上させ、建屋内のモニタリングを迅速に行う必要がある。具体的には、試料中から目的とする核燃料物質、放射性同位元素を高い効率で分離・検出する多元素同時定量分析技術を開発する。これらの技術を開発する上では、同位元素の比の精度管理及び分析の品質を保証することが必要であるため、同位元素の比を求める技術の高度化を行う。

2. ダスト飛散率データ取得

燃料デブリ取り出し作業にあたり、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のため、これまで乾燥条件でのダスト飛散率データを複数の工法について取得してきた。このデータ取得成果を踏まえ、燃料デブリ切削時に想定される環境下でのダストの発生と移行に着目したデータを更に取得・整備し、その挙動に関する知見を拡充する。

通常作業時および事故時の安全評価に資するため、想定される環境(湿潤条件等)に適用可能なダスト飛散率データ取得試験を複数の工法について行い、ダスト飛散挙動の把握を進める。試験は、評価条件を追加し、燃料デブリを模擬した試験体(コールド材※及びウラン含有模擬MCCIデブリ等)を用い実施する。得られた試験データは、将来の燃料デブリ切削時の安全評価の技術的根拠として体系的に整備する。

※コールド材:ウランを含有しない試験体。燃料デブリと物性が類似するものを選定しており、広範な切削条件の試験の実施を可能とするために用いる。

3. 被ばく線量評価のための分析手法の技術開発

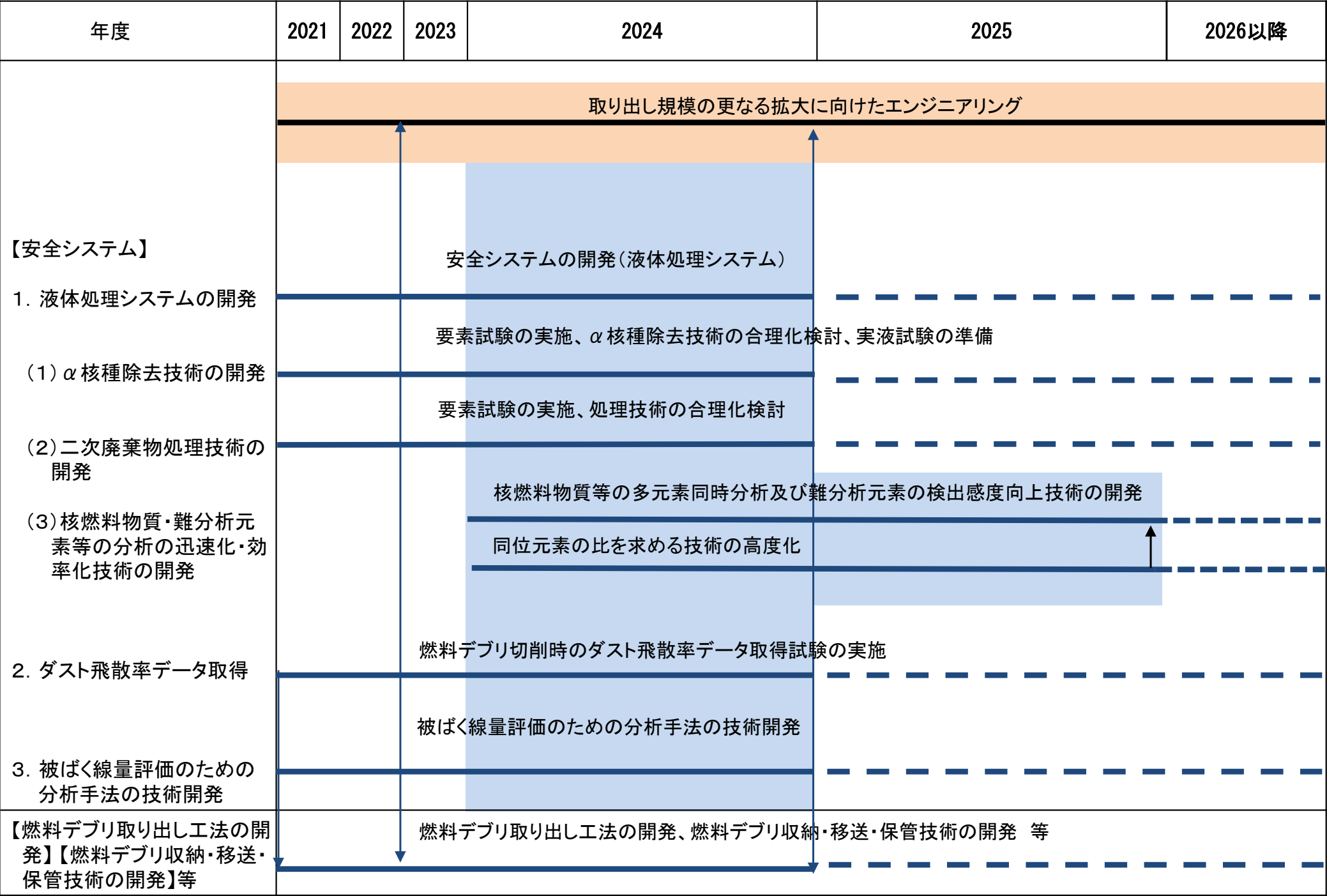
廃炉作業においては多様な核種を対象とした多数の作業者のモニタリングが必要となることから、十分な精度と迅速性のある内部被ばく線量評価のための手法として、これまで内部被ばく線量評価プログラムの概念の検討及びバイオアッセイ迅速化、ろ紙試料測定精度向上等の技術開発を進めてきた。

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るために、今後は、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、並びに内部被ばく線量の測定・評価に係わる技術開発の継続により、内部被ばく線量評価プログラムの開発を進める。

目標達成を判断する主な指標の設定

- コロイド状も含めた α 核種除去技術合理化のための要素試験等の実施及び実機適用性評価、並びに実液を用いた試験の準備(2024年度)
- 二次廃棄物(スラッジ等)処理システム合理化のための要素試験等の実施及び実機適用性評価(2024年度)
- 核燃料物質等の多元素同時分析及び難分析元素の検出感度向上手法の評価(2025年度)
- 燃料デブリ切削時の湿潤条件を含むダスト飛散率データ取得試験の実施と評価技術の開発(2024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開発(2024年度)

(目標工程)B3②:安全システム



：実施済又は今回の計画

：想定される計画

：東電エンジニアリング

：現場作業(エンジニアリングを含む)

：対象となる研究開発計画の期間

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構築するための技術開発を行う。なお、関連PJと調整を図りながら開発を行うものとする。
- 本研究開発は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. 粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発

(1) 水素発生予測法の高度化

- ・2022年度実施の机上検討で得られた粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリ(以下、粉状デブリ)からの水素発生に影響を及ぼす因子の影響度合の評価結果、及び水素ガス発生速度予測法の検証のため、検証実験を行う。その結果を踏まえて水素ガス発生予測法の高度化を行う。
- ・水素ガスだまりの発生挙動やその放出時の影響等の放出特性に関する2022年度の机上検討結果について、燃料デブリの種々の混合物の影響も踏まえて実験による検証を行う。

(2) 収納缶のフィルタ寿命評価

- ・2020/2021年度に実施した収納缶フィルタの性能に影響する故障シナリオの選定と、評価に必要な試験方法の検討、2022年度の実施した収納缶のフィルタに蓄積する粉状デブリ量の検討の成果を基に、保管までのプロセスと保管中における収納缶フィルタの劣化事象や、故障シナリオの発生の可能性や安全機能に対する影響の詳細な評価を行う。
- 更に、劣化及び故障事象を模擬したフィルタの試験を行い、フィルタ劣化及び故障が収納缶の安全機能(例えば水素放出

性、閉じ込め機能等)への影響を検証するとともに、劣化、故障の緩和/回避策を検討する。

(3) 収納方法・収納容器の再評価

- ・上記(1)、(2)の成果を踏まえ、2021年度の粉状燃料デブリの収納方法・収納容器の検討結果を再評価する。

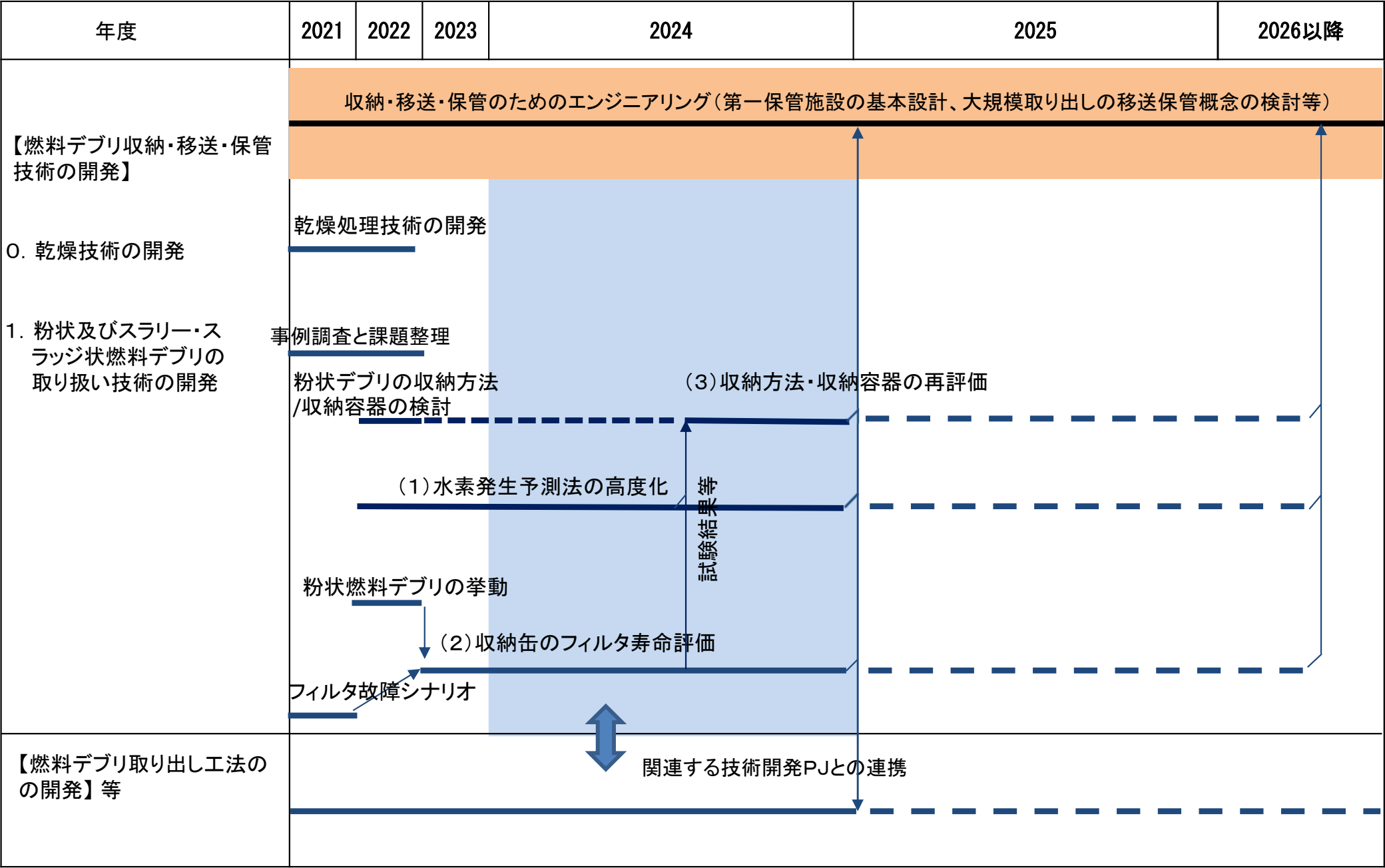
※関連する技術開発PJ

「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

- ・前年度に立案、準備された水素ガス発生予測法、及び水素ガス発生挙動に関する試験の実施とそれを踏まえた予測法の高度化(2024年度)
- ・前年度に計画、準備された収納缶フィルタの劣化、故障とその影響に関する検証試験の実施、試験結果による劣化、故障の影響の評価と緩和/回避策の検討(2024年度)
- ・上記成果を踏まえた収納方法/収納容器再評価(2024年度)

(目標工程)B3④:燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発



：実施済又は今回の計画

：想定される計画

：東電エンジニアリング

：現場作業(エンジニアリングを含む)

：対象となる研究開発計画の期間

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)廃止措置は、高線量・高汚染下、不確定要素を含む環境条件の中で、遠隔作業によって安全、円滑に実施する必要がある。そのため、取り出し期間における環境変化を長期的、且つ連続的に監視しつつ、取得した監視データと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情報管理システムについて、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、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. 統合管理支援システムの全体概念の検討

燃料デブリ取り出しは、「試験的取り出し・PCV内部調査」、「段階的に規模を拡大する取り出し」、「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ことが重要である。そのためには、情報を認識しやすい手段に統合し、データ管理、運転等を支援するシステムの整備が必要となる。1F廃止措置を効率的に進めていく上では、監視情報に加えて、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が効果的と考えられる。

燃料デブリ取り出しの準備段階から運転段階に応じたデータ管理及び活用方法について、作業全体を監視、操作するシステムに求められる要求事項を整理し、統合管理支援システムの全体概念を検討するとともに、導入に向けた課題整理を行う。

2. デジタル技術を利用した統合的管理技術の開発

- ・デジタル技術に対応する燃料デブリ取り出し運転データベースの開発

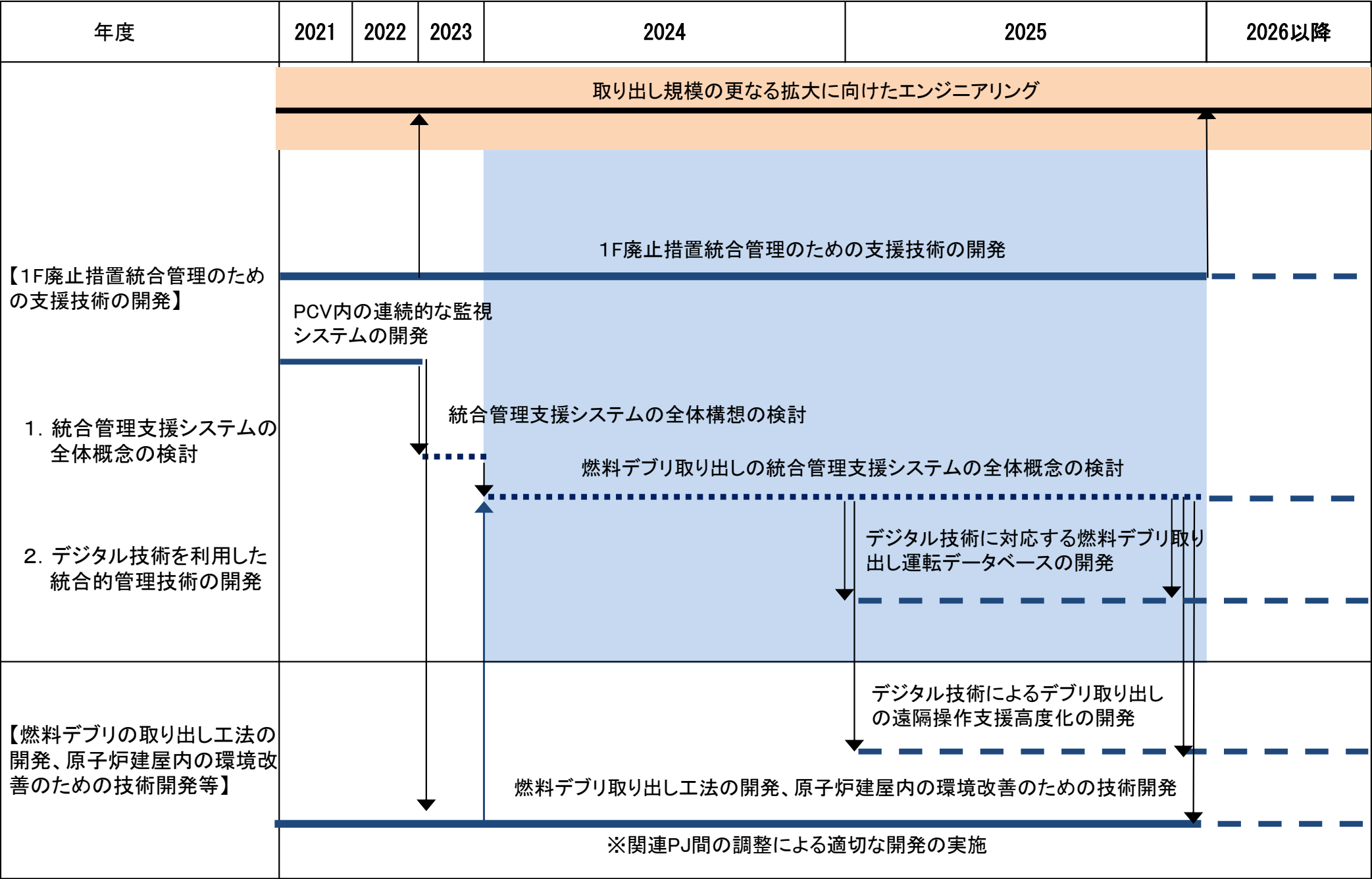
統合管理支援システムには、1F廃止措置に必要となる作業計画、遠隔操作、状態監視、設備保全など様々なタスクに対する支援サブシステムと、それらを統合するプラットフォームが必要となる。種々の支援サブシステムにおいて収集した膨大な情報・データを処理、変換して効率的、効果的に利用するためには、デジタル技術を用いた迅速な情報の統合化、共有化を可能とするデータプラットフォームを含むデータベースを開発することが重要である。

データベースを運用するためのデータプラットフォームの構成、用途に応じたデータ管理、データの合理的な分類、利用のための共有化とセキュリティ確保など、データベースの概念について調査・検討を行い、必要機能と実用に供するための課題を抽出し、開発計画を策定する。

目標達成を判断する主な指標の設定

- ・デジタル技術に対応する燃料デブリ取り出し運転データベースの概念と開発計画(2025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



——— : 実施済又は今回の計画
- - - : 想定される計画 : 補助事業外

 : 現場作業(エンジニアリングを含む)
 : 対象となる研究開発計画の期間

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、固体廃棄物^{*1}の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築に向けて、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の具体的管理について全体として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)

1. 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。
2. 安全かつ合理的な保管・管理のため、物量低減に向けた減容・再利用技術に関する開発を行う。
3. 固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築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、柔軟かつ合理的な処理技術に関する検討を行う。処分技術に関し、処分概念オプション案を提示するとともに、その安全性を評価するため、処分場の安全機能に影響する重要シナリオを抽出し、そのシナリオに対応する安全性の評価が実施できる技術を開発する。

本研究開発の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. 性状把握

(1) 分析データの取得・管理等

保管管理の適正化等を目的とした東京電力による固体廃棄物の分析計画を考慮の上、廃棄物分類に応じた分析核種及び分析目的に応じた必要な分析精度を検討するとともに、年間分析計画を作成し、それに従って分析データの取得・評価・管理等を行う。

分析が困難でかつ処分の安全評価上重要であるC-14, I-129等の分析に関し、化学形態に基づき前処理方法等の検討を行った上で、分析データの取得を行う。セシウム吸着塔の実機から採取した吸着材の前処理、分析方法等を検討し、分析データの取得を行う。燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物のガンマ線測定に基づく非破壊測定システムの概念を取りまとめる。

(2) 性状把握の効率化

分析計画の立案に資するため、Data Quality Objectives (DQO) プロセス^{*2}とベイズ統計を組み合わせた分析計画法の試行を継続・適用例を蓄積する。それらの成果に基づく分析計画法の事例集を作成し、適宜更新していく。これまで開発を進めてきた統計論的インベントリ推定手法を、主要な保管廃棄物及び今後解体の対象となる施設等に適用するための検討を行う。推算結果については処理・処分等の技術開発に提供する。

2. 保管・管理

汚染金属(放射性物質により汚染された金属溶融対象物)のインベントリ推算精度の向上を目指し、汚染推算モデル等の改良を行う。また、実廃棄物の放射能濃度データを取得し、改良したモデル等による評価結果の妥当性を確認する。

重要核種となり得る核種について溶融試験による核種移行率のデータを拡充し、溶融時の移行率データの信頼性向上を図る。また、熱力学平衡計算による核種の移行挙動評価方法について検討する。これら溶融試験及び熱力学平衡計算の検討結果等を反映し、溶融処理時の核種移行率の評価を行う。クリアランス検認時に重要核種となり得る核種の選定方法について検討し、それら核種の選定を行う。また、選定に至った根拠をまとめる。

選定した重要核種となり得る核種の放射線測定法による放射能濃度決定方法案を検討する。また、汚染金属を対象に、DQOプロセスとベイズ統計を組み合わせた分析計画法を用いた分析計画(案)を検討する。クリアランス検認時に使用可能な合理的かつ迅速性のある分析法の開発を行う。

^{*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} DQOプロセス: 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

C: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発(2/2)

3. 処理・処分

(1) 処理技術

低温処理(セメント・AAM固化)における固化可能な化学組成等の範囲を把握するため、ALPSスラリー等を対象とした固化体の物性に影響を与えることが想定される主要な成分について、その影響を評価する。また、それらの成分が複数含まれる場合についての検討を行う。低温固化可能性を判断するスクリーニング手法について、処理能力向上を図るのため、一連の評価を自動化するための検討を行う。

固化体の処分安全評価に必要な物性値を把握するため、低温処理による固化体特性を評価する。固化体の長期的な安定性評価のため、加速試験による長期変質挙動の調査、非晶質相の変化に関する検討を行う。また、炭酸塩スラリーの安定性に関し、加圧や加温、リン酸化等による化学組成を変化させた場合の変化について検討を行う。炭酸塩スラリーを対象に、低温処理の実規模処理(200リットル規模)への適用性を評価する。

中間処理として、熱分解処理を実用化するにあたって想定される課題について、その影響の評価と対策の検討を行う。また熱分解処理の適用の有効性が高くない廃棄物に対して、その代替策を検討する。柔軟かつ合理的な処理技術として可能性を検討した、分別困難なガレキ等の一括熔融固化技術及び脱水後のスラリーを保管容器ごとガラス熔融処理する技術について、これまで得られた成果を踏まえ、実規模処理への適用性評価を実施する。

(2) 処分技術

① 処分概念オプション案の提示

処分概念提示に必要な情報・知識の2023年度までの調査結果を活用し、全ての対象とする廃棄物の中から廃棄物ストリームの検討等の優先順位に応じて廃棄物を選定し、その処分概念オプション案を提示する。その際には、処分概念の要件案及びその充足に必要な情報・知識についての整理も行う。

② 固体廃棄物処分の安全評価技術の信頼性向上

国内外の処分概念・安全評価の調査結果やストーリーボード等の2023年度までの成果を活用し、①で提示された処分概念オプションの安全性を評価するため、処分場の安全機能に影響する重要シナリオを抽出し、そのシナリオに対応する安全性の評価が実施できる技術を開発する。

目標達成を判断する主な指標の設定

1. 性状把握

- ・ 年間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(2025年度)
- ・ 燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の非破壊測定システムの概念及び難測定核種(C-14, I-129)の分析結果の提示(2025年度)
- ・ セシウム吸着塔実機から採取した吸着材の前処理、分析方法等の検討結果の提示(2025年度)
- ・ DQOプロセスとベイズ統計を組み合わせた分析計画法の検討の典型例を整理し、事例集を作成(2024年度)、更新(2025年度)
- ・ 保管中の廃棄物に関するインベントリ推算の結果の提示(2025年度)

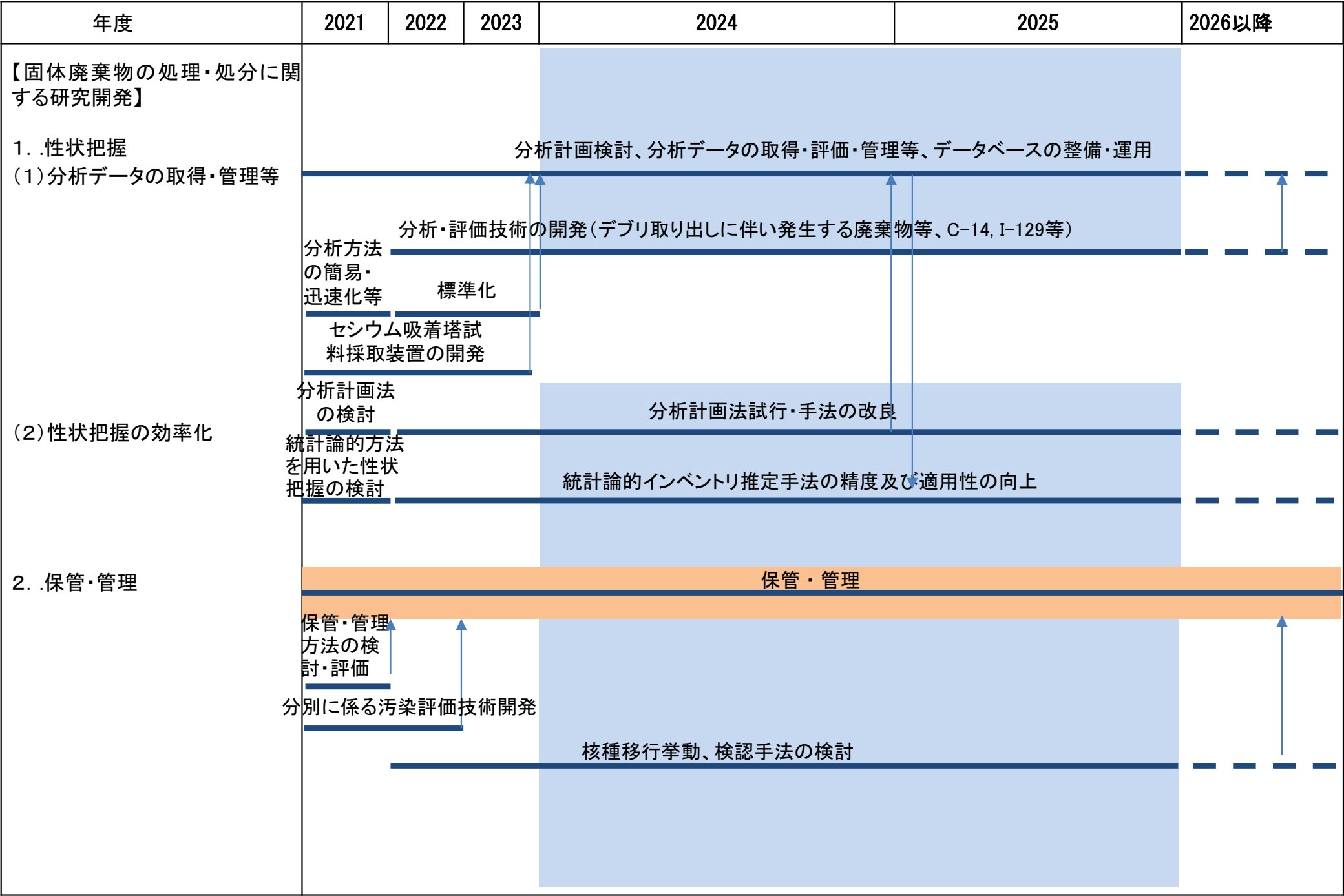
2. 保管・管理

- ・ 汚染金属の解析的インベントリ推算手法の改良(2025年度)
- ・ 熔融試験や熱力学平衡計算の検討成果を踏まえた熔融時の核種移行率の評価結果(2025年度)
- ・ クリアランス検認時に重要核種となり得る核種選定の結果とそれに至る根拠集、及び検認時に使用可能な分析法の開発成果(2025年度)

3. 処理・処分

- ・ 低温処理において固化体物性に対し影響を及ぼすことが想定される物質に関する影響評価結果(2025年度)
- ・ 低温固化可能性を判断するスクリーニング手法の自動化に関する検討結果(2025年度)
- ・ 低温処理による固化体特性値の取得結果(2025年度)
- ・ 低温処理による固化体の長期的な安定性の検討結果(2025年度)
- ・ 炭酸塩スラリーを対象とした低温処理の実規模処理への適用性評価結果(2024年度)
- ・ 熱分解処理の実用化で想定される課題に対する対策の検討結果及び熱分解処理が有効でない廃棄物に対する代替策の検討結果(2025年度)
- ・ ガレキ等の一括ガラス熔融固化試験の結果(2025年度)
- ・ 炭酸塩スラリー脱水物と保管容器の一括ガラス熔融固化試験の結果(2025年度)
- ・ 選定した廃棄物についての処分概念オプション案の提示(2025年度)
- ・ 処分概念オプションに対応した重要シナリオが抽出されており、その重要シナリオが実装可能なモデルが開発され、評価パラメータが設定されていること(2025年)

(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)



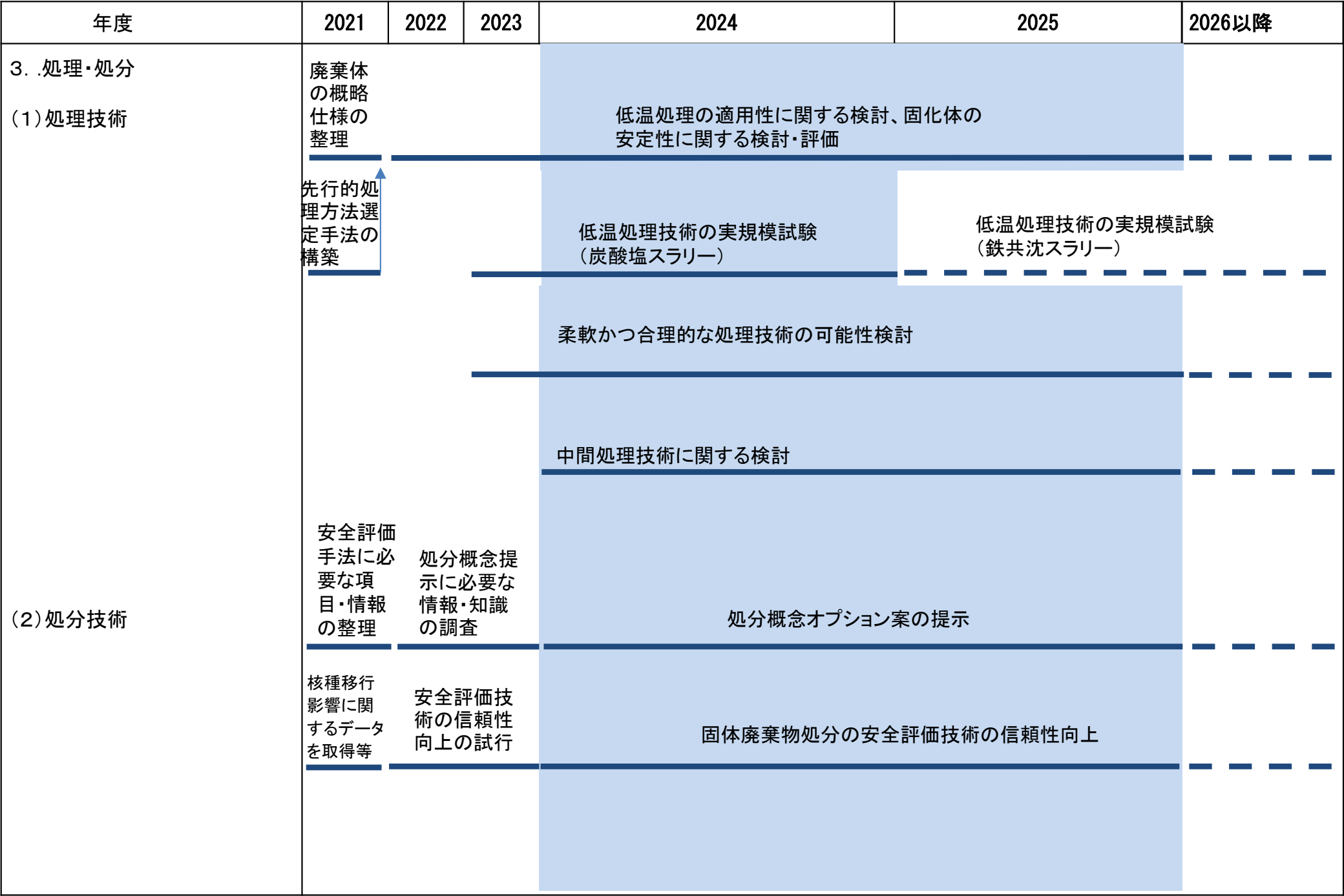
——— : 実施済又は今回の計画

- - - : 想定される計画

■ : 現場作業(エンジニアリングを含む)

■ : 対象となる研究開発計画の期間

(目標工程)C: 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発 (2/2)



：実施済又は今回の計画

：想定される計画

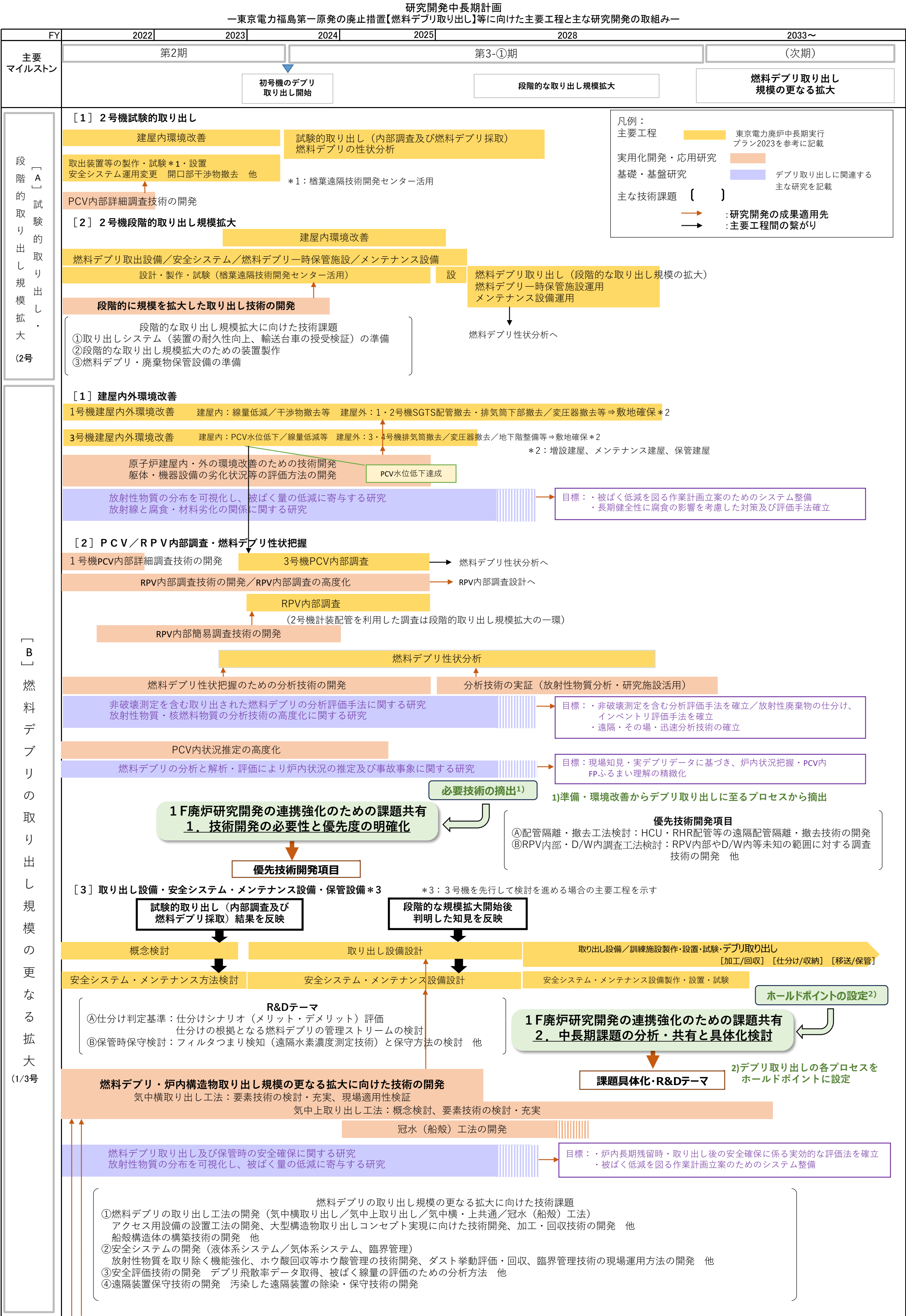
：現場作業（エンジニアリングを含む）

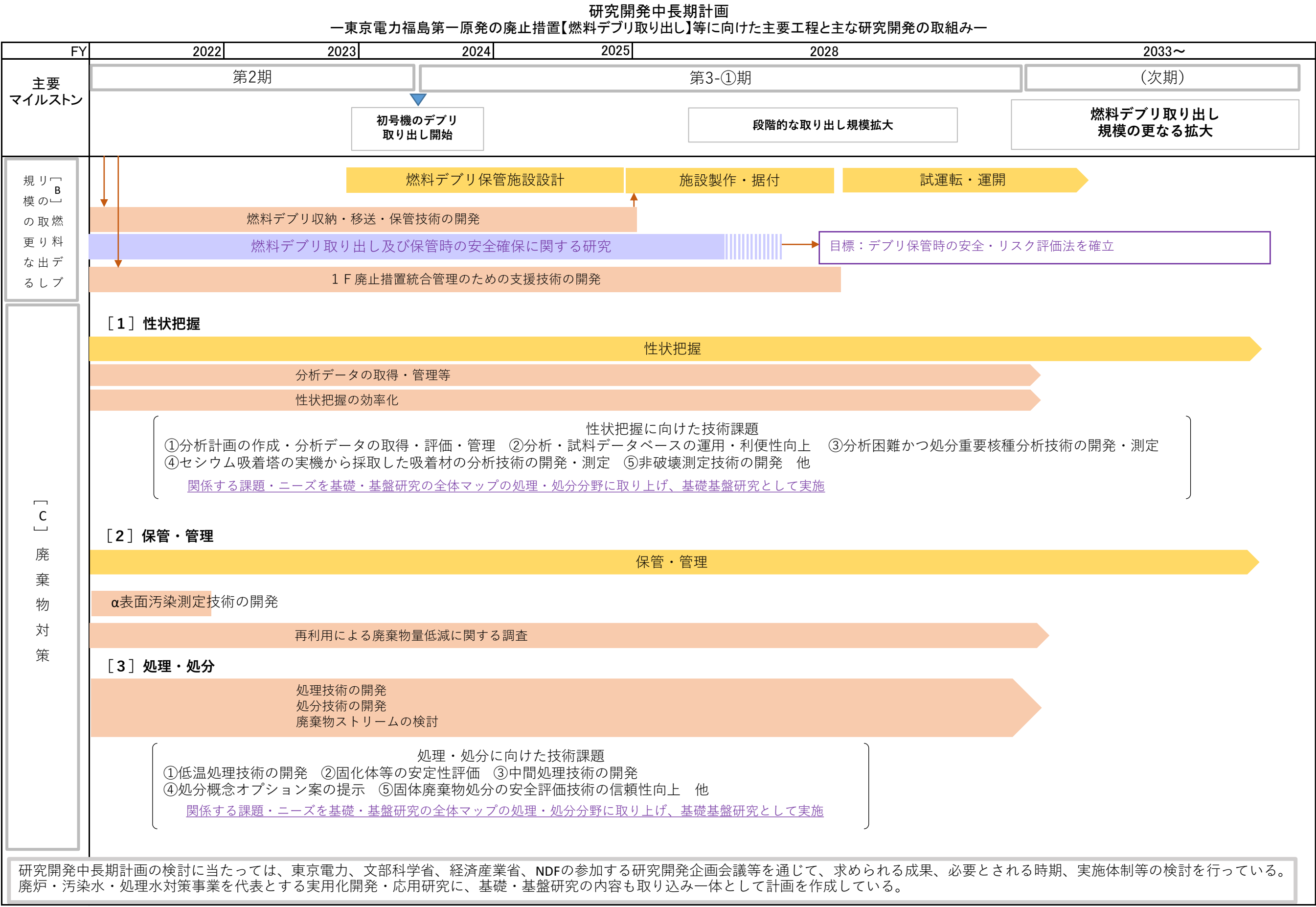
：対象となる研究開発計画の期間

(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。2023年度の技術戦略プランに掲載。





(参考 2)

2023 年度研究開発プロジェクトの進捗状況

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。2022年度までに、「線源・線量率推定システム」として、逆推定解析技術、可視化技術等の要素技術開発を進め、それを組込んだ試作（プロトタイプシステム）を開発した。2023年度開始の本事業では、システムの効率化、合理化など、現場適用性向上のための高機能化の開発を行う。

実施内容及び成果

a. システム製作及び現場適用性評価

○システム製作

現場適用のために必要なシステムの機能を調査、検討、整理し、課題抽出後、システムの概念検討を行い、基本的なシステムの開発を行った。具体的には、①要求仕様（限定された時間内に現場で線源・線量率推定が可能なシステム構成）、②システム概要（要求仕様を満たすシステム構成「FrontEnd」、「Pro」及び「BackEnd」（図1参照））、③システム要件（システムの高速動作用コンピュータスペック等）、④データモデル（データ属性、構造、データフロー）を決め、必要なシステムを設計し、基本的なシステム動作を確認した。今後、具体的現場ニーズを反映し、システムの改良を図る。

○現場適用性評価

基幹システム「FrontEnd」の現場適用性評価を行うため、福島第一原子力発電所（1F）5号機を対象にモックアップ試験を実施した（R5年12月：図2参照）。実際の現場計測で使用する四足歩行ロボットに点群計測、線量率計測機器を搭載した構成でデータ計測を行い、点群データのメッシュ化、線源逆推定、線量率推定、再観測指示までの一連の処理を実施した。今後、試験の結果で明らかになった課題を踏まえ、システムの改良等を実施していく。

b. 現場適用性の向上のための研究開発

(a) 1F現場3Dデジタルモデル作成の効率化

1F現場で取得された点群データから、3D-CAD/BIMモデルの自動更新ソフトウェアを開発中である。また、1F1-3号機の点群・3D-CADデータ等を基に、種別・部品構成レベルを決定し、学習モデルを構築している。

(b) 線源・線量推定解析の高速化

高速処理を可能とする放射線サロゲーション手法を実現すべく、モデル設計の検討から物理モデル（放射線輸送モデル）に基づくニューラルネットワークを採用し、物理モデルや教師データを作成中である。

(c) 線源・線量推定解析の精度向上

1F現場において困難な高所計測を実現すべく、ジッパー機構を用いたロボットシステム構成の概念検討を完了した。当該システムの基本性能を確認し、実装化を進めている。あわせて、狹隘部調査用多関節アームの予備検討を実施中である。

自己位置推定型スクリーニング用検出器及び、マルチクリスタルを用いた3Dイメージング検出器を用いた計測システムの構成を検討し、各検出器を製作中である。

(d) 線源・線量推定解析の高機能化

ダスト挙動を把握するための模擬試験フィールドの製作、ダスト挙動の解析手法の開発を実施中である。あわせて検出器の最適化及び計測装置の軽量化を実施した。また、予備的なダスト拡散CFD解析を検討中である。

本事業で開発するシステム（3D-ADRES-Indoor）



図1 システム全体像及びその動作イメージ

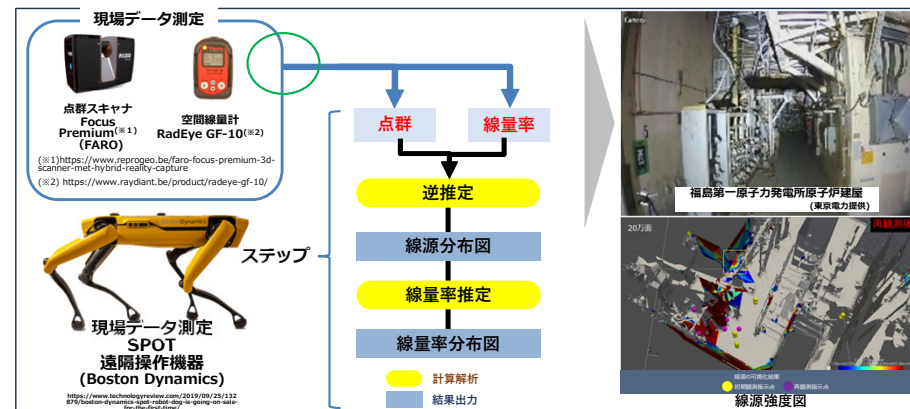


図2 1F5号機を対象にモックアップ試験概要

今後の方向性

a. システム製作及び現場適用性評価

1F5号機モックアップ試験結果に基づきシステムの見直しを行う。その後2号機及び3号機でシステムの有効性検証を行うことにより、現場適用性を評価する。

b. 現場適用性の向上のための研究開発

開発したデジタルモデル作成ソフトウェア、放射線サロゲートモデル、情報収集装置、放射線計測装置の動作確認を行うことにより、現場適用性を評価する。ダスト挙動予測手法について、現場環境を想定したシミュレーションを実施する。

燃料デブリ取り出しに先立ち必要な原子炉压力容器（RPV）内部の情報取得のため、上部アクセス調査工法は加工技術（レーザー・AWJ）の高度化として、現場状況を模擬した試験を行った。下部アクセス調査工法は調査装置（ドローン・テレスコピック）に関する検討・要素試験等を行い、調査装置の成立性や現場環境に適した詳細設計に向けた課題を確認した。これに加えて、下部アクセス調査工法については代替工法の検討を実施した。

実施内容および成果

1. 上部アクセス調査工法における加工技術の高度化

過年度までに開発されたレーザー切断工法および二次廃棄物量を低減したAWJ（Abrasive Water Jet：アブレイシブ ウォーター ジェット）工法について確認試験を実施した。

- ・レーザー切断工法：加工装置を原子炉建屋オペレーティングフロア上のセル内に設置することを想定し、約18m下のシュラウドヘッドまでの距離を遠隔で切断が可能であることを確認した（図1）。
- ・AWJ工法：過年度に実施された要素試験に続き、アブレイシブ低減条件での模擬体切断が可能であることを確認した。

2. 下部アクセス調査工法の開発

【1号機：ドローン（図2）】

- ・RPV底部内側の状況を調査するドローンによる調査計画の策定と、これまでのペDESTAL調査結果を条件とした模擬試験を実施した。
- ・ドローンは過年度までの課題対策ドローン（無線・有線）の他に、小型ドローン（無線）、自立・半自立航行にて通過可能な自己位置センシング・飛行制御ドローンによるワンスルーでの移動が可能であることを確認し、現場適用に向けた課題を確認した。

【2/3号機：テレスコピック（図3）】

- ・過年度までの成果から課題となっていた非常時収縮対策・姿勢制御機構・傾き検知方法・カメラ・取得映像処理方法について、テレスコピック式調査装置を改良した。
- ・上記改良結果を確認するため、要素試験を実施し、現場適用に向けた課題を抽出した。

【代替工法の検討】

- ・上記開発中の2工法とは別の代替工法案の抽出を行い、選定した代替工法に使用するシステム・機器等の概念検討を実施した。
- ・工法選定に当たっては、アクセス経路の観点から「ペDESTAL内へのアクセス」および「ペDESTAL内からRPV下部へのアクセス」の2つに分類し、それぞれについて工法の抽出・評価を実施した。

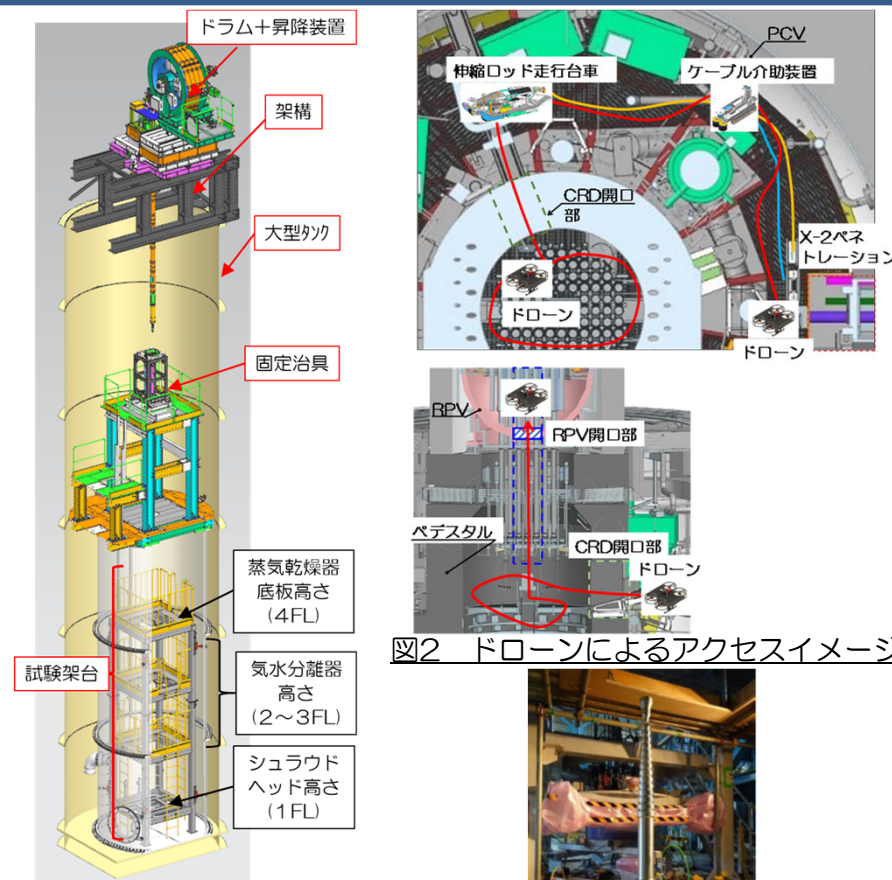


図1 レーザー切断試験設備構成

図2 ドローンによるアクセスイメージ



図3 テレスコピック式調査装置(試作機)

今後の方向性

上部・下部アクセス調査工法ともに、要素試験の結果を踏まえて現場適用に向けた課題を整理し、詳細設計に引継ぎ可能な状態とする。また、下部アクセス調査工法のうち、代替工法は概念検討を継続し、基本設計に引継ぎ可能な状態とする。

燃料デブリ取り出し工法の検討に資する原子炉圧力容器内の情報取得に向けた、大口径の既設配管を経由する調査工法の技術開発を行った。調査計画と開発計画を策定し、それに基づく試験機を製作し、工場内試験で現場適用性を評価した。

実施内容及び成果

1. 既存配管を利用したRPV内部調査計画と装置類の開発計画の策定

現場作業の制約条件（線量、作業環境、干渉物の有無、等）を考慮した上で、調査へ適用可能な配管ルートを検討し、炉心スプレイ系、主蒸気系、原子炉再循環系の3つを選定した。

各配管ルート毎の特徴を考慮した上で調査装置の機能要求、制約、RPV（※1）内部の調査可能な範囲等を確認し、以下に示す調査計画と開発計画を策定した。

～炉心スプレイ系～

- 調査計画：配管ルート上の逆止弁体を加工して装置の動線を確認し、調査箇所付近の配管を加工し、加工部からカメラでRPV内を調査する。
- 開発計画：配管内移動は三軸のクローラを配管内面にバネで押し付ける走行方式、逆止弁体加工はAWJ（※2）による切断方式、カメラ調査箇所の配管加工はWJ（※3）による穿孔方式を用いる。

～主蒸気系～

- 調査計画：配管ルート上の主蒸気隔離弁と配管を加工して装置の動線を確認し、RPVのノズル部からカメラでRPV内を調査する。
- 開発計画：配管内移動は水噴射の反力を用いた移動方式、主蒸気隔離弁および配管の加工はAWJによる穿孔方式を用いる。

～原子炉再循環系～

- 調査計画：RPVのノズル部からカメラでRPV内を調査する。
- 開発計画：配管ルートは複数の異径配管で構成されていることから、配管径に合わせて開閉・伸縮できる変形アームとクローラを組み合わせた走行方式を用いる。

- ※1 原子炉圧力容器
※2 アブレイジブ・ウォーター・ジェット
※3 ウォーター・ジェット

2. 既存配管を利用したRPV内部調査技術に関する装置類の開発

調査計画に対して適用性が高いと評価した現場作業方法に必要な装置類を試作した（炉心スプレイ系の代表例：図1、図2）、（主蒸気系の代表例：図3）、（原子炉再循環系の代表例：図4）。

配管ルートを再現するモックアップをそれぞれ製作し、現場作業を模擬した工場内試験を行い、現場適用性を評価した。評価にあたっては、装置構造や現場作業手順の改善点を抽出し、今後の開発課題をまとめた。

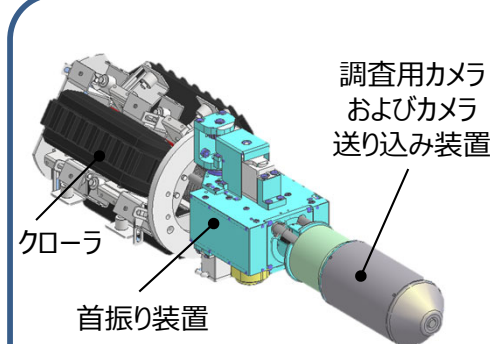


図1 炉心スプレイ系 調査装置

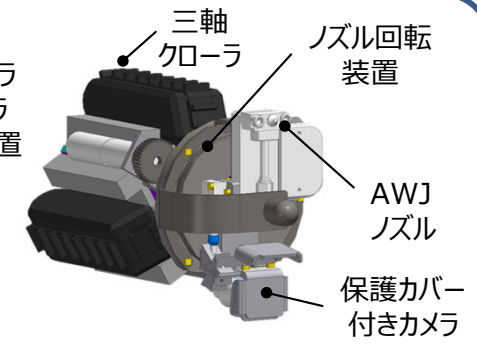


図2 炉心スプレイ系 逆止弁体加工装置

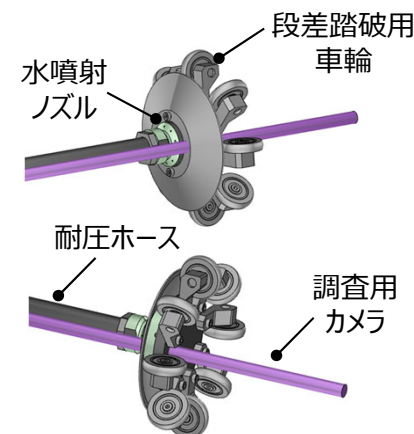


図3 主蒸気系 調査装置

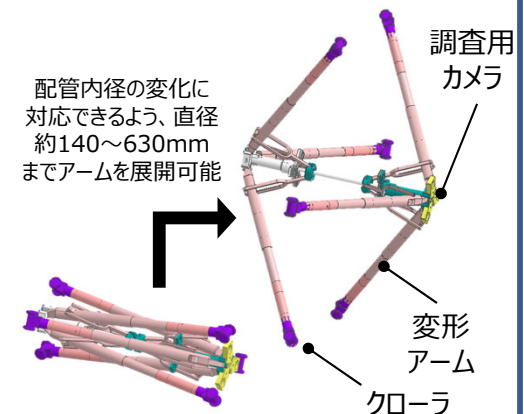


図4 原子炉再循環系 調査装置

今後の方向性

- 工場内試験で得られたデータに基づき、各装置の改良並びに機能の追加と見直しを行う必要がある。
- 今後は原子炉格納容器のバウンダリ構造との取り扱いも考慮した開発を実施していく必要がある。

(1) 燃料デブリ性状把握のための分析・推定技術の開発

福島第一原子力発電所(1F)各号機の廃止措置工法の検討のため、今後の試験的取り出しや内部詳細調査を通して採取される燃料デブリ及び堆積物等のサンプルの性状を把握することで、サンプル取得箇所の情報及び事故時の炉内推定情報（現在の炉内推定に資する）を提供する。また、本格的な燃料デブリの分析に備え、過去に原子力施設で発生した燃料デブリ、模擬燃料デブリ等を分析し、得られた分析方法の知見（海外機関の知見含む）を燃料デブリの分析方法に反映する。

実施内容及び成果

①得られた燃料デブリサンプル等の分析／②燃料デブリの性状推定の高度化

1F1号機の内部調査時に得られた堆積物サンプルを茨城地区の分析施設に輸送し、堆積物の由来の把握と1号機炉内状況の推定を目的に各種分析（全体観察、固体分析、溶液分析）を実施した。その結果、堆積物中には、鉄錆、PCVコンクリート、保温材等に由来する可能性のある粒子が多く含まれることが分かった（図1参照）。サンプル中に認められたU粒子（燃料由来と考えられるUを含む粒子）については、透過電子顕微鏡（TEM）により組成・結晶構造等の詳細データを取得した。現在、一部の分析を継続しつつ、種々の分析データを総合し、堆積物の由来やU粒子生成条件（到達温度等）の推定を進めている。

さらに、2・3号機の炉内状況のさらなる理解のため、過去の分析においてUやZrが検出されたサンプルを選定し（図2参照）、走査電子顕微鏡（SEM）及びTEMによりU粒子の追加探索及び追加分析を行った。現在、U粒子の組成・結晶構造等のデータをもとに、到達温度等の推定を進めている。

③分析精度向上のための技術開発

スリーマイルアイランド2号炉の燃料デブリ（TMI-2燃料デブリ）の分析準備として、分析計画の立案、施設の使用許可変更手続き及び輸送に係る安全評価を実施している。また、1Fの採取試料において、U-Fe-O系等の鉄を含むU含有粒子（Fe含有U粒子）が確認されていることから、このFe含有U粒子の生成過程を推測するため、UとFeの比を変えた複数の $\text{UO}_2\text{-Fe}_3\text{O}_4$ 系の模擬燃料デブリをAr雰囲気中で合成し、合成物の相状態を評価した。その結果、 UO_2 相へのFeの固溶率（約5%）、模擬燃料デブリの共晶組成（U:Fe=25.84:74.16（ ± 0.68 ））、酸素濃度が上昇すると共晶温度が減少する傾向があること、などを確認することができた。

④燃料デブリ分析の知見収集及び分析精度向上のための国際協力

OECD/NEA FACEプロジェクトに参加し、1FサンプルのU含有粒子の分析結果の解釈、燃料デブリ分析技術（国際ラウンドロビンを通じて）等について、海外機関と議論し、海外機関の知見を収集している。国際ラウンドロビンテストでは、JAEAに米国アルゴン国立研究所から劣化Uやコンクリート等を含む模擬燃料デブリサンプルを受け入れ、分析を開始した。

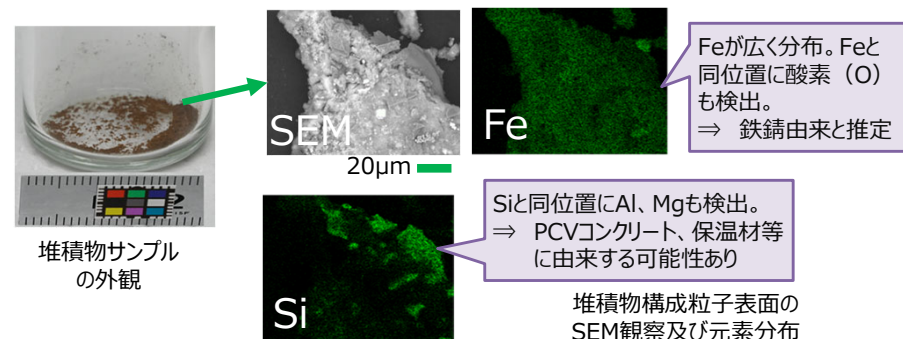


図1 1号機PCV底部堆積物サンプル（2023年採取）の分析状況

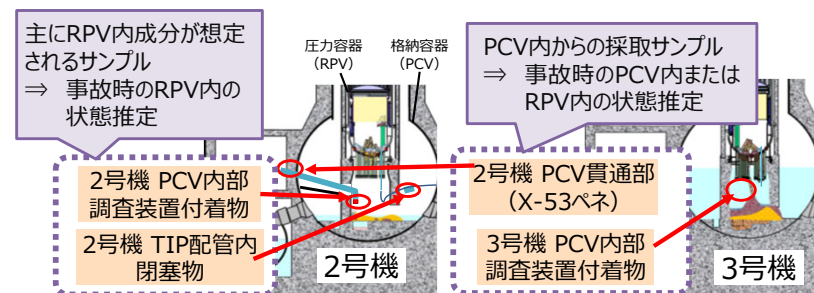


図2 2・3号機からの追加分析対象サンプルの採取箇所及び分析のねらい

今後の方向性

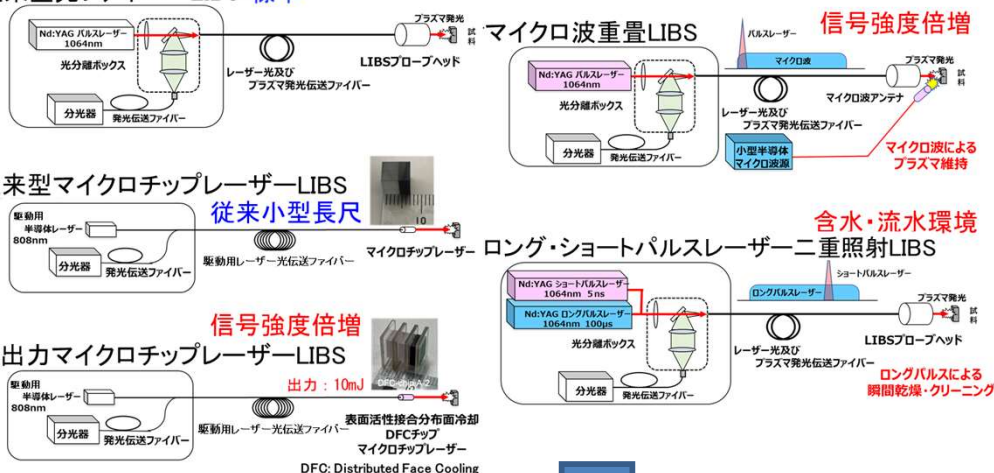
- ①②1Fサンプルの分析結果を評価し、事故時の炉内状況を推定する。また、今後、試験的取出しで採取される計画の燃料デブリ等を分析し、サンプル箇所の状況及び炉内状況を推定していく。
- ③施設の使用許可取得後、TMI-2燃料デブリを輸送及び分析し、燃料デブリ分析手法の検証、非破壊分析技術の適用性検討等を実施する。また、引き続き、Fe含有U粒子の生成過程の推測のための模擬燃料デブリの分析、評価を実施する。
- ④国際ラウンドロビンサンプルの分析を継続するとともに、FACE会議にて、分析結果の相違点等を海外機関と議論し分析の知見を得る。

(2) 燃料デブリの簡易（その場）分析のための技術開発

燃料デブリや構造物に付着した物質の分析を、燃料デブリ取り出し作業と並行して実施できれば、作業の安全性と効率化・省力化に有効である。そこで、光ファイバーを活用したレーザー誘起ブレークダウン分析法（光ファイバー-LIBS）を活用し、線量率が極めて高い作業現場（その場）または作業現場近傍で簡易的かつ迅速に燃料成分を検出可能な遠隔分析技術を開発する。

活用する各種光ファイバー-LIBSの手法と実施内容の全体像

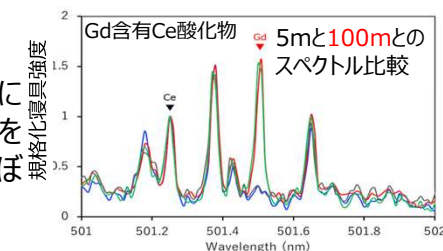
従来型光ファイバー-LIBS 標準



代表的な実施内容とその成果

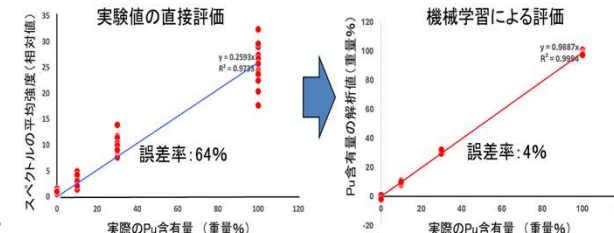
【超長尺遠隔分析性手法の確立】

従来型マイクロチップレーザー-LIBSにより、長さ100mの超長尺遠隔分析を実現し、5mでのスペクトル形状とほぼ変わらない性能であることを実証した。



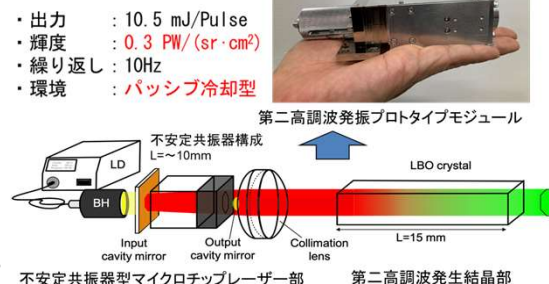
【機械学習による解析手法の開発】

Pu含有U酸化物の実際のLIBSデータを使用して、機械学習による解析を試行した。誤差率の改善により定量性の向上が期待できる。



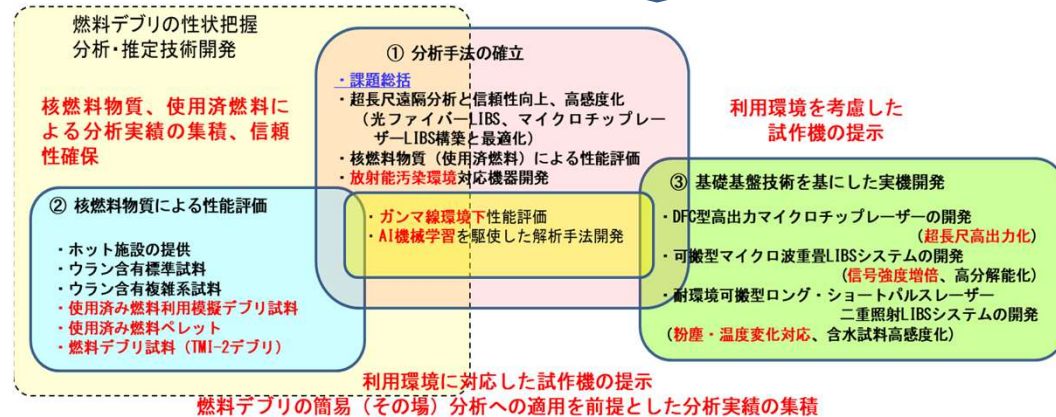
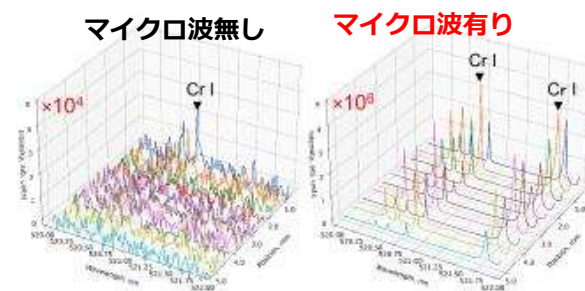
【高出力マイクロチップレーザーの開発】

不安定共振器の導入により、自然冷却のみで世界最高レベルの高輝度出力を実現した。第二高調波発生部を含む、手のひらサイズのプロトタイプモジュールを開発し、LIBS用光源に反映する。



【可搬型マイクロ波重畳LIBSシステムの開発】

光ファイバー-LIBSにマイクロ波を重畳することでLIBS信号強度の大幅な増倍効果とS/Nの向上を確認した。マイクロ波アンテナ内蔵型のLIBSプローブを開発し、実機試作機に反映する。



今後の方向性

- 検出下限の明確化、超長尺遠隔分析手法の確立、含水試料への適用、放射能汚染環境での活用に対する対策の強化を図る。
- 使用済み燃料ペレットや、TMI-2燃料デブリへ適用し、分析実績の拡充を図る。
- 温度変化や粉塵等、耐環境性に配慮した可搬型LIBS装置の実機を試作する。

(3) RPV損傷状況及び燃料デブリのPCV内移行挙動等の推定のための技術開発

福島第一原子力発電所1～3号機の内部調査結果等を反映した炉内状況推定図等を基に、事故進展解析コード、熱流動-構造連成解析、流動シミュレーション評価等を通して、事故時の燃料の溶融、原子炉圧力容器(RPV)、燃料デブリの流出・拡大等の過程を推定し、燃料デブリ取り出し方法の検討に資するため、推定結果を各号機の炉内状況推定図へ反映する。

実施内容及び成果

(A) 事故進展評価

1号機格納容器(PCV)内部調査結果で得られたペDESTALコンクリートの状況について、事故進展の観点から検討を行った。

シビアアクシデント(SA)解析コード(MAAP)を用い、2、3号機についてRPV損傷への影響が大きい燃料挙動を把握する観点から、以下のRPV内での詳細な状況変化を評価した。

2号機：3/15朝に確認されたPCV圧力の急低下とその後の圧力上昇

3号機：3/13朝のRPV減圧前のサプレッションチェンバ(S/C) 水位

3/13朝のRPV減圧以降のPCV圧力変化

(B) RPV損傷状況の把握

3号機の設計情報を考慮した解析モデルの構築を行い、熱流動解析により3号機RPVの温度変化を評価した。高温条件下の材料試験データを取得し、構造解析に供する材料強度特性式を整備した。

(C) 炉心物質移行挙動評価

2、3号機について推定される事故進展及び既報のプラント内部調査結果等の情報を総合的に評価し、2、3号機のRPV損傷が疑われる部位から流出した炉心物質移行挙動を評価し、PCV内部調査結果と整合する結果を示した。1、3号機でのペDESTAL堆積物性状推定に資する従来に比べて低出力で長時間継続する溶融燃料とコンクリートとの相互作用(MCCI)実験を検討するため、粒子法(MPS法)の新しいクラストモデルの開発、実装を行った。

(D) 3D推定図の作成

上記(A)(B)(C)の実施項目から得られた成果を総合的に評価し、得られたRPV損傷状況の推定情報を3D炉内状況推定図に反映する。作成した3D内炉内状況推定図は、debrisWiki等に掲載し、燃料デブリ取り出し方法の検討に携わる研究者・技術者が使用できるようにし、また、JAEAが開発したアプリケーション(debrisEye)により断面図、PCV内の配管等の着脱が可能なものとする。

炉内状況推定図

(D) 3D推定図の作成

設計情報



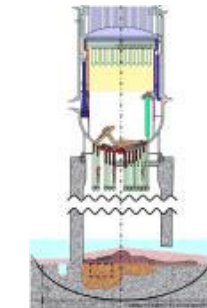
内部調査結果[1]



1F施設データ※



※:JAEA 樹葉遠隔技術開発センター提供

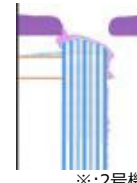


(A)事故進展評価

(B)熱流動-構造連成解析



(C)炉心物質移行挙動評価



※:2号機解析結果を記載

[1]:福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部調査(水中PROV-A2)の実施状況(5月19日の作業状況) <https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202205-1/220523-01j.html>

今後の方向性

- PCV及びRPV内での詳細な状況変化がどのようなものだったかを、内部調査結果や実測データとの比較を基に引き続き検討を実施する。
- 1号機の解析モデルを作成する。材料特性式が得られたら構造解析を行い、RPV損傷位置の推定を行う。
- 2、3号機の3D炉内状況推定図精緻化のための炉心物質移行挙動をさらに評価し、移行シナリオを示す。1、3号機のペDESTAL堆積物深部のコンクリート性状推定に資する新たなMCCI実験概念を検討する。
- 内部調査結果で得られている写真・動画の情報、(A)(B)(C)の成果を総合的に評価し、3D炉内状況推定図に反映する。

福島第一原子力発電所(1F)に残存する燃料デブリや溶融物付着構造物（一部に核燃料成分を含む）に対し、非破壊計測技術を用いて含有核燃料物質等を定量／推定できる技術／手法を開発する。シミュレーション解析や要素試験を行い、同結果から核燃料物質等の推定精度を評価する。また1F現場に適用可能な計測装置の概念を導出し、現場適用が可能となる仕分けシナリオを具体化する。

実施内容及び成果

1. シミュレーション解析による非破壊計測技術の適用性評価

核燃料物質等の定量／推定に適用可能な非破壊計測技術(*1)候補に対し、推定精度への影響因子の抽出及びその影響度合いの確認のため、シミュレーション解析を実施中。

*1 アクティブ中性子法、パッシブ中性子法、ミュオン散乱法、X線CT法、パッシブガンマ線法

2. 非破壊計測技術の適用性評価のための要素試験

上記計測技術候補について、各々要素試験を実施中（図1）。また同結果を基に、シミュレーション解析による再現性を確認するための準備を進めている。

3. 現場適用を考慮した非破壊計測装置の概念設計

上記解析結果や要素試験結果を踏まえつつ、1F現場に適用可能な計測装置の概念を導出中。

4. 核燃料物質等の定量または推定方法の適用性評価と当該手法の適用先候補の導出

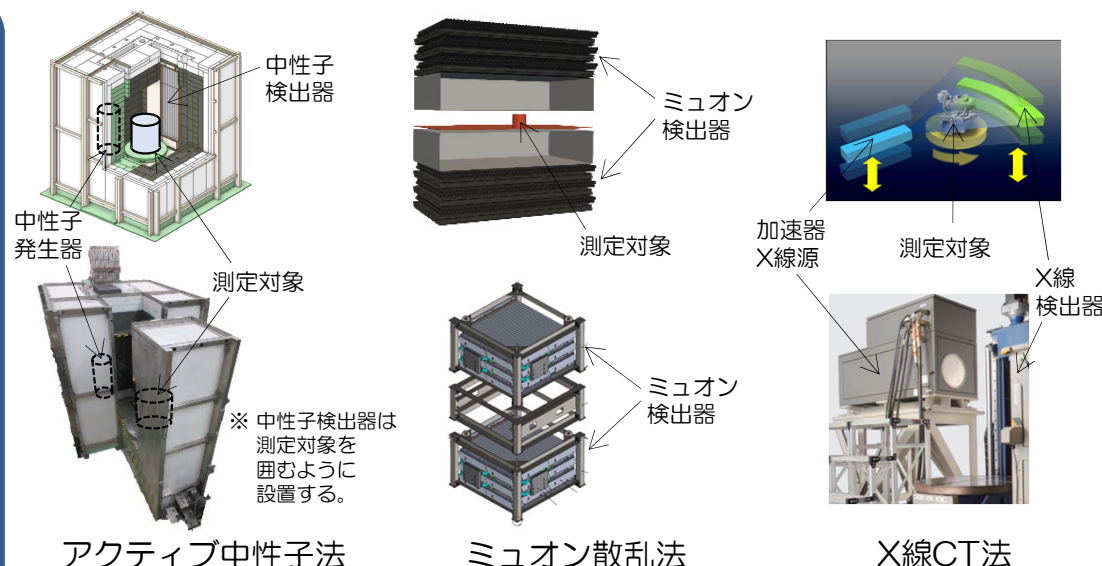
①非破壊計測に基づく核燃料物質等の定量／推定手法の評価：測定結果を活用して核燃料物質等を推定する手法（アルゴリズム）（案）を導出し（図2）、同案の推定精度を評価中。

②当該手法の適用先候補（仕分けシナリオ）の導出：推定精度評価結果を基に、1F現場に適用可能な仕分けシナリオ(*2)を具体化中。

*2 仕分け作業への当該技術／手法の適用可否、適用可能な場合には、適用場所及び適用方法を含む仕分け工程イメージ等

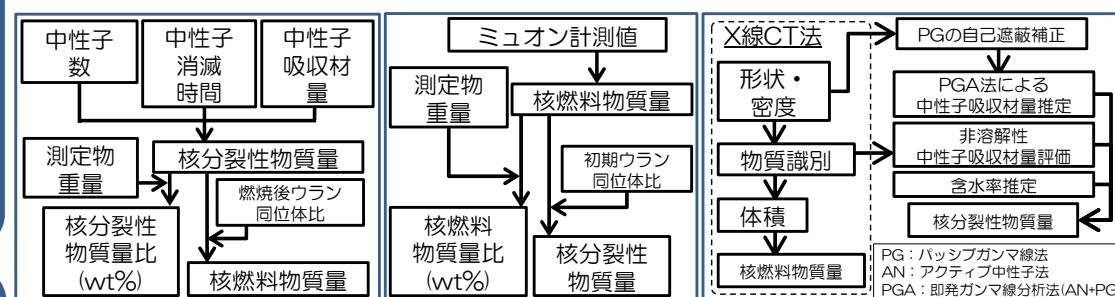
今後の方向性

- ・シミュレーション解析及び要素試験結果を踏まえて核燃料物質等の推定精度向上を目指す。
- ・技術課題及び推定精度を踏まえて適用技術を絞り込むと共に、仕分けシナリオへの反映を行う。



シミュレーション解析の再現性確認／精度向上を図るために、核燃料物質質量、中性子吸収材量、かさ密度等をパラメータとした要素試験を準備中。

図1 計測装置のイメージ



アクティブ中性子法の測定結果を活用する案

ミュオン散乱法の測定結果を活用する案

X線CT法の測定結果を活用する案

非破壊計測から得られる測定結果を活用して核燃料物質質量等を推定する手法（アルゴリズム）（案）を複数導出中。

図2 アルゴリズム（案）の例

燃料デブリの取り出し工法の開発（CRDハウジング切断、撤去技術の開発） （2024年2月末までの進捗状況）

【ONET】

CRDハウジング切断に適した技術及び切断時の落下物防止技術の開発を実施。

実施内容及び成果

（1）インプットデータ分析及び機能分析（2022年5～6月）：

- CRDハウジングの環境及び状態を明確化するためのインプットデータ収集・分析。
- 機能分析：必須と特定された機能は以下の通り。
 - CRDハウジングを切断する機能
 - CRDハウジングの切断片を除去する機能
 - 局所的及び広域的に構造物の落下を防止する機能

（2）要素試験及び予備検討・開発の実施（2022年6～12月）：

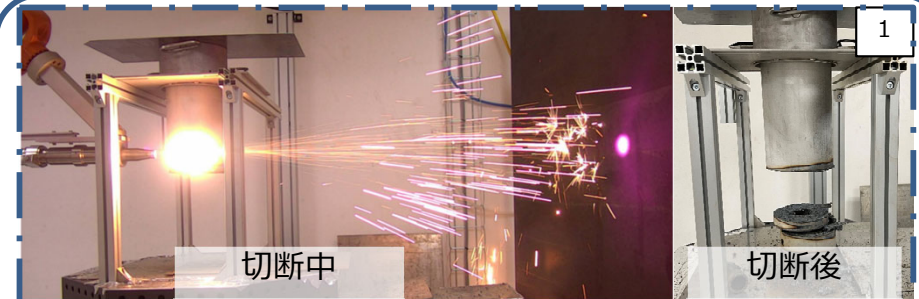
- CRDハウジング単独モックアップにおける3種の切断技術（レーザー、ディスクカッター、AWJ）の比較試験の実施（写真①、②、③）。
- 切断時の噛みこみによる停止と刃の摩耗でのディスク交換多発により、ディスクカッター切断技術の適用候補から除外の方向。
- AWJ及びレーザー切削による切断成功。
- ペDESTAL内狭隘エリアにおける切断技術及び切断位置の予備検討の実施。

（3）モックアップ下部におけるレーザー切断操作性確認試験の実施（2022年9月～2023年5月）：

- レーザー切断性能の獲得（写真④）
- 局所的な落下防止策試験の成功。
- 到達可能性の確認試験により曲がったレーザーヘッドの必要性を確認。
- HCU（制御棒駆動水圧制御ユニット）及びグリッド系の追加試験の完了。

（4）概念検討の実施（2022年12月～2023年5月）：

- 最終的な現場適用に向けた現実的シナリオ検討のためのフレームワークの確立。（画像⑤）
- 3種類のシナリオを対象とした解体時間の評価。



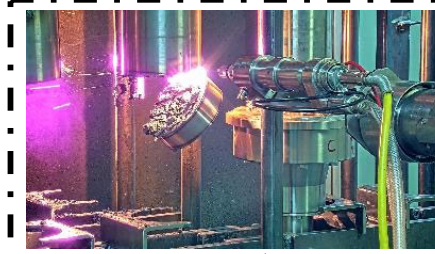
1. CRDハウジングモックアップを用いたレーザー切断試験



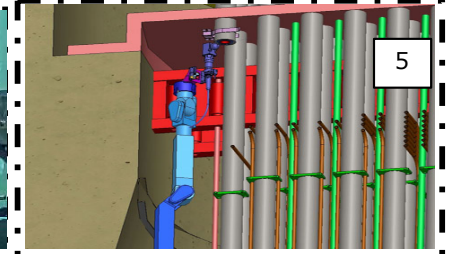
2. CRDハウジングモックアップを用いたディスクカッター切断試験



3. CRDハウジングモックアップを用いたAWJ切断試験



4. CRDハウジングレーザー切断



5. 切断シナリオの例

今後の方向性

- 狭隘ゾーンにおけるアクセス改善を目的とした高出力屈折レーザーヘッドの開発を実施する。
- 予備的安全性適応を明確化するための安全性及び信用性のある手法/分析方法を検討する。
- シナリオ検討をPCV（原子炉格納容器）外部HCUまで拡張する。
- 概念検討プラットフォームを運用する。

Development of Control Rod Drive Housing cutting and removal technologies (Progress by 02/2024)

[ONET]

Development of technologies allowing the cutting of CRDHousing and the prevention of falling objects during their cutting.

Project Outline and Outcomes

(1) Analysis of input data & Functional analysis (05/2022 – 06/2022):

- Gather input datas to clarify CRDHousing environment and CRDHousing states
- Functional analysis : functions identified and compulsory are :
 - o The system must cut the CRD-Housing
 - o The system must retrieve the cut pieces of CRDHousing
 - o The system must prevent the fall of objects locally and globally

(2) Essential Tests, and, preliminary and implementation studies (06/22 – 12/2022):

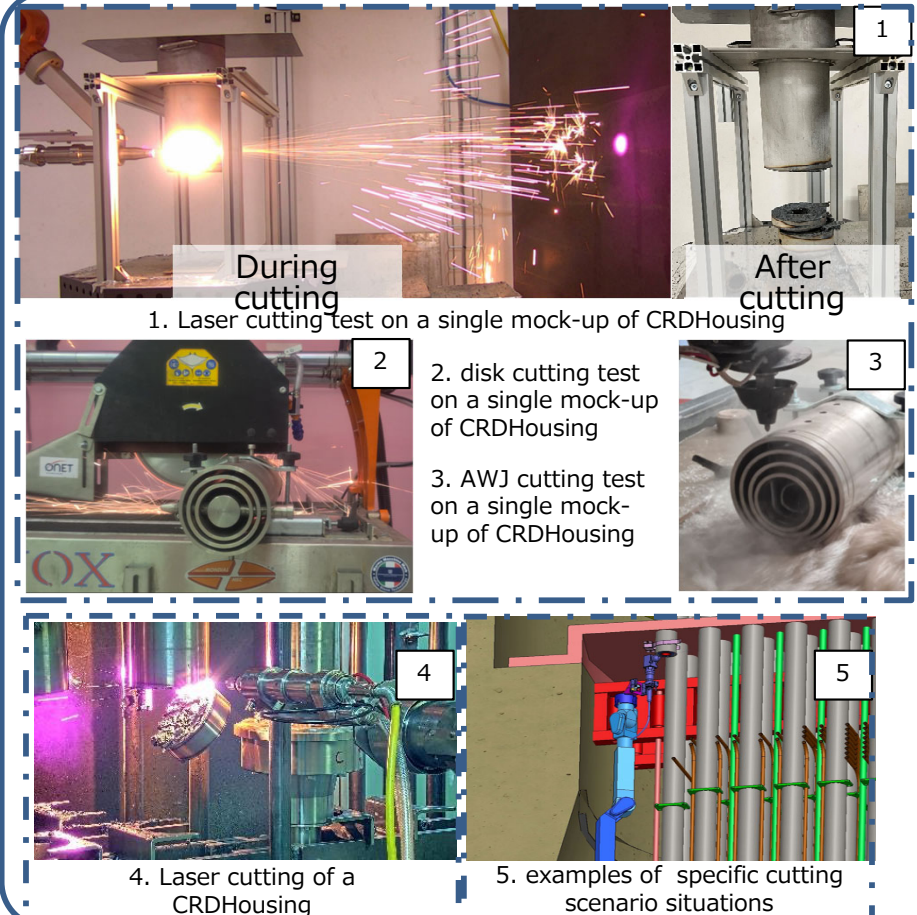
- Perform comparative tests on a single mock-up of CRDHousing with 3 different cutting tools : laser, disk cutting and AWJ (Figure (1), (2), (3))
- Disk cutting abandonned due to blocking and fast wear
- Successful cutting with AWJ and laser
- Challenge on implementation in congested area of the pedestal

(3) Laser operationnal Tests on bottom vessel's mock-up (09/2022 – 05/2023):

- Laser Cutting performance obtained (Figure (4))
- Locally prevent fall solutions tested successfully
- Reachability test confirmed the need of a bent laser head
- Additionnal tests on HCU and grid system completed

(4) Conceptual studies (12/2022 – 05/2023):

- establish a framework for the final onsite realistic scenario (Figure (5))
- Estimation of dismantling time for 3 scenario variant



Future directions

- Develop a higher power bent laser head to improve access to congested zone
- Make a safety and criticality approach/analysis on the prevent fall topic to define preliminary safety orientations
- Extend the scenario study to HCU outside the PCV
- Drive a Conceptual study of the platform

気中上取り出し工法においては、原子炉内の構造物を大型一体で切断し搬出する技術の開発を進めている。これまで、原子炉ウェル内の大型構造物（PCVヘッド、RPVヘッドなど）、炉内構造物（ドライヤ、セパレータ、ジェットポンプなど）、燃料デブリを含んだ構造物（炉心部、炉底部など）を対象に取り出し工法の技術開発を行ってきた。本事業では原子炉内構造物に先立って撤去が必要になるウェルシールドプラグを対象に解体から搬出までに必要となる大型搬送装置等のオペフロ上部設備、作業方法等について技術開発を行う。

実施内容および成果

ウェルシールドプラグが事故により損傷・汚染していること等を踏まえて、解体から搬出までに必要となる大型搬送装置等のオペフロ上部設備、落下対策を含む工法・作業方法・手順等の技術開発を以下の手順で実施している。

(1) 前提条件の設定

- これまでのウェルシールドプラグに関する現場調査結果等を基に、作業計画の検討に必要な前提条件を整理した。

(2) 要求事項の整理

- ウェルシールドプラグの解体から搬出までに必要となる大型搬送装置等のオペフロ上部設備、落下対策を含む工法・作業方法・手順等を検討するに当たり、必要となる要求事項について、安全性・閉じ込め性・遮へい・エリア区分等の観点から整理した。

(3) 工法・作業方法・手順等の検討

- (1)、(2)の検討結果を踏まえて、ウェルシールドプラグの解体から搬出までに必要となる大型搬送装置等のオペフロ上部設備、落下対策を含む工法・作業方法・手順等（閉じ込め性やダスト拡散低減策等を含む）の検討を実施した（一部継続中）。
- 号機毎に想定されるオペフロ状況に対応できるように、オペフロ上部にダスト拡散低減カバーを設けるケースと搬送装置自体にダスト拡散低減機能を設けるケース（図1）の2通りの工法を検討した。工法検討に当たっては、ウェルシールドプラグの搬送フロー（以下①～④参照）を定め、これらの検討を実施した（一部継続中）。

① ウェルシールドプラグの状態確認

② ウェルシールドプラグの解体から搬送に必要な設備構築

③ ウェルシールドプラグの吊り上げ

④ ウェルシールドプラグの移送（搬送）

(4) 要素試験計画の策定

- 「工法・作業方法・手順等の検討」の結果について、この現場適用性を評価するために必要となる要素試験の一部（一例を図2に示す。）について、試験計画を策定している。

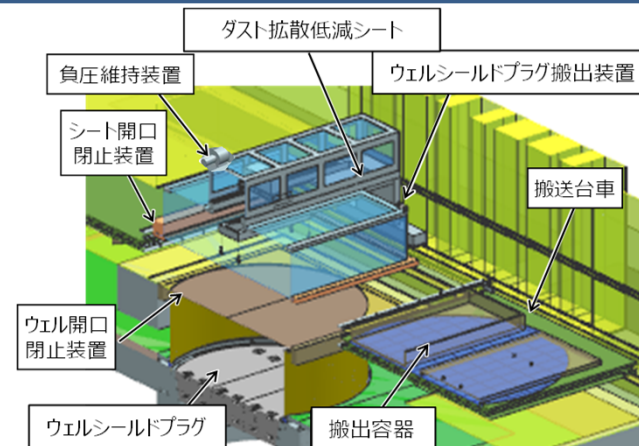


図1 工法・作業方法・手順等の検討結果（搬送装置自体にダスト拡散低減機能を設けるケース）

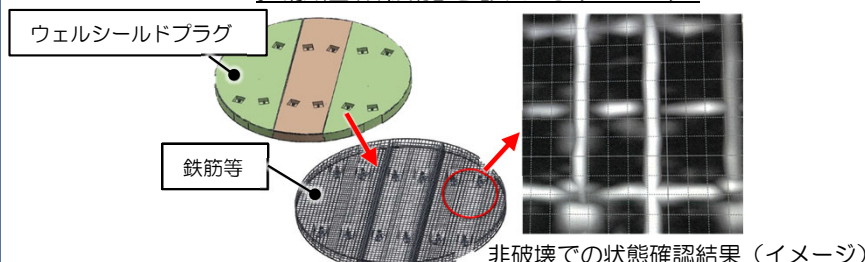


図2 非破壊での状態確認方法の検証要素試験（イメージ）

今後の方向性

左記の実施内容・成果を踏まえて、以下の開発を継続する。

- 左記(4)の要素試験の全試験計画を策定の上、必要な要素試験を実施する。
- 上記要素試験の結果を踏まえて、「工法・作業方法・手順等の検討」の検討結果について、安全性・閉じ込め性・遮へい・エリア区分等の要求事項への適合性の観点と、遠隔作業の確実性・容易性・保守性・頑強性等から現場適用性を評価する。

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て開発が進められている気中取り出し工法を構築する上で重要な技術要素である「解体・加工時安全対策技術」のうち「充填安定化技術」について、これまでに得られた研究開発成果に基づき、必要となる要素技術開発および試験を行う。また、同じく「解体・加工時落下対策技術」について、落下による再臨界防止およびダスト飛散抑制、機器損傷等の防止のための概念検討に着手し、必要となる要素技術開発および試験を行う。

実施内容および成果

【充填安定化技術】

1. 前提条件の整理

充填材の適用先候補（炉内構造物、RPV下部等）・環境条件（表1）・現地レイアウトおよび施工手順等の前提条件を設定した。

2. 要求事項の整理

設定した前提条件に基づき、充填材の要求事項（固化後の強度、粘性、可使時間等）を整理した。

【加工時落下対策技術】

1. 前提条件の整理

落下対策に関連する1～3号機のPCV内環境条件（PCV内水位等）、ペDESTAL内の燃料デブリ、構造物（表2）および想定落下物等の前提条件を設定した。

2. 要求事項の整理

設定した前提条件に基づき、落下により起こり得る想定事象の試験検証等を踏まえ、落下対策の要求事項を整理中。

表1 充填材の適用先候補

目的(用途)	①落下防止	②開口部補修	③鉄筋剥き出し部補修	④燃料デブリ流出防止
適用先候補	炉内構造物	RPV下部	ペDESTAL	S/C境界
温度	高温/低温	高温/低温	高温/低温	高温/低温
水分含有	有	有	有	有
長距離圧送	要	要	要	要
狭隘箇所	有	有	有	要検討
施工方法	気中吹付	気中吹付	気中/水中	水中施工

表2 PCV内環境条件

	1号機	2号機	3号機
イメージ図			
PCV内温度	23.6～30.0℃	33.5～34.0℃	27.8～30.9℃
RPV底部温度	24.0～24.7℃	33.4～33.7℃	28.0～28.8℃
PCV水位	約2.1から1.5 mの間	約0.3 m	約6.0から5.2 mの間
PCV内圧力	0.18 kPag	1.60 kPag	0.51 kPag
炉内注水量	・給水系：2.5 m³/h ・CS系：1.2 m³/h	・給水系：1.5 m³/h ・CS系：—	・給水系：1.7 m³/h ・CS系：2.0 m³/h
PCV内放射線率	・ペデ外：約9.4 Sv/h ・ペデ内：公開情報なし	・ペデ外：約70～80Gy/h ・ペデ内：約7.6 Gy/h	・ペデ外：約1 Sv/h ・ペデ内：公開情報なし
備考	PCV内温度、RPV底部温度、PCV内圧力、および炉内注水量は、2023年11月16日時点の測定値を示す。なお、2023年4月1日時点や12月1日時点と比較しても大きな変化はなし。		

今後の方向性

【充填安定化技術】

1. 概念検討

要求事項に応じた充填材の組成・施工装置・施工方法および充填固化後の処理方法に関する検討を実施する。

2. 要素試験

部分模擬体を用いた実スケール設備による現場適用性の試験検証、現場適用に向けた技術課題、対応策他のまとめを行う。

【加工時落下対策技術】

1. 概念検討

要求事項を満足し得る落下対策案を抽出・比較評価し、選定した対策案について、遠隔施工方法や各種付帯設備等に関する検討を実施する。

2. 要素試験

実スケールの部分模擬体を用いた設備および試作機による要素試験を実施し、各対策案の成立性および現場適用性の評価を行う。

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 核種に加えコロイド状 α 核種※にも対応し得るより合理的な除去技術の開発及び二次廃棄物処理技術の開発を行っている。
※循環水中を浮遊する α 放射能を有する微粒子で粒径 $0.1\mu\text{m}$ 未満を対象

実施内容及び成果

(1) α 核種除去技術の開発

①溶解性 α 核種に加えコロイド状 α 核種にも対応し得るより合理的な処理方法の開発（図1）

- ・コロイド状 α 核種の除去方法検討
コロイド状 α 核種を除去する方法として、粉状吸着材を用いた吸着槽によるバッチ方式、水質調整方式等の評価に必要な要素試験計画を立案中。
- ・現行設備でのコロイド状 α 核種の除去方法検討
福島第一原子力発電所多核種除去設備の前処理設備（炭酸塩沈殿処理、鉄共沈処理）で α 核種が除去されていることを考慮し、現行設備の除去性能に関する要素試験計画を立案中。

②実液（原子炉建屋内滞留水）試験準備に伴う要素試験計画

- ・候補吸着材の絞り込み
少量の試験液から吸着材の通水性能を評価するバッチ試験及び解析評価の要素試験計画、吸着材絞り込みを行うための通水初期吸着挙動確認の要素試験計画を立案中。
- ・実液を用いた通水試験準備
実液を用いた通水試験計画を具現化するため、試験に用いる実液の調整に係る要素試験計画を立案中。

(2) 二次廃棄物処理技術の開発

①粉状吸着材による処理後の固形分濃縮技術の開発

- ・クロスフロー（CF）フィルタ要素試験
微細な粉状吸着材が低濃度で混濁した液を処理対象として、高い濃縮倍率（100倍程度を想定）を達成可能なCFフィルタの選定（性能評価）を行うための要素試験計画を立案中。

②スラッジ回収システムの合理化検討

- ・カートリッジフィルタ装置要素試験（図2）
スラッジ回収容器の充填率向上を図るため、フィルタエレメント仕様・配置変更、ろ過圧力の適正化等によるスラッジ脱水率向上のための要素試験計画を立案中。
- ・減圧・加熱脱水方式要素試験（図3）
前年度事業で候補として選定したが要素試験未実施である減圧・加熱脱水方式について要素試験計画を立案中。

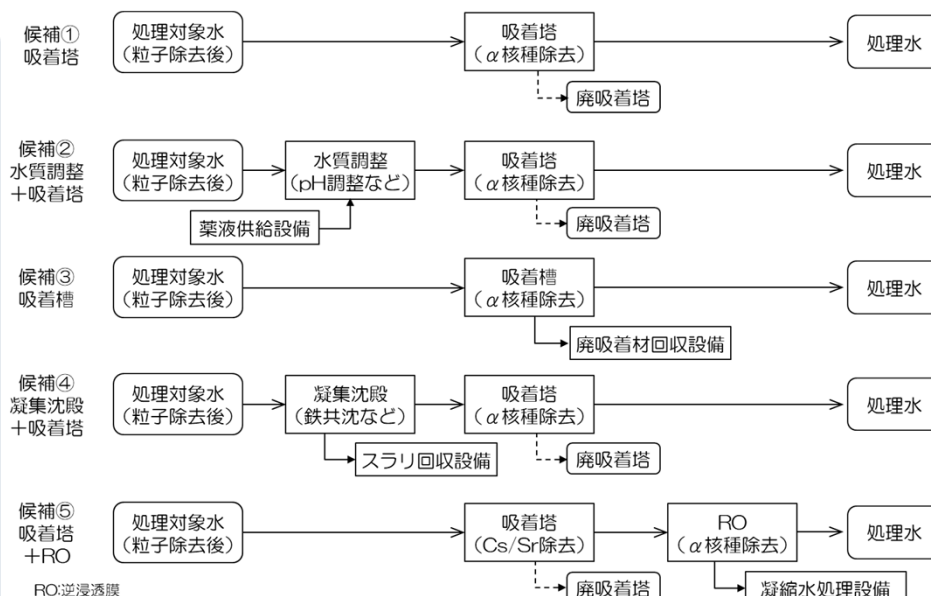


図1 コロイド状 α 核種除去プロセスの候補

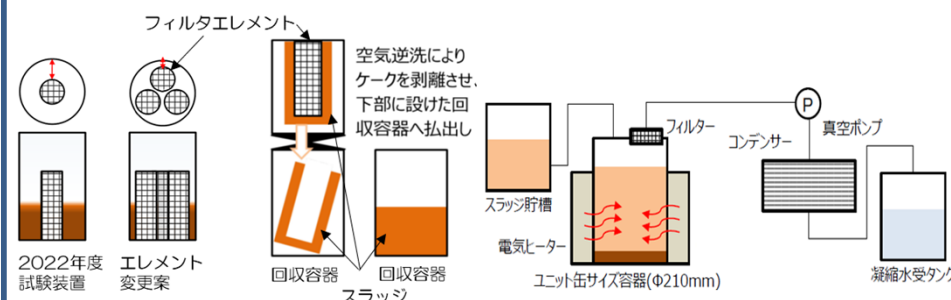


図2 カートリッジフィルタ装置要素試験

図3 減圧・加熱脱水方式要素試験

今後の方向性

開発計画の検討、要素試験等を実施することにより、コロイド状 α 核種除去技術の開発及び二次廃棄物処理技術の開発を進め、実現性を確認する。

燃料デブリ取り出し時に発生するダスト飛散の影響を把握するため、様々な切削工法でのダスト飛散率データ取得を進めている。PCV内のような湿潤環境における飛散率データを取得するため、ミスト（水滴）と共存するダストを計測する手法を構築し、冠水による飛散ダスト量の低減効果を予備的に確認した。また、実際の燃料デブリを模擬するダスト飛散率データ取得に向けて、ウランを含有する模擬燃料デブリの製造を進めた。

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

・燃料デブリ取り出し作業の安全評価において、影響の大きいダスト飛散率データの特定とその必要時期などの調査・検討に着手した。

【2】実環境を模擬するダスト飛散挙動の検討

・PCV内のような湿潤環境におけるダスト飛散率データを取得するには、ミスト（水滴）と共存するダストの計測が不可欠である。このため、サンプリングラインに乾燥空気を混合してミストを揮発させ、ダストのみを計測する手法を検討した。
・その結果、図1のように、500nmの標準粒子を含む10L/minのミスト気流に、乾燥空気を混合すると粒径分布が大きく変化し、7～8L/min以上の乾燥空気ではミストのピークが消失し、標準粒子の粒径分布が得られることが分かった。
・そこで、冠水条件でコールド供試体を切削し、上記手法によりダスト飛散挙動を測定する予備試験装置を構築し、冠水によるダスト飛散の低減効果を調べた。その結果、機械的切削では図2のように、3mm程度の水深でダスト飛散量が約1/200となるなど、冠水による飛散ダスト低減効果が大きいことが確認された。

【3】ダスト飛散率測定試験（コールド）

・チゼルによるダスト飛散率データ取得の一環として、重りを付けたチゼルを落下させて供試体を破碎する試験装置を構築し（図3）、大きな打撃エネルギーでの試験に着手した。
・それ以外の工法（ディスクカッター、コアボーリング、レーザー、AWJ）についても、ダスト飛散率測定に向け、【2】のダスト計測手法を採用した試験設備の設計を進めた。

【4】ダスト飛散率測定試験（ウラン）

・ウランを含有し、溶融過程を経た模擬燃料デブリ試料の調達に向け、アルゴン雰囲気下でテルミット反応と誘導加熱を利用した模擬RPV燃料デブリ製造試験を2回実施し、いずれも切削試験に使用可能な塊状生成物が回収できた（図4）。

【5】ダスト飛散挙動の解析

・実験体系の解析準備を進めるとともに、湿潤環境下のダスト飛散挙動の解析手法の検討に着手した。

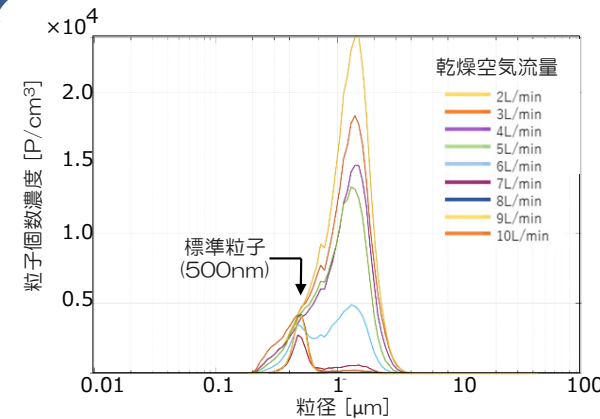


図1 標準粒子を含むミストと乾燥空気を混合した際に検出される粒径分布の空気流量による変化

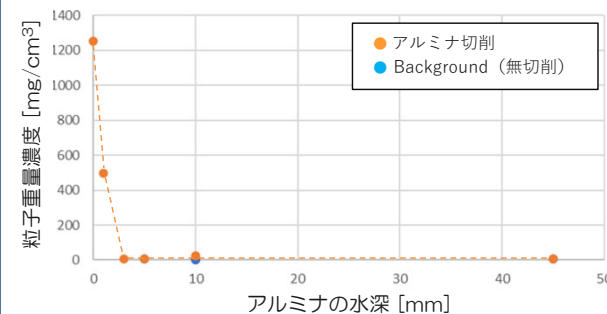


図2 ディスクカッターによるアルミナ切削の発生ダスト量の水深依存性



図3 チゼル試験装置



図4 アルゴン雰囲気下で製造したRPV模擬燃料デブリ

今後の方向性

【1】は調査・検討を継続する。【2】は水中から気相への輸送現象の検討・評価に進める。【3】は各工法による湿潤環境でのコールド切削試験を並列して進め、効率的にデータを取得する。【4】は模擬RPV・PCV燃料デブリを製造し、乾燥系での切削試験を実施する。【5】では解析手法の構築を進め、上記の切削試験結果により検証する。

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、バイオアッセイや体外計測（肺モニタリング等）を用いた線量評価を含めた総合的な内部被ばく対応システムの整備及び標準の開発、並びに内部被ばく線量の測定・評価に係わる検討・技術開発を実施する。

実施内容及び成果

a) バイオアッセイに係る手法の高度化及び課題解決

- ・バイオアッセイの化学処理における作業安全性の確保や手動により処理可能な試料件数の制限などの課題解決に向け、自動システム分析システムの事例集を作成するために関連する国内外の文献調査を実施している。
- ・小型加速器質量分析装置等を用いた場合、より少ない供試量でかつ迅速に目的とする検出下限値を得られる可能性があることから、関連する国内外の文献調査を行い、新たな測定・分析装置のバイオアッセイへの適用検討を実施している。
- ・先行事業での調査結果をもとに迅速なバイオアッセイ手法を確立させるための分析・測定手順の作成を進めている。

b) TES型マイクロカロリメーターを用いたプルトニウム測定の高度化に係る検討

- ・福島第一原子力発電所における内部被ばくの特徴について、これまでの内部被ばくトラブル事例を公開情報を基に収集するとともに、バイオアッセイや肺モニタでの評価に必要な測定要件（検出下限値など）について検討を行っている。
- ・TES型マイクロカロリメーター（図1）の研究を行っている産業技術総合研究所と九州大学を訪問し、国内外の研究状況や肺モニタのシミュレーション計算に係る情報収集を実施した。米国立標準技術研究所が開発しているTES型マイクロカロリメーターについて、大強度陽子加速器施設（J-PARC）での実験予定の情報が見られている。

c) ろ紙試料（鼻スミヤろ紙、空気ろ紙）測定の精度把握・向上に関する検討

- ・放射性核種を含む空気中の塵がサンプリング用の空気ろ紙へ潜り込んでしまうことなどによる測定への影響を評価するため、ろ紙試料への汚染の付着状況（粉体、液体等）を考慮したシミュレーション計算を開始した。（図2）また、シミュレーション結果の整合性を評価するための実証試験の試験内容について検討を進めている。

d) 鼻スミヤ測定システムの検討

- ・鼻スミヤ測定システムの概念設計案を決定するため、簡便性、迅速性を考慮したアイデアを出し、実用性やコストの観点などの課題整理を進めている。
- ・先行事業で開発した鼻スミヤろ紙について実効性を確認するため、既存の鼻スミヤろ紙との比較試験や採取者による拭き取りの差異についての評価試験を開始した。

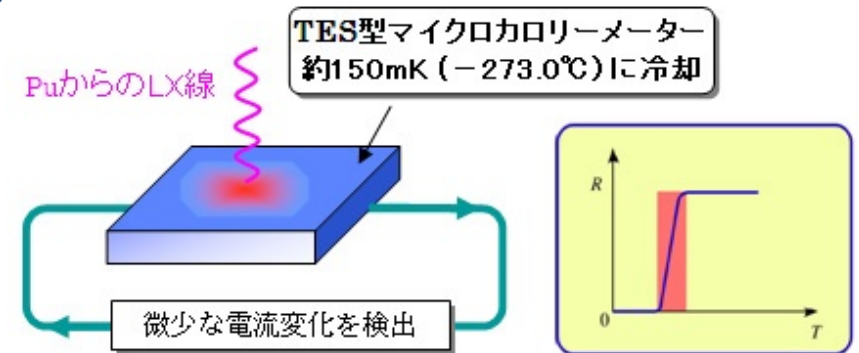


図1 TES型マイクロカロリメーターの測定原理

極低温まで冷却して超電導状態になった検出素子に、プルトニウム（Pu）から放出される放射線（LX線）が入射すると、検出素子の温度が上昇する。その温度上昇に伴って検出素子の電気抵抗が急激に変化する現象を微弱な電流変化として検出することで入射した放射線のエネルギーを測定することができる。

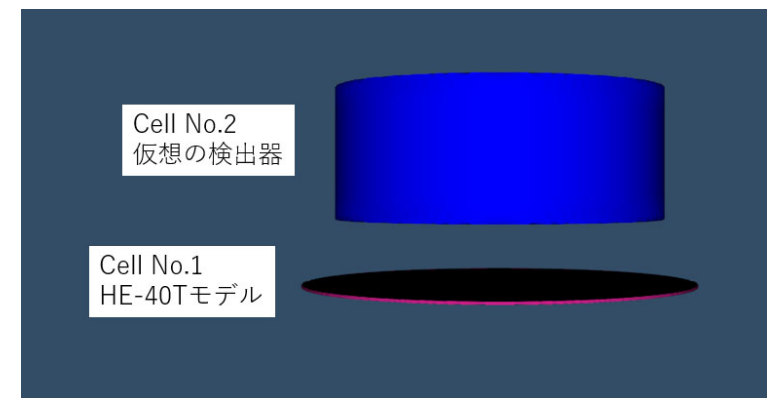


図2 計算モデル構築の例

e) 皮膚汚染測定に関する検討

- 皮膚汚染に対する測定・評価の精度向上を図るため、単位面積あたりの放射能測定に係る要求事項を整理し、皮膚汚染測定に特化したβ線測定用の試作機の製作発注を行った。
- 先行事業で提案したα線測定用の位置検出サーベイメーターを応用することで、どの人体部位でも測定が可能なハンディー型のβ線測定器を開発するため、先行事業の試作機（α線測定用）を用いて標準線源による試験を開始し、面積、距離、放射能等の測定条件の整理や測定結果から皮膚の等価線量を評価する方法について検討を進めている。

f) αカメラ技術を用いた体表面汚染測定の高度化に係る検討

- αカメラ技術（図3）の体表面汚染測定への適用性について、計算シミュレーション法を用いた検討を行うため、シミュレーション条件を定める上で必要となる福島第一原子力発電所における汚染管理手順等の確認・情報整理を進めている。

g) 身体洗剤等の効果検証方法に関する検討

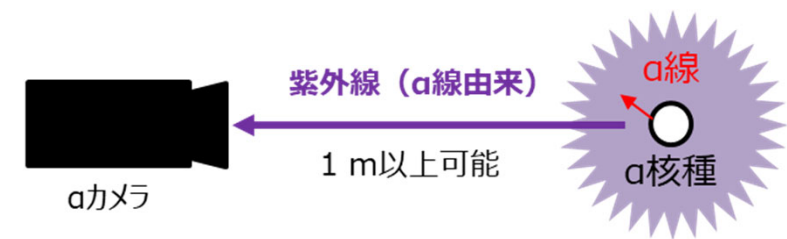
- 実際の現場で発生する放射性物質の汚染の物理化学的性状について東京電力へ聞き取り調査を行うとともに、その性状に適した除染メカニズムを踏まえた試験方法を検討中である。また、関連する文献の調査を行い、放射性物質の汚染の仕組みや性状に関する情報収集を行っている。

h) 創傷汚染測定に関する検討

- 創傷汚染に対する測定手法の検討に向け、エネルギースペクトルが測定可能かつ可搬性の高いCdZnTe半導体検出器を調達し、性能試験を開始した。当該CdZnTe半導体検出器については、先行事業において東京電力から入手した情報に基づき、福島第一原子力発電所の作業場に適用することが可能であると考えている。
- CdZnTe半導体検出器を用いた測定手法の適用性を評価するため、計算シミュレーション法を用いて、検出器の3次元モデルを試作した。また、試作した3次元モデルをICRP数学ファントム（国際機関から提供されている人体を模擬した物体の数値データ）の手部に組み込み、創傷汚染の条件の検討を行った（図4）。

i) 放射性核種の摂取に係る対応システムの開発

- 先行事業のプロトコル試案の検討にて抽出された課題（多数被ばく者発生時の対応、国内標準化に関する検討等）について日本放射線事故・災害医学会（R5.9.16）にて発表を行い、有識者らの意見を聴取した。
- 内部被ばく事象に係るリスク（発生頻度、影響度）を分析・評価する手法を提案するため、リスク評価事例の調査を行い、既存手法（確率論的リスク評価）の適用性について検討を進めている。



α線が空気中を通過する際に窒素分子を励起することによって発生する紫外線を検出

図3 αカメラ技術の測定原理

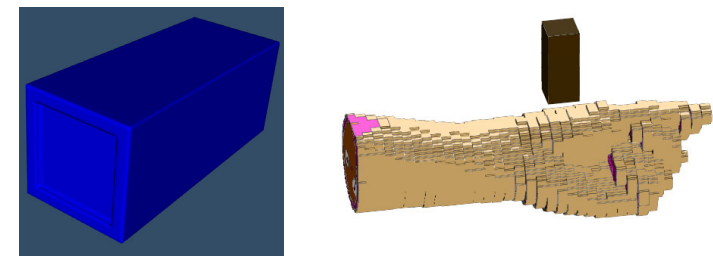


図4 CdZnTe検出器の3次元モデル(左図)及びICRP数学ファントム(左手部)に組み込んだ様子(右図)

今後の方向性

- 計画に従い、a)～i)の各テーマを進めていく。
- a) バイオアッセイに係る手法の高度化及び課題解決については、先行事業での調査結果をもとに作成した分析・測定手法を用いて分析・回収率取得実験を2024年度に実施していく。
- i) 放射性核種の摂取に係る対応システムの開発については、有識者から聴取した意見を踏まえ、プロトコル試案の課題解決の実施計画の策定に向けて引き続き検討を進めていく。

粉状及びスラリー・スラッジ状の燃料デブリ（以下、「粉状燃料デブリ」という。）を安全、確実かつ合理的に収納・移送・保管できるシステムにおける水素ガス発生に応じた対策として、水素ガス発生量予測法を高度化すると共に、収納容器設置フィルタの寿命を評価し、現場適用に向けた燃料デブリの収納方法・収納容器を再評価する。

実施内容及び成果

1. 水素発生予測法の高度化

① 水素発生影響因子の評価（図1、図2）

2022年度までに実施した粉状燃料デブリの水素ガス発生特性に関する検討結果を検証するために放射線照射試験を行うこととし、具体的な試験条件を整理し、良好な動作状況確認等予備試験を実施中。

② 水素放出挙動・発生支配因子の考察

粉状燃料デブリの課題である水素ガスだまりについて文献調査を実施中。また、水素ガスだまりの生成に関する検証試験の計画立案及び試験条件の整理を実施中。

2. 収納容器設置フィルタの寿命評価

① フィルタ捕捉性能・透過性能の経年変化確認（図3、図4）

収納容器内に設置するフィルタについて、設置条件及び経年変化（劣化）事象を抽出すると共に、同劣化事象再現に関する試験条件の整理及び再現状況の良好性確認のための予備試験を実施中。

② 収納容器全体から見た閉じ込め性能、水素放出性能評価（図5）

収納容器設置フィルタについて、燃料デブリ閉じ込め性能及び水素放出性能を評価する試験を行うこととし、同試験計画を作成すると共に、使用する試験装置の作動良好性を確認中。

3. 収納方法・収納容器の再評価

1.及び2.の実施結果を踏まえ、これまでに検討されてきた燃料デブリの収納方法・収納容器の再評価を行う（2024年度実施予定）。

今後の方向性

- 放射線照射試験を行い、水素ガス発生予測法の実機適用に向けた評価及び水素ガスだまり生成有無を確認すると共に、生成条件を整理する。
- 劣化事象を模擬した収納容器設置フィルタの性能評価試験を行い、フィルタ寿命を評価する。
- これまでに検討されてきた燃料デブリの収納方法・収納容器の現場適用性について、容器設計合理化の観点も踏まえ再評価する。

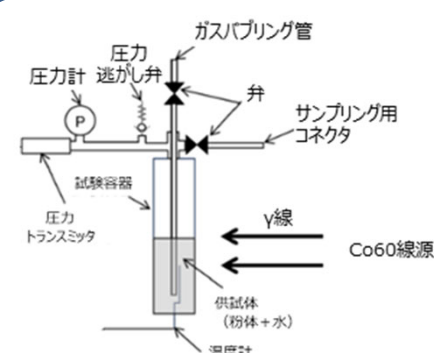


図1 試験装置イメージ
（水素ガス発生特性の検証試験）

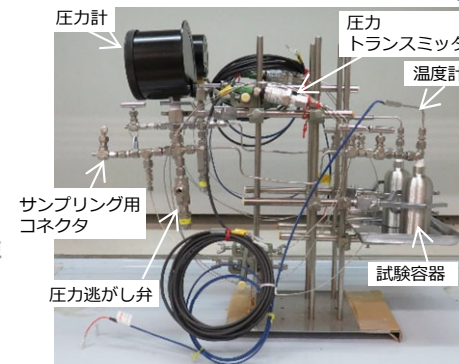


図2 試験装置の外観
（水素ガス発生特性の検証試験）

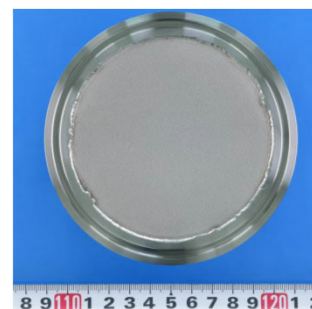


図3 金属フィルタの外観

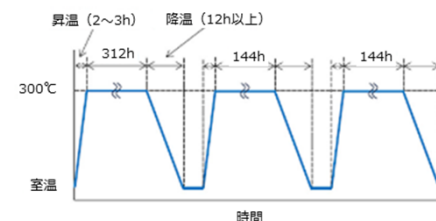


図4 試験条件の一例
（フィルタ熱劣化事象再現時の温度変化）

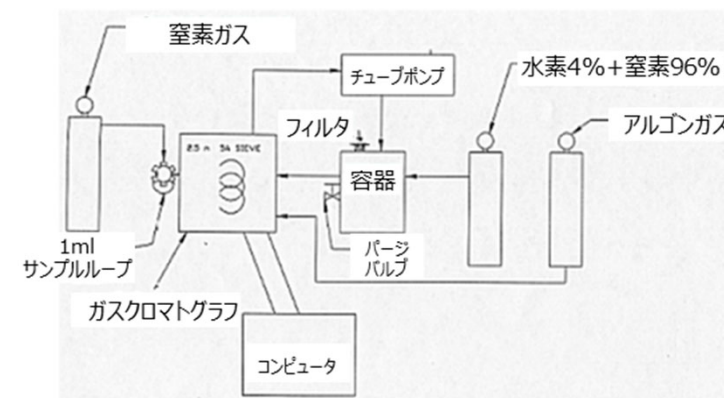


図5 試験装置イメージ（フィルタの水素放出性能評価試験）

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、(1) 分析データの取得・管理を効率的に進め、(2) 分別に必要な汚染評価、減容・再利用技術の開発、(3) 固化体の安定性及び中間処理技術、処分施設における重要事象進展及び安全評価手法の検討を行う。

実施内容及び成果

(1) 性状把握

(a) 分析データの取得・管理等

- 瓦礫や水処理二次廃棄物などの分析を茨城地区施設にて継続した。滞留水と共存するスラッジの性状を明らかにし(図1)、成因を推測した。水処理二次廃棄物である多核種除去設備(ALPS)吸着材の分析法の開発、適用を進めており、I-129を含む分析データを収集した。
- 分析結果のデータベースを活用するとともに、分析試料に関するデータベースの整備を進めた。
- I-129の分析は、加速器質量分析(AMS)の適用により低濃度のデータを蓄積し(図2)、C-14は多様なソースタームと化学種への対応方法を検討した。
- 採取されたセシウム吸着材の分析試料を分析施設へ輸送し、分析準備を進めた(図3)。
- 燃料デブリの取り出しに伴う高線量率の廃棄物を測定するため、キー核種(Cs-137、Co-60、Eu-154)の測定に適した検出器システムを検討した。
- 性状把握の中長期的な取り組みに関して、達成すべき性状把握の成果を検討した。

(b) 性状把握の効率化

- 分析計画は、DQO(Data Quality Objectives)プロセスの試行を継続し、フィンガープリントの作成や放射能濃度決定法などの目的を設定し、事例の蓄積を進めた。
- インベントリ推算手法は、高線量率の廃棄物と放射化生成物(金属、コンクリート)の不確実性の低減手法とともに、廃棄物や元素グループの妥当性を統計的に評価する方法を検討した(図4)。

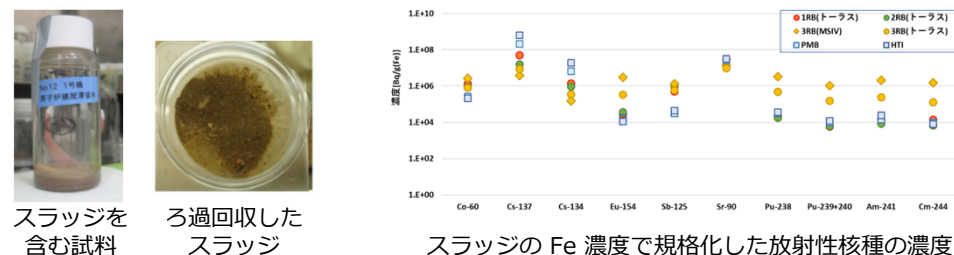


図1 1号機原子炉建屋滞留水試料の分析

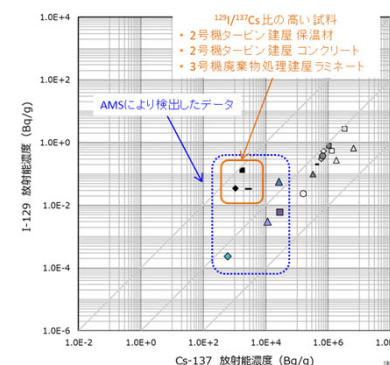
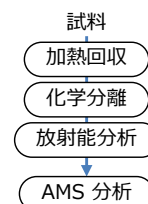


図2 I-129のAMS分析データ
(放射能分析と合わせたプロット)

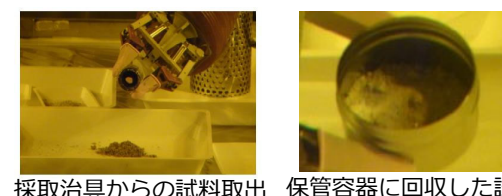


図3 セシウム吸着材のセル内での取り出し

パラメータ	比較的高い	データの充足性	比較的低い	分析の優先度(高)	母集団に関する考察
建屋内気中放出割合	Alkaline Earth Metals (AEM)グループ	Volatiles Elements (VE)グループ	Semivolatile Elements (SE)グループ	相対的に高い →3号機上層階 →1号機中層階	2号機上層階と下層階で母集団分離の可能性に留意
建屋外放出割合	VEグループ	TMグループ	SeEグループ	相対的に低い	母集団を分ける必要性は低い
滞留水移行割合(水処理二次廃棄物)	Soluble Elements (SoE)グループ	Chalcogens (Ch)グループ	LAグループ	相対的に低い	現状の分布を一つの母集団として捉える
滞留水移行割合(建屋内汚染)	SoEグループ	Chグループ	TMグループ	当該サンプル・分析データの欠損を要する(特に原子炉建屋滞留水)	当該、現状の分布を一つの母集団として捉える(原子炉建屋滞留水は母集団分離の可能性に留意)

(注)
・データの充足性は相対的なものであり、処分安全評価などからパラメータの不確実性に関する制約がなされた場合には、見直しの可能性がある。
・分析の優先度は、あくまで解析的インベントリ推算の精度を向上する観点からのものである。例えば建屋外の瓦礫保管に係る分析データの重要性に対して影響するものではない。

図4 検定力を指標とした母集団、分析の優先度に関する推察

今後の方向性

- 茨城地区での分析を継続しつつ、放射性物質分析・研究施設第1棟(大熊分析・研究センター)と分担してニーズに対して適切かつ効率的に分析データを蓄積していく。難測定的重要核種であるC-14、I-129の分析法の開発を継続する。
- インベントリ推算は、高線量率や不均一な分布等の廃棄物に対する不確実性の低減を検討する。分析計画は、DQOプロセスの適用事例を積み重ね、定式化を目指す。知識ベースの確立を目指し、得られた分析データと開発した各種の手法を統合していく。

実施内容及び成果

(2)保管・管理

(a) 減容・再利用技術に関する技術開発

○金属廃棄物のインベントリ推算に関わる技術開発

- ・インベントリ推算精度の向上のため「フレンジタンク除染データの蓄積を反映した汚染推算モデル」、「溶接タンクの汚染推算モデル」、および「瓦礫類の表面線量率測定データを踏まえた汚染推算モデル」の改良を行った。

○溶融処理時の核種移行挙動の調査

- ・金属層への移行率について、既存の情報に加え、新たに評価した熱平衡計算や溶融試験などの結果を反映した。
- ・核種のグループ分類の考え方を整理した。

○溶融試験による核種移行挙動の検討

- ・中型アーク炉および中型プラズマ炉で試験を行い、炉型依存性、対象廃棄物の条件（金属：スラグ比およびスラグの種類）の相違に対する依存性、固化体核種分布均一性を評価した（図1）。
- ・電気炉による外部加熱方式の溶融試験を実施し、核種により金属層、スラグ層等への移行率の違いがあり、溶融温度の影響があることを確認にした（図2）。

○溶融後金属再利用における重要核種の抽出と戦略立案

- ・溶融処理後の金属層の残存汚染のインベントリ推算を行い、重要核種候補の選定方法を検討した。
- ・溶融除染対象の代表的な廃棄物ごとの重要核種の目標分析下限値を設定するため、分析データベース（FRAnDLi）を参考に課題を抽出した。
- ・フォールアウト由来の構内保管廃棄物や廃車両、処理水（Cs低減）で使用したフレンジタンクやブルータンク等は、それらの汚染パターンや性状把握が比較的予測可能であることから、優先的にこれらの分析データの蓄積・整備することが廃棄物の保管管理戦略に有効であることが確認できた。

今後の方向性

金属廃棄物のインベントリ推算の解析的手法を改良するとともに、溶融試験や熱力学平衡計算の検討成果を踏まえた溶融時の移行率の評価、およびクリアランス検認時に重要核種候補の選定の結果とそれに至る根拠集、ならびに検認時に使用する分析法の開発を行う。

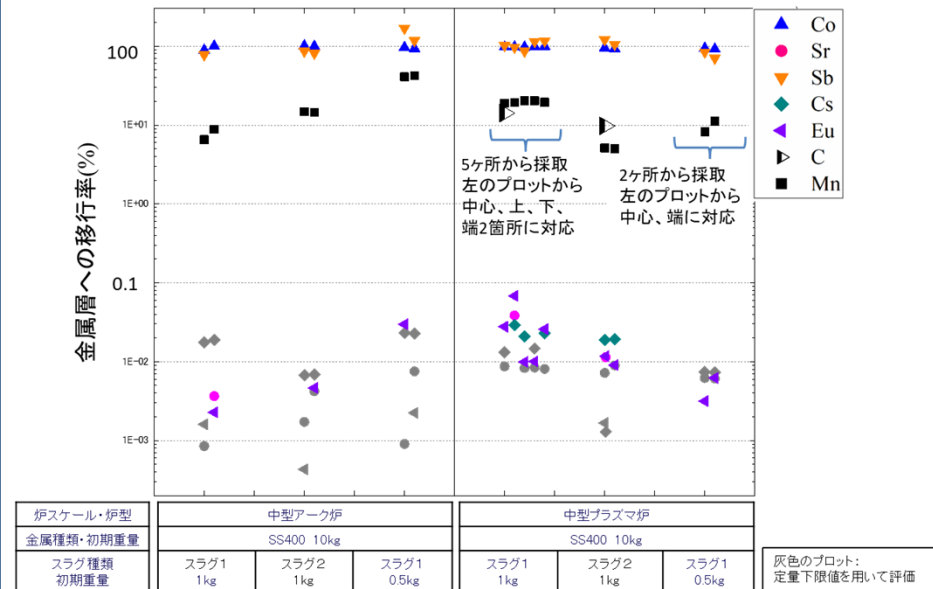


図1 中型炉溶融試験における核種移行率

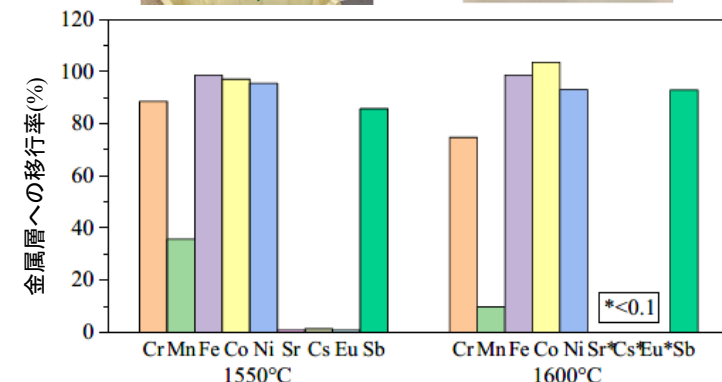
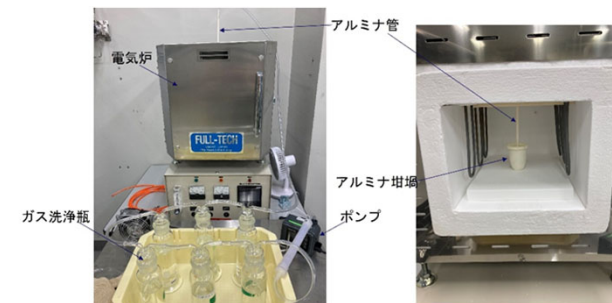


図2 電気炉溶融試験における核種移行率

*100%を越えている核種は、測定誤差

実施内容及び成果

(3)処理・処分

(a)処理技術

①低温固化可能性に関する調査

○除染装置スラッジに対する低温処理の適用性検討

- 模擬除染装置スラッジ（硫酸バリウム+フェロシアン化合物）の低温固化処理（セメント、AAM固化）の処理条件等（流動性、凝結性、圧縮強度）を調査し固化可能な配合範囲を確認した（図1）。

○固化処理環境におけるフェロシアン化合物の安定性調査

- 低温固化処理試験のアルカリ環境（pH12～13）におけるフェロシアン化合物の分解性についてデータを取得した。

○スクリーニング手法の一般化に関する検討

- 溶解反応における発熱量と熱画像測定との温度差の関係（図2）を整理し、熱画像測定によりOPC固化の温度上昇量を予測する手法を整備した。X線照射により実験室規模で水素ガス発生を評価する手法を整備した。

②固化体の安定性評価

i. 固化体等の浸出特性等の調査、整理

- 固化体の浸出試験方法を調査し、代表的な固化体（セメント、ガラス、スラグ）（図3）の浸出試験を実施した。

ii. 固化体の長期的な安定性の検討

○加速試験による長期変質挙動の評価

- 加速試験（加速因子：加温、炭酸化、通過水分量）によりセメント固化体やAAM固化体中で生成する鉱物とその変質度合い及び加速度等を整理した（図4）。

○非晶質相の変化及び変化速度に関する検討

- 試薬を用いて非晶質相を合成し、非晶質相の結晶化による鉱物変遷を観測した結果、AAMでは温度、Si/Al比、養生雰囲気の影響により異なる鉱物相が生成することが分かった。

○放射線による長期変質現象の評価

- 放射線で生成するラジカルの化学的影響を過酸化水素水又はUV光によるラジカル生成で模擬した試験で、OPCではカルサイト生成による固化体の変質を確認した（図5）。

【OPC+AS+FCN系】

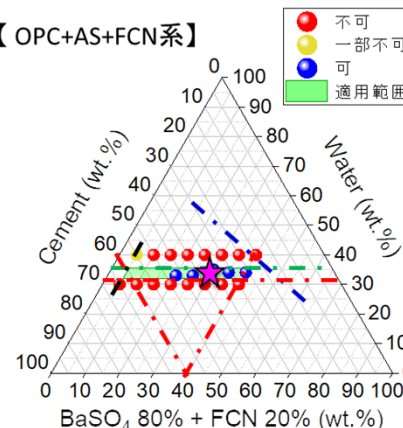


図1 模擬除染装置スラッジ（硫酸バリウム+フェロシアン化合物）のセメント固化可能な配合範囲

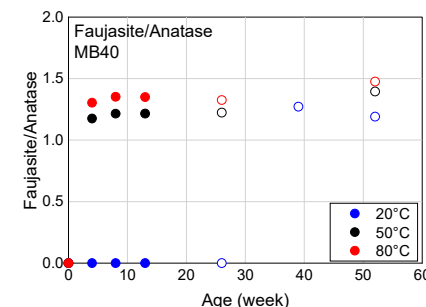


図4 加温養生試験における養生期間と鉱物相変化（AAM(MB40)試験期間4週以降）

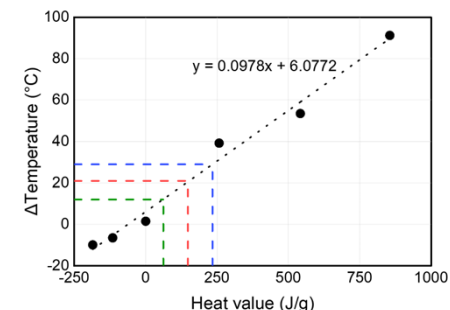


図2 溶解発熱量と熱画像測定の最大Δ温度の関係

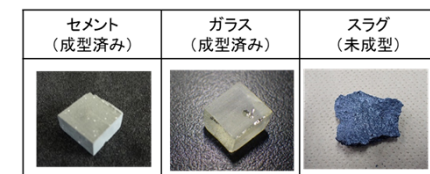


図3 浸出試験に用いた3種類の固化体

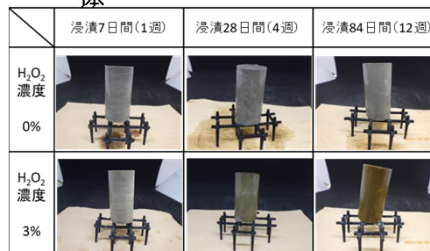


図5 過酸化水素水浸漬試験におけるOPC固化体表面の変化

今後の方向性

○低温固化可能性に関する調査として

- ✓スラリー等の低温固化処理適用性の検討
- ✓スクリーニング手法一般化検討の継続

○固化体の安定性評価として

- ✓固化体等の浸出特性調査の継続
- ✓固化体の長期的な安定性検討の継続
- ✓廃棄物の安定性に関する調査

実施内容及び成果

(b) 処分概念の提示及び安全評価手法の開発

①処分概念提示に必要な情報・知識の調査

・1F廃棄物の特徴や大きな不確実性を踏まえた処分概念に要求されるニーズの明確化と処分概念案の提示、および安全に処分できることを示す論証構造の構築を進めた。具体的には、KURION、低線量コンクリート廃棄物、ALPSスラリーを対象に、廃棄物の特徴に基づくニーズを整理し、ニーズに基づき処分概念候補を複数提示した(図1)。また、リスクマネジメント手法を活用し、処分概念提示に至ったロジック・根拠を透明性・追跡可能性を確保しつつ示す検討過程を整理するとともに、これらの検討過程・根拠情報を科学的根拠とともに管理するためのツール(情報管理ツール)のプロトタイプを構築した。

②安全評価手法開発の試行

○ストーリーボードのプロトタイプ構築と重要シナリオ・モデル等の検討

・上記情報管理ツールのデータを活用して効率的にストーリーボードを構築するための機能を設計するとともに、ベースケースとして浅地中ピット処分のストーリーボードのプロトタイプ構築を試行した。

・1F廃棄物の特徴を考慮した評価シナリオ・モデル・パラメータ設定のための調査研究を継続した。人工バリアについては、収着モデル構築を目的としたセメント成分およびAAMに対する核種収着試験(図2)を実施するとともに、バリア材の長期変遷や有機物等共存物質の影響の評価手法検討を進めた。生活圏については、地圏/生活圏境界(GBI)付近での核種の挙動要因、河川水系における分配係数モデルからの乖離可能性(図3)、植物移行係数の不確実性要因の検討などの調査研究を実施した。

○1F廃棄物の特徴を考慮した品質管理下安全評価検討

・国内外の安全評価体系に関する事例調査を実施し、安全評価の方針案を検討した。処分概念としては、従来のトレンチ処分、ピット処分、中深度処分、地層処分及び管理型処分方式を出発点とし、地下水面上処分、海底下処分など、設置環境により安全確保の考え方が変わる概念も検討することとした。これらの幅広い概念の安全評価に対応可能なモデル(図4)、パラメータセットを構築した。

・安全評価の条件と根拠情報、安全評価結果、感度解析結果の解釈などを一意的に紐づけるとともに、情報管理ツールとの連携を考慮した品質保証体系を構築した。



図1 KURIONの浅地中ピット処分(左)および中深度処分(右)の概念例

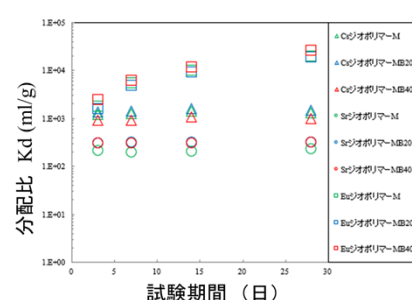


図2 AAMへの核種収着試験結果

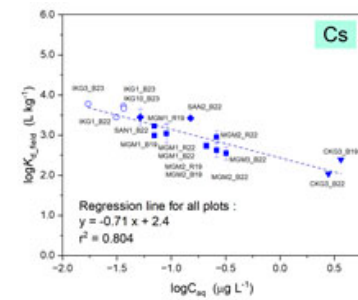


図3 国内河川でのCsの固液分配比

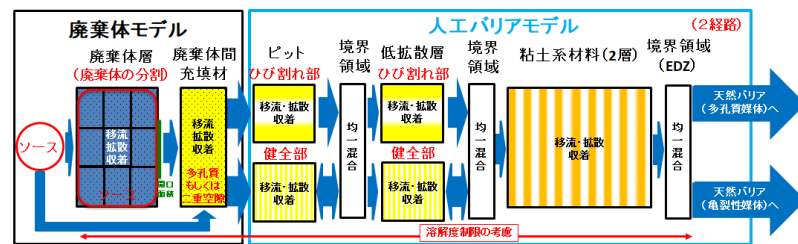


図4 様々な処分概念を表現可能な人工バリア安全評価モデル

今後の方向性

○その他の廃棄物について、ニーズの明確化、処分概念案および処分概念成立のための要件案の提示、要件案の充足性評価に必要な情報の拡充を進める。

○情報管理ツールを活用し、処分概念案のストーリーボードの構築を進める。また、人工バリア・生活圏における評価シナリオ・モデル・パラメータ評価のための調査研究を継続し、安全評価条件への反映を進める。

○具体的な廃棄物の処分概念案を対象に、安全評価や感度解析を行い、安全評価結果のデータベース化と情報管理ツールとの連携を進める。

2021年度に示された処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し※を踏まえ、固体廃棄物管理全体へ反映する分析データの取得・管理をさらに進めるための高線量試料採取技術の開発を行う。また、安全かつ合理的な保管・管理のため、分別に必要な汚染評価技術の開発を行う。

※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2021（原子力損害賠償・廃炉等支援機構、2021.10.29公表）

実施内容及び成果

1. セシウム吸着塔からの吸着材採取技術の開発

2021年度に開発した試料採取装置と2022年度に設計・製作した付帯設備を用いて、福島第一原子力発電所オンサイトでの汚染水未通水の実吸着塔を用いたコールド試験、及び使用済み吸着塔からの吸着材試料採取を含めたホット試験を実施し、開発した試料採取技術の検証を実施した。

(1) オンサイトコールド試験

福島第一原子力発電所高性能多核種除去設備建屋に、開発した試料採取装置一式を配置して汚染水未通水のセシウム吸着塔実機を用いた穿孔、穿孔部の閉止等の検証試験を行い、本研究により製作した付帯設備を含む各設備の機能が想定通りの性能を有することを確認した。試料採取装置（ISM）の構成を図1に示す。

(2) ホット試験（汚染水通水後の吸着材試料採取）

使用済み吸着塔8基からの吸着材試料採取等のホット試験を実施し、以下を確認した。

- ・開発した試料採取装置により、吸着塔8基の穿孔、採取※、閉止の一連作業が想定通りに行えること。
- ・線量実績値が、解析により求めた事前評価値に対して、十分低く抑えられること。
- ・全期間を通じて有意なダスト発生はなく、本試験で採用した連続ダストモニタリングシステムで適切な管理を行えること。

（※吸着塔内の吸着材充填高さが低かったため、吸着塔1基については採取不可であった。）

(3) サンプルング技術の検証

福島第一原子力発電所でのオンサイトコールド試験及びホット試験でのセシウム吸着塔実機を用いた穿孔、採取、閉止等の検証試験結果から、開発したセシウム吸着塔からの吸着材採取技術の有効性を実証することができた。

2. 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術の開発

2022年度に以下の項目を完了し、本研究における汚染評価技術の開発を終了している。

- ・測定に影響を与えるパラメータの整理
- ・測定システム性能の確認
- ・表面汚染測定システムの適用範囲の確認

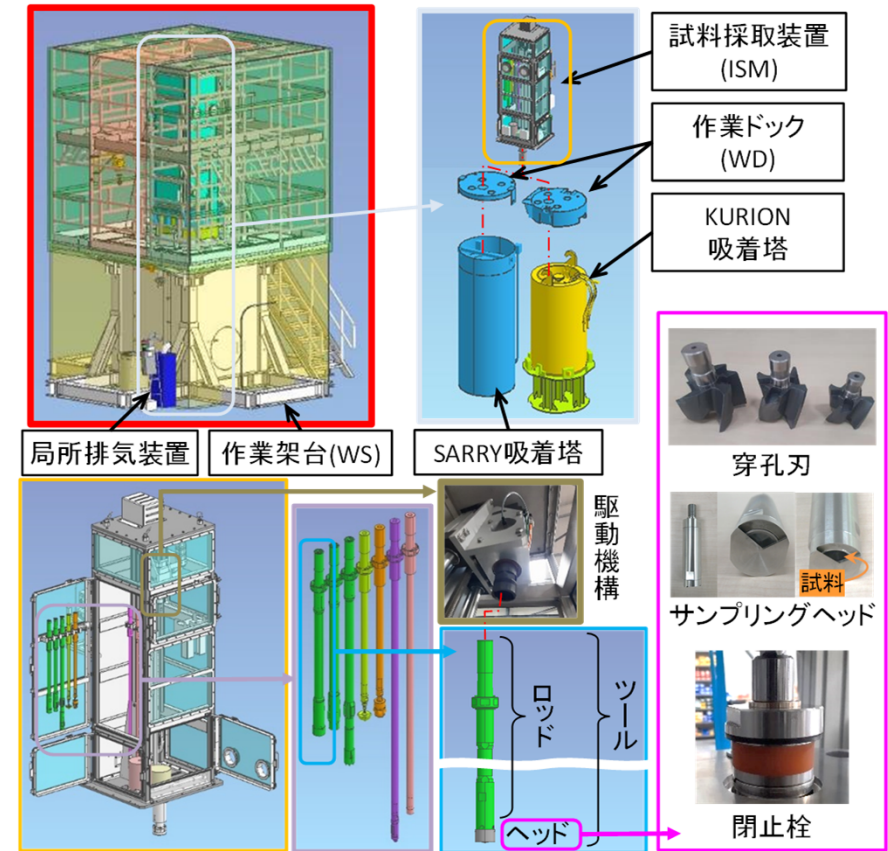


図1 試料採取装置（ISM）の構成

今後の方向性

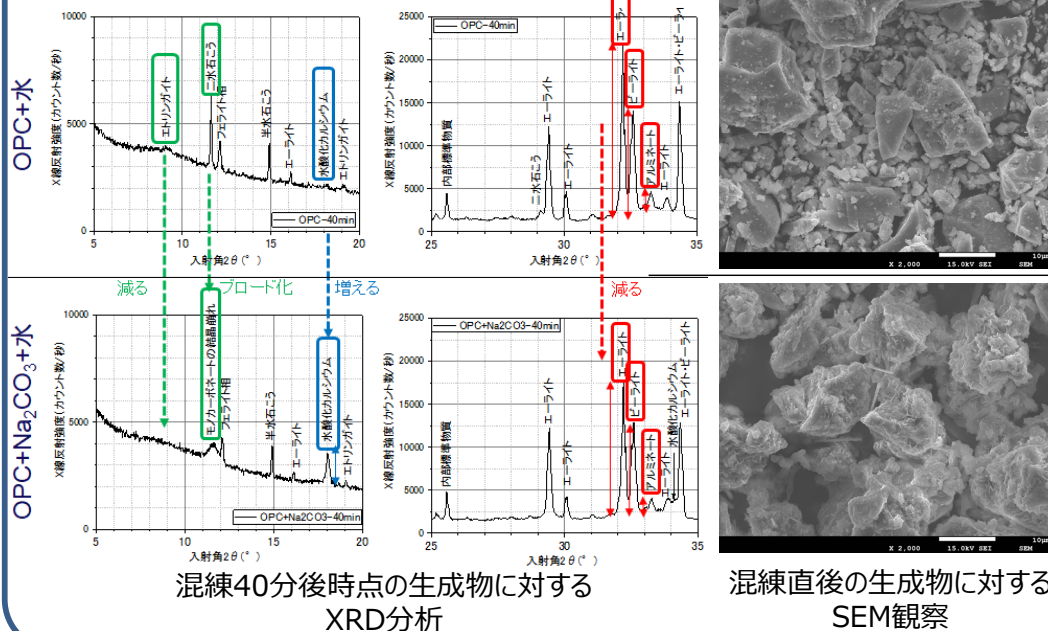
- ・セシウム吸着塔からの吸着材採取技術の開発については、オンサイトでの技術検証が完了したこと、また、固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術の開発については、測定システム性能とシステム適用範囲の確認が完了したこと、共に試作レベルの研究・開発は収束とし、今後は実運用に向けた対応とする。

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する「ALPS炭酸塩スラリー」に対する低温処理技術（セメントとアルカリ活性材料（AAM））の適用として、粉末状スラリー脱水物を固化材と混合する「均質固化」、および塊状スラリー脱水物の隙間を充填材で埋める「充填固化」を検討している。セメント+粉末炭酸塩は混練直後に急結する問題点が確認されており、AAM+炭酸塩（粉末状・塊状）は最適配合が不明確という課題がある。さらに、AAM+塊状炭酸塩は実規模の検討例も無い。本研究はセメント+塊状炭酸塩を除く三種類の固化における課題解決を行っている。

実施内容及び成果

1. ALPS炭酸塩スラリー（模擬物）を用いた均質固化処理時の急結メカニズムの解明

炭酸塩の成分(CaCO_3 , $\text{Mg}(\text{OH})_2$, Na_2CO_3)をそれぞれ単独でセメント(OPC)に混合したところ、 Na_2CO_3 混合時のみセメントペーストの流動性が低下して急結し、温度が上昇した。XRD分析によると、 Na_2CO_3 混合系は未水和セメント（エーライト、ビーライト、アルミネート）が少なくなっており、水和反応が促進されている。また、二水石膏が消失しており、アルミネート系水和物の多量生成を示唆するが、アルミネートから生成するエトリンガイトは少なく、代わりに結晶成長の未熟なモノカーボネートが存在する。 Na_2CO_3 混合系は $\text{Ca}(\text{OH})_2$ が多く、これも水和反応の促進を意味する。SEM分析によって Na_2CO_3 混合系では針状水和物が多量発生する事が判り、EPMA分析によって針状水和物はNaを含むモノカーボネート系物質と推察された。以上から、急結の主原因は Na_2CO_3 であり、針状水和物の多量生成で粒子間摩擦が増大する事で急結は生じると考えられる。グルコン酸と酒石酸を少量添加すると、 Na_2CO_3 による反応促進と流動性低下を抑制できた。

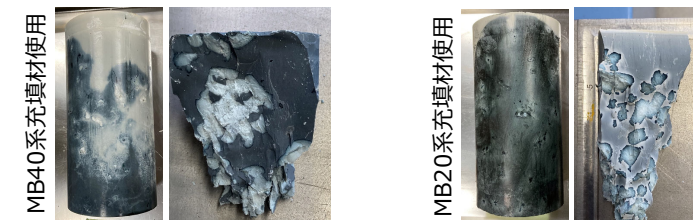


2. ALPS炭酸塩スラリー（模擬物）を用いた均質固化処理のスケールアップ試験

メタカオリンと高炉スラグの混合粉体であるMB20とMB40をAAM母材として、ケイ酸とナトリウムの濃度を調整した混練溶液を加え、粉末炭酸塩模擬物を小規模均質固化した。母材量と溶液濃度を変えた103個の配合を検討し、良質な固化体を作製可能な配合7つを抽出できた。特定の母材量と溶液濃度の時のみ、良好な固化体を作製できる事が判った。

3. ALPS炭酸塩スラリー脱水物（塊状模擬物）を用いた充填固化処理のスケールアップ試験

AAM母材に対してケイ酸とナトリウムの濃度を調整した混練溶液を加えて充填材を作製し、物性を評価した。特定の母材量と溶液濃度の時のみ良質な充填材となる。MB40系充填材は適切な配合2つ、MB20系充填材は適切な配合1つを抽出できた。MB40系充填材の片方とMB20系充填材を用いて塊状廃棄物（未乾燥品）を小規模充填固化した結果、外観と強度が基準を満たす良質な固化体を作製できた。破壊して内部も観察し、塊状廃棄物とAAM系の界面が密着している事を確認できた。固化体中の塊状廃棄物重量は40%が限度であった。



小規模充填固化体（円筒型）の側面外観と破壊後の内部破断面

今後の方向性

1. Na_2CO_3 量を変化させた場合のグルコン酸と酒石酸の最適量を明らかにし、良質なOPC系固化体を作製可能な配合を決定する。
2. 抽出した7つの配合で中規模20L固化体の作製・評価をおこない、最良の配合を実規模用配合として抽出する。OPC系も同様に検討する。
3. 塊状廃棄物（未乾燥品）の中・実規模充填固化体の作製・評価をおこなう。また、塊状廃棄物（乾燥品）も同様に検討する。

福島第一原子力発電所(1F)の放射性固体廃棄物の内、震災影響を受けた運転廃棄物および汚染水処理にて発生する廃棄物（水処理二次廃棄物）(*1)を対象とし、保管時の潜在的リスクを低減するとともに、保管容量を低減するため、これら対象廃棄物に中間処理技術を適用することを検討した。廃樹脂等の樹脂系の廃棄物に対して、雰囲気制御を実施した条件での熱分解温度等の基礎データを取得するとともに、実規模試験にて、熱分解処理性能を確認中である。今後、中間処理技術として熱分解処理について実規模システムを含めて評価を実施し、適用性を検討評価する計画である。

(*1)：廃樹脂（運転廃棄物）、樹脂系吸着材、キレート樹脂、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、除染装置スラッジ、フェロシアン化合物、活性炭

実施内容及び成果

①対象廃棄物の調査、候補選定

- 中間処理が有効で、熱分解処理の効果が大きく期待できる廃棄物を選定。

②中間処理技術の調査、選定

- 中間処理の要求機能に対して調査した各技術を評価し、対象廃棄物の中間処理技術として、熱分解技術の適用性が高いものと評価した。

③熱分析データの取得（熱分析測定による熱分解反応時の基礎データの取得）

- 不活性環境下及び水蒸気環境下にて示差熱分析(*2)等による熱分解反応時の基礎データ（反応温度、重量減少）を取得した。

(*2)加熱時の測定試料と基準物質の温度差の変化から、温度変化に伴う反応挙動を調査する方法

- 反応時の発生ガス、処理残渣に対する化学組成や局所構造の分析を実施し、熱分解時の反応挙動、処理残渣の性状等を把握した。

④熱分解試験データの取得（小規模装置による熱分解基礎試験）

- バッチ式試験装置（各数g規模）で基礎試験を行い、異なる雰囲気における処理性能（減重率等）、処理残渣の性状を確認し、樹脂系の廃棄物に対して、核種の揮発抑制と減重効果が高いことを確認した。

⑤処理残渣の保管・安定化の検討

- 代表廃棄物(*3)の処理残渣に対するセメント固化を行い、廃樹脂等の処理残渣にて、前処理無しに廃棄体化が可能であることを確認した。

(*3)廃樹脂、樹脂系吸着材、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー

⑥実規模試験装置を用いた運転データの取得

- 実規模の熱分解試験装置（ボール型熱分解試験装置（約1dry-kg/h規模）、図1）を用いて減重率、核種移行率等を取得し、熱分解処理の適用性を評価した（図2、図3）。廃樹脂に対して、熱分解技術の適用が有効であることを確認した。Ru吸着済樹脂系吸着材に対しては、評価実施中。

⑦システム検討

- 熱分解処理技術のシステム検討として、機器構成を選定するとともに、処理残渣や各機器の線量評価を実施した。

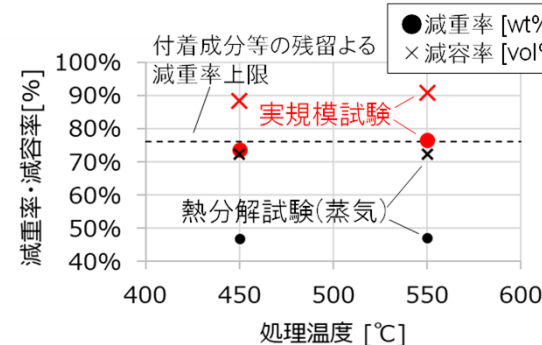
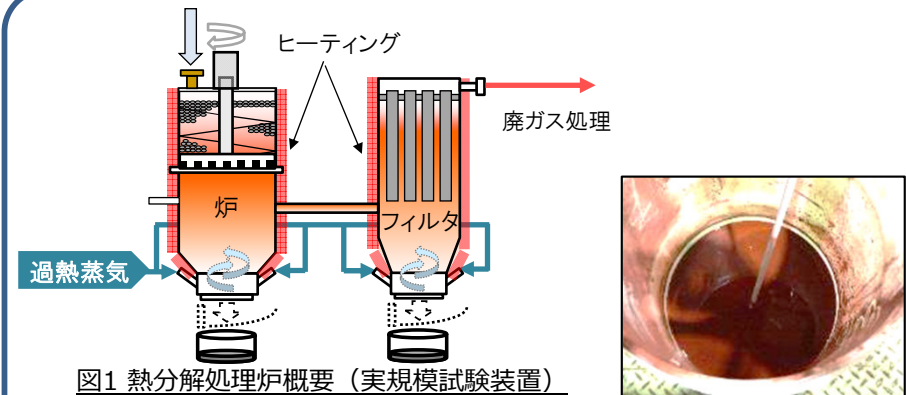


図2 熱分解後の減重率・減容率
（実規模試験結果；廃樹脂）

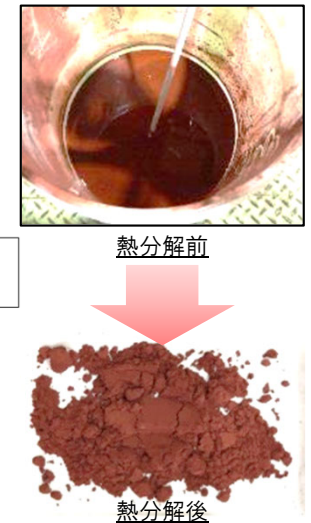


図3 熱分解前後の廃棄物の状態
（実規模試験結果；廃樹脂）

今後の方向性

- Ru吸着済樹脂系吸着材の実規模試験結果を基に、樹脂系吸着材に対する熱分解処理技術の適用性の評価を実施する。
- 左記③～⑥の結果を基に、対象廃棄物に対する熱分解技術の適用性について整理を行う。
- 熱分析や発生時の発生ガス、処理残渣の分析結果を基に、熱分解時の反応機構の推察を実施する。

福島第一原子力発電所（1F）には、多種多様な廃棄物が存在する。これらの廃棄物の処理にあたっては、従来であれば分別、せん断などの前処理が必要であるが、GeoMelt®ICV™は、様々な廃棄物に対するガラス固化の実績があり、煩雑な前処理を不要とできる可能性がある。そこで、本事業では、「雑多な瓦礫類」、「ALPSスラリー脱水物を内包する保管容器」について、GeoMelt®ICV™の適用性を検証する。

実施内容及び成果

タスク1：雑多な瓦礫の一括固化技術の検討

1Fでは、廃炉に伴い発生した放射能を有するコンクリート、電気盤、金属鋼材などの雑多な瓦礫が多量に存在する。これらを分別することなく一括固化できることを検証するために、以下の試験を行った。

試験施設：大栄環境 小規模GeoMelt®ICV™試験設備

試験内容：雑多な瓦礫を模擬した処理対象物を炉内に充填し、熔融運転を実施した。熔融1は、基本的な処理対象物にて金属割合を変えた場合の影響を確認し、熔融2ではさらに分電盤や、保温材、塩ビを加えて熔融挙動の確認を行った。

試験結果：処理対象物のうち、鋼材以外は熔融しガラス相を形成し、鋼材は炉底部に堆積し、金属塊を形成した。
模擬核種（セシウム、ストロンチウム）はガラス相に均一に分散し、一軸圧縮強度も75.3～442MN/m²と過去の試験結果と同様に高い値だった。MCC-1（ガラスの長期耐久性試験）は現在測定中。

試験	主な処理対象物	総量 kg	金属割合 wt%
熔融1(1-1)	土壌、コンクリート、鋼材	618	13.5
熔融1(1-2)	熔融1(1-1)+鉛	512	31.5
熔融2(2-1)	熔融1(1-1)+分電盤、保温材、塩ビ	379	13.8
熔融2(2-2)	熔融1(1-1)+保温材、塩ビ	479	32.6

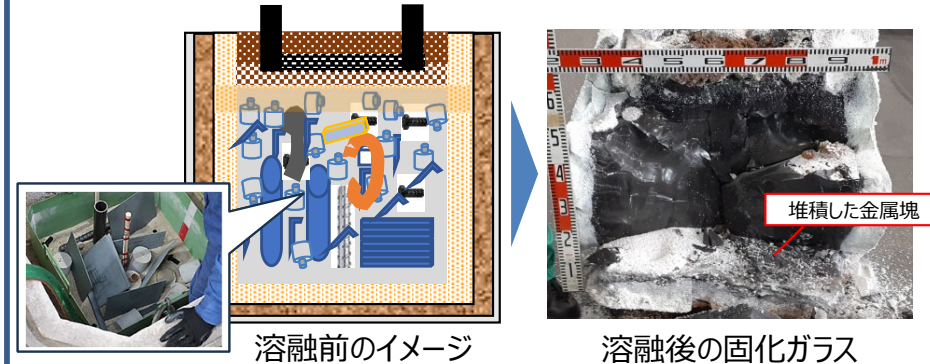
タスク2：ALPSスラリー脱水物を保管容器ごと処理する技術の検討

試験施設：VNSFS 工学規模GeoMelt®ICV™試験設備（200kg規模）

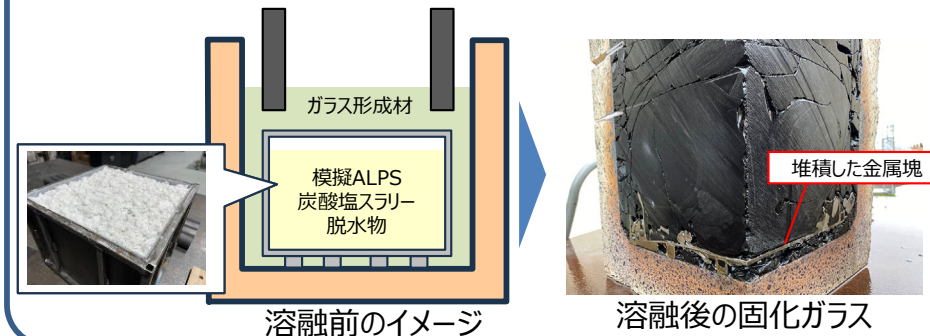
試験内容：ALPS炭酸塩スラリー脱水物を内包した鋼製容器をガラス形成材とともに熔融し、熔融時の挙動と作製されたガラスを確認した。試験は、ベンチ規模（約30kg）を1回、工学規模（約150kg）を2回実施した。

試験結果：熔融は、スラリー脱水物に含まれる水分による水蒸気爆発の発生等のトラブルがなく、すべての試料及び鋼製容器を熔融することができた。模擬核種（セシウム、ストロンチウム）は固化ガラス中に均一に分散し、一軸圧縮強度、MCC-1（ガラスの長期耐久性試験）は現在測定中。

タスク1において製作した固化ガラス（熔融1(1-1)）



タスク2において製作した固化ガラス（工学規模試験13）



今後の方向性

タスク1、タスク2ともにGeoMelt®ICV™技術により対象の廃棄物をガラス固化できる見通しが得られた。廃棄物の固化においては、保管・処分における負担軽減のため、減容化も重要な検討課題である。

GeoMelt®ICV™により減容化を図るためには、1回の運転バッチにおいて、廃棄物の追加投入を行い、その体積を低減しつつ、耐火物容器の内部をガラス固化体で満たす必要がある。

今後は、追加投入による熔融固化についても実証していく必要がある。

固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発
(簡易・迅速化された分析技術を用いた標準的な分析法の検討) (1/2)
(2024年2月末時点における進捗状況)

【日本原子力研究開発機構 (JAEA)】

2022年6月に竣工した放射性物質分析・研究施設第1棟（大熊分析・研究センター、以下「第1棟」という。）で、多量かつ多様という固体廃棄物の特徴に対応しつつ、信頼性のある分析データを適時的に取得し提供するために、分析設備及び装置の準備、標準的な分析法の評価基準の検討と技能認定マニュアルの整備、簡易・迅速化分析法の標準的な分析法としての実証を行い、分析能力の獲得・維持を行う（図1参照）。

実施内容及び成果

(a)分析設備及び装置の準備

第1棟は新規施設であり、(b)及び(c)に示す事業内容を行うために、分析設備及び装置の運用に向けた設備等の立上げを行った。立上げ後も維持管理作業を繰返し実施し、分析員の技術力の習熟や向上を図っている。

【分析設備の主な維持管理作業】

対象設備	維持管理作業
設備全体	外観点検を含め日常点検や定期点検
パネルハウス	フィルタ交換、作業エリアの養生等
鉄セル	マニプレータの動作確認、把持部爪及びブーツ交換作業、パデラックの確認及び取り扱い等
グローブボックス	フィルタ、グローブ、ビニルバッグ交換作業、作業エリアの養生、試料採取装置の動作確認等
ヒュームフード	面風速測定、作業エリアの養生等
放射性廃棄物処理設備	福島第一原子力発電所への払出しや搬出作業等

【分析装置の主な維持管理作業】

対象設備	維持管理作業
分析装置※2	日常及び定期点検 外観確認、動作状況確認、作動確認、備品の交換等の保守作業 標準線源 (RI) や標準試料を用いた必要な校正を実施 “模擬試料”、“放射性同位体 (RI)” を用いた確認分析等による分析法（手順の理解、前処理及び分析装置測定）に関する習熟作業

※2 分析装置：γ線スペクトロメータ、液体シンチレーションカウンタ、α線スペクトロメータ、ZnS (Ag) シンチレーション検出器、低バックグラウンドガスフローカウンタ、イオンクロマトグラフ装置、ICP-MS/MS、ICP-AES

(b)標準的な分析法の評価基準の検討と技術認定マニュアルの整備

標準的な分析法の妥当性評価方法の確立を目的に、検討項目の具体的な基準や国内外の実績のある妥当性評価ガイドライン等に基づき、妥当性評価方法における評価基準の明確化に取り組んだ。

また、分析員の分析技能を確保するための技能認定マニュアルを整備し、分析員の技能認定を実施した。

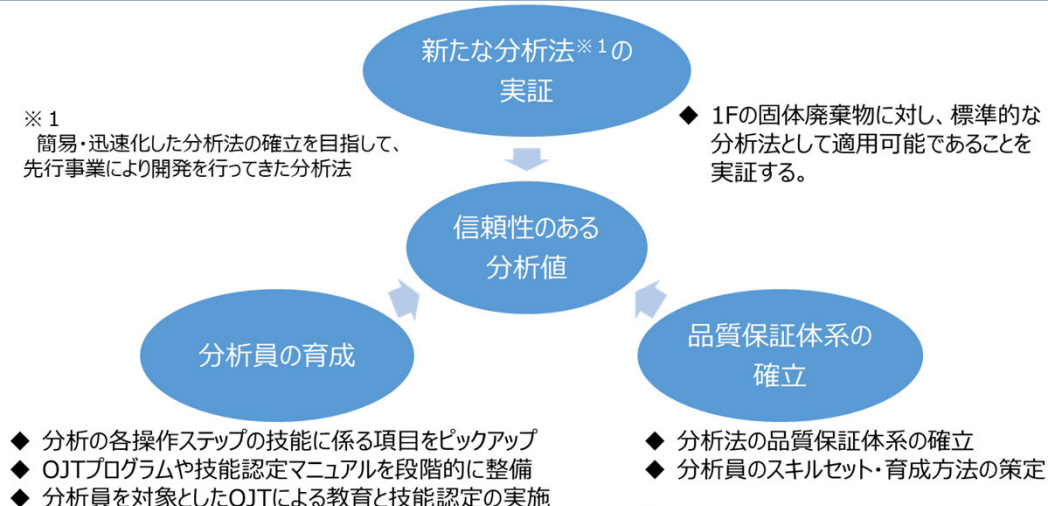


図1 本事業の目的

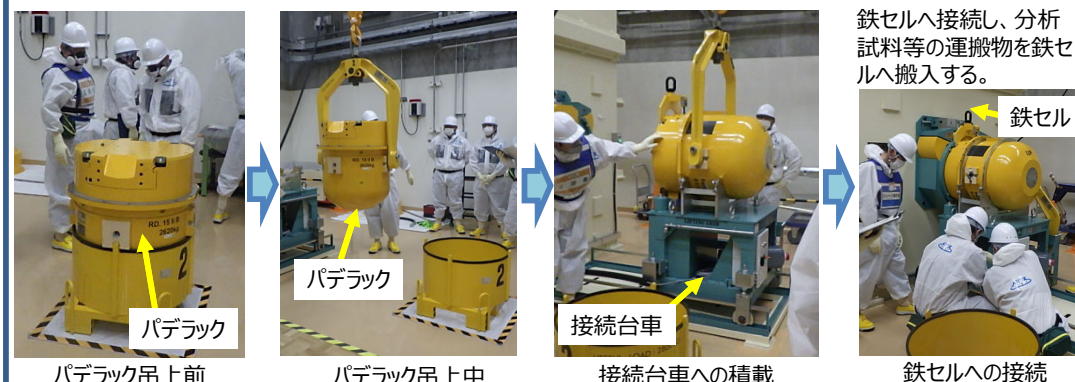


図2 作業習熟のためのパデラック（輸送容器）の取り扱い訓練

【パデラック（輸送容器）の取り扱い訓練】 第1棟まで放射線量の高い分析試料を安全に運搬するには、放射線量の低減及び試料漏えいの防止対策が求められる。放射線量の高い分析試料の輸送を目的とした、鉄セル専用のパデラックは、表面のγ線量が1Sv/hの試料を格納しても、容器表面線量が1mSv/h以下に低減できる遮へい能力を有しており、容器内部は密閉構造になっている。パデラックはこのような遮蔽能力を有するため、相当な重量物であり、安全を確保した確実な取り扱いが求められることから、取り扱いに関する習熟訓練を繰返し行っている。

(C)簡易・迅速化分析法の標準的な分析法としての実証

提案した分析手法に対して、表1に基づき、その手法の妥当性を評価するとともに、実試料としてコンクリートガレキの分析を実施した。対象核種の妥当性評価のうち元素回収率、併行精度及び検出下限値の結果を表2に示す。

①ICP-MS/MSによる難測定核種Se-79、U-236(234)の妥当性評価及び標準分析法としての実証

- 各核種に対して化学分離フローを提案するとともに、測定に最適なリアクションガス及び測定条件を見出した。図3にSe-79の分析フローを示す。
- 表1に基づき各核種分析について妥当性を評価した結果、すべての基準を満足した。ICP-MS/MSを用いた新規分析手法である当該核種の元素回収率、併行精度及び検出下限値の結果を表2に示す。
- 実試料を分析した結果、妥当性評価基準を満足することを確認し、標準的な分析法として実証した。

②ICP-MS/MSによる難測定核種Zr-93、Mo-93、Pd-107、Sn-126の分析法の妥当性評価及び標準分析法としての実証

- 先行事業にて成立性を確認した当該核種について、表1に基づき各核種分析の妥当性を評価した結果、すべての基準を満足した。ICP-MS/MSを用いた新規分析手法である当該核種の元素回収率、併行精度及び検出下限値の結果を表2に示す。
- 実試料を分析した結果、妥当性評価基準を満足することを確認し、標準的な分析法として実証した。

③前処理操作合理化及び塩酸(HCl)フリー化した放射能分析法の妥当性評価及び標準分析法としての実証

- 従来は塩酸を使用し、一核種ごとに処理をしていたNi-63, Sr-90, Ca-41, Cl-36, I-129, Pu核種、Am(Cm)分析法について、一つの変換フローの中で逐次的に分離を行うことが可能な、合理化した手法を開発した。表1に基づき各核種分析の妥当性を評価した結果、すべての基準を満足した。Pu核種、Am(Cm)の合理化した分析フローを図4に示す。
- 実試料を分析した結果、妥当性評価基準を満足することを確認し、標準的な分析法として実証した。

表1 妥当性評価基準の検討結果

① 評価項目 (核種・方法によらず 満足すべき項目)	② 検討項目 a) 模擬試料(安定核種)での試験 b) 模擬試料(RI) or 実試料での試験	③ 評価基準
選択性	(1)妨害核種除去係数(DF):β線測定核種 (2)同重体の除去率:ICP-MS/MS (3)天然核種の影響除去:α線測定核種	(1)1回の分離操作のDF ≥ 100 (2)マトリックスブランク試験のバックグラウンド相当濃度が目標検出下限以下 (3)U、Thなどの天然核種のピーク干渉の有無
校正	(1)トレーサビリティ (2)検量線、校正曲線の決定係数 (3)標準試料の測定値と認証値のBias	(1)標準物質証明 (2)(3)各分析装置で定めた管理基準
真度	認証標準物質による回収率評価。またはマトリックスブランクを用いた添加回収率評価	回収率70%~130%(トレーサの場合60%~140%)
精度	回収率評価の繰返し試験の併行精度(N=6以上)	併行精度30%以下
検出下限値	マトリックスブランク試料の繰返し試験	トレンチ処分における線量当量濃度(トレンチ処分濃度)

表2 妥当性評価基準の検討結果

核種	Se-79	Zr-93	Mo-93	Pd-107	Sn-126	U-236
平均 回収率(N=6) [%]	87	92	94	93	93	80
併行相対 標準偏差(N=6) [%]	2.8	11	3.9	3.0	3.0	9.7
検出下限値[Bq/g]	2.0E+00	1.0E-02	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	2.0E-06

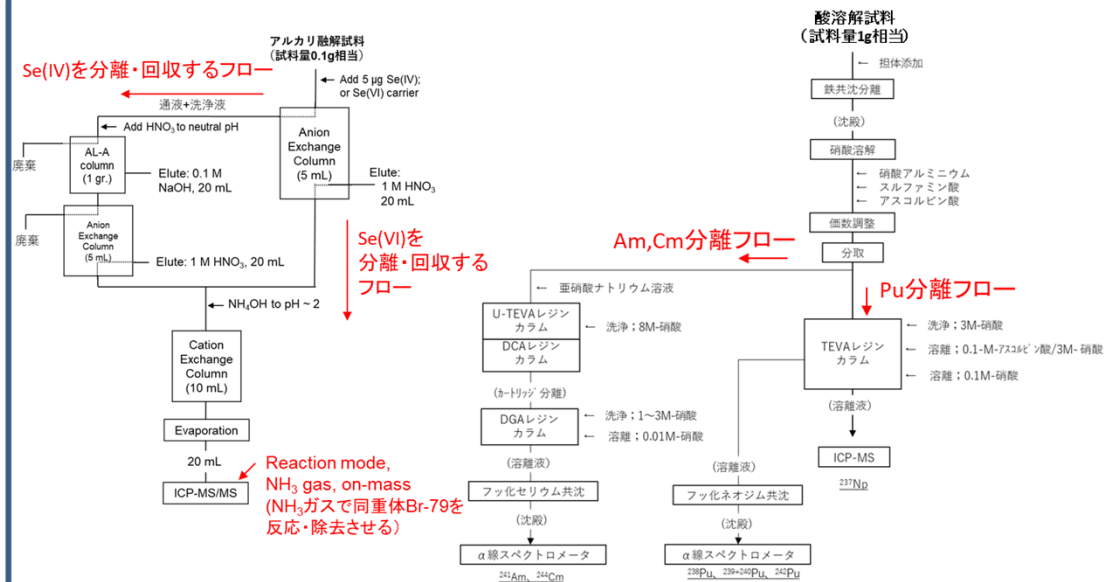


図3 Se-79化学分離フロー

図4 Pu核種、Am(Cm)の化学分離フロー

(参考 3)

次年度廃炉研究開発計画の概要について

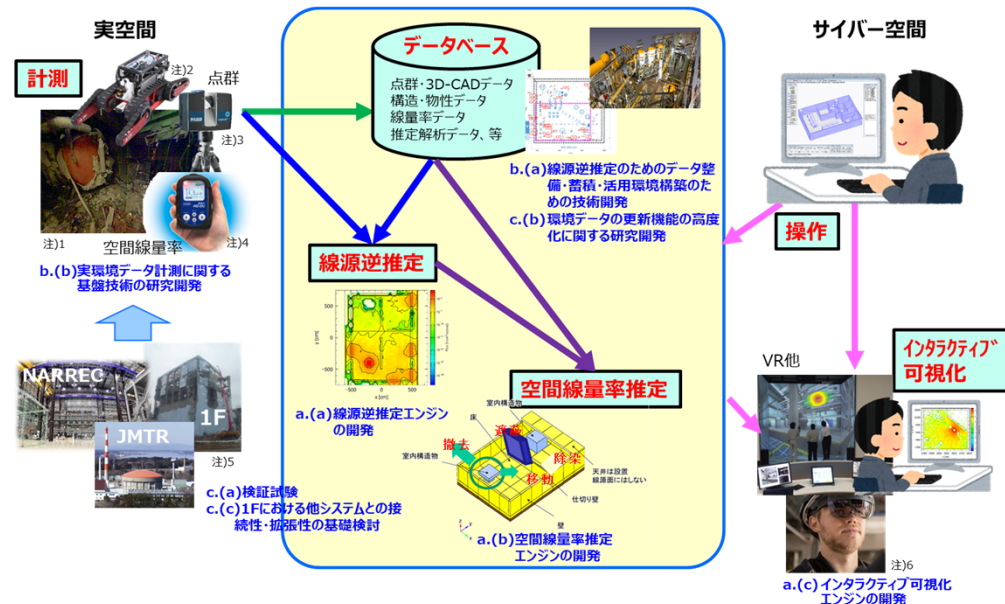
[B1]原子炉建屋内の環境改善のための技術開発(一部新規)

＜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いて、作業を安全、効率的に行う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。

＜次年度研究開発のポイント＞

原子炉建屋内の放射線源分布の逆推定解析、及びその分布を可視化することで作業計画の策定及び被ばく線量を推定評価するシステムを開発する。デジタルモデル作成の効率化、線源逆推定解析の合理化、システム操作の省力化等現場適用性向上を図るとともに、システムの維持、保守管理を踏まえた開発を継続する。

また、内部に汚染流体や水素などを内在する可能性のある高線量のPCV貫通配管等を安全・確実に撤去するため、配管や設備が密集した狭隘なエリアにある対象配管にアクセスし、配管内部を非破壊で調査し、流体漏えい防止等の必要な安全対策を行った上で配管を切断・撤去し、撤去物を収納・搬出する一連の遠隔監視及び撤去技術の開発を行う。



環境・線源分布のデジタル化技術の開発

現場調査

↓ (自律制御による遠隔調査・監視技術)

配管内部調査

↓ (非破壊調査・放射線計測技術)

配管隔離・切断・撤去

撤去物収納、搬出

(搬出までの一連の遠隔作業技術、
遠隔監視技術)

PCV貫通配管等の遠隔監視及び撤去作業システムの開発

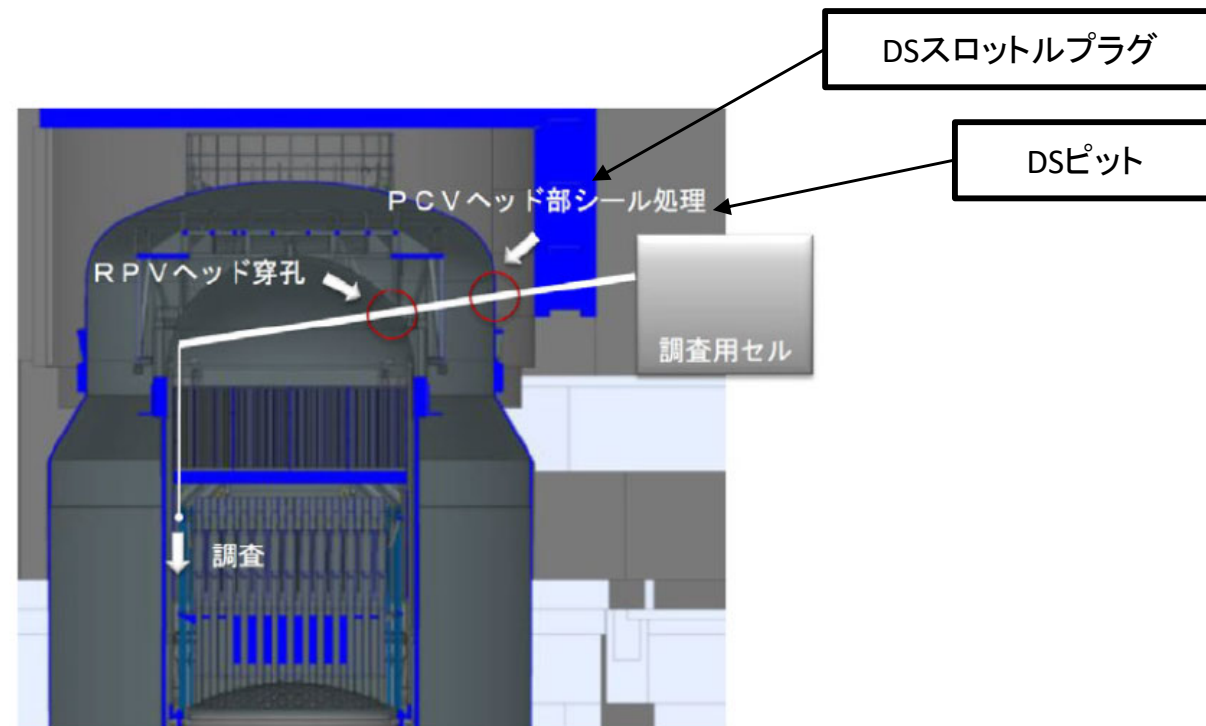
[B2②]原子炉圧力容器内部調査技術の開発(新規)

＜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内部の状況を把握するための調査技術を開発する。

＜次年度研究開発のポイント＞

1. 上部側面アクセス調査工法の技術開発

RPV内部への新たなアクセスルートとして、ドライヤー・セパレーター(DS)ピットからPCVヘッド、RPVヘッドを側面から穿孔していく上部側面アクセス調査工法の開発を行う。この方法の場合、高汚染状態のシールドプラグに開口部を設けなくて良いというメリットがある。DSピットを起点とした上部側面アクセス調査工法の現場適用に必要な要素技術の開発計画を策定し、装置全体の概念設計およびDSスロットルプラグ等の穿孔、PCVヘッド貫通部のシール処置等の技術課題に対して要素試験を行い、必要な要求機能を達成できることを確認する。

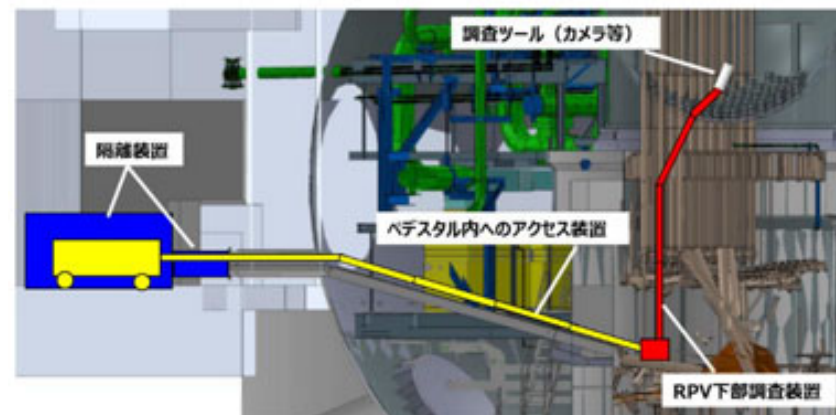
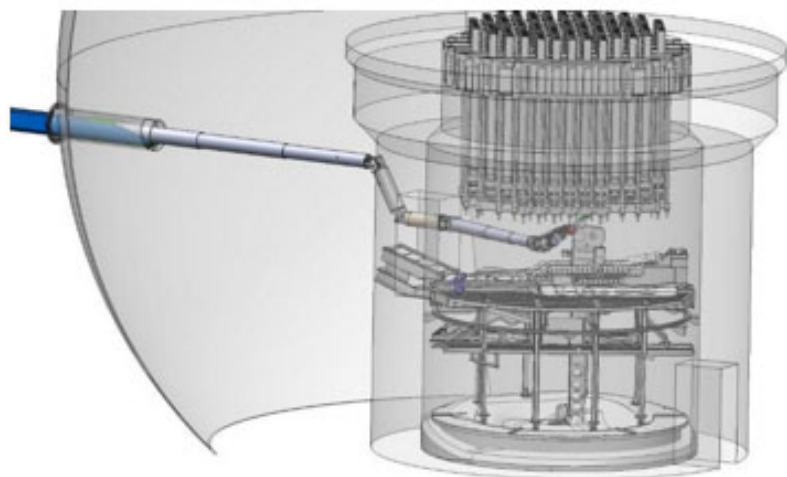


上部側面アクセス調査工法の検討イメージ(例)

＜次年度研究開発のポイント＞

2. 下部アクセス調査工法の技術開発

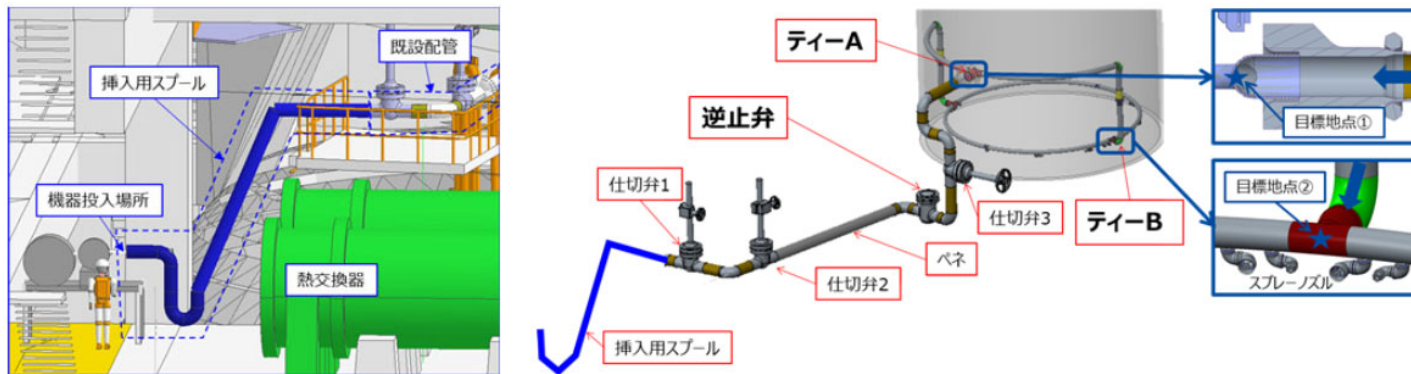
既設ペネトレーション・CRD開口からペDESTAL内へアクセスする装置（アーム等）、およびペDESTAL内で調査装置を上方に柔軟性をもって移動させてRPV底部外側から内側に挿入できるアクセス・調査装置を開発する。なお必要に応じて、干渉物を撤去することも可能な装置とする。概念検討を行い、設計、試作、工場内試験で必要な要求機能を達成できることを確認する。



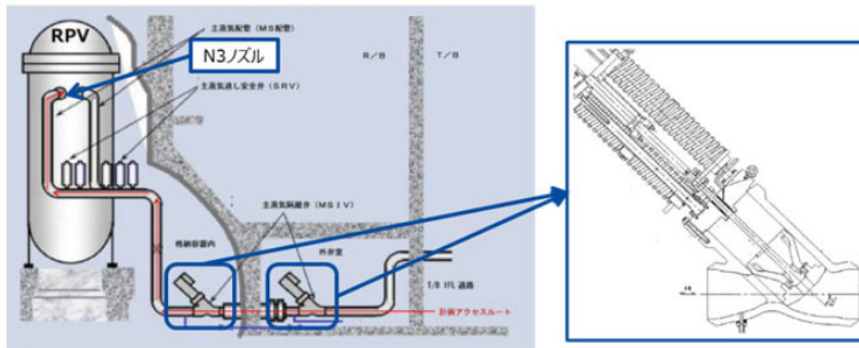
＜次年度研究開発のポイント＞

3. 既存配管を利用してのRPV内部調査の技術開発

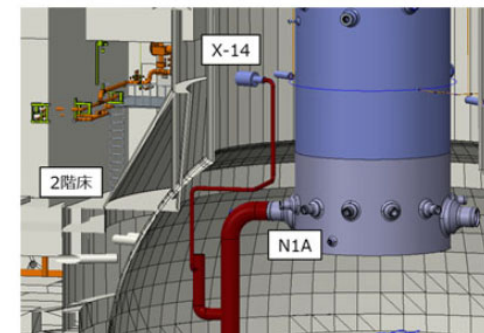
2023年度までに実施した炉心スプレイ(CS)系、主蒸気(MS)系、再循環(PLR)系を利用した調査装置類のモックアップ試験結果から抽出された課題に対して、各装置類の見直し、改善等を図り、モックアップ試験により現場適用に向けた再確認を行う。



(炉心スプレイ系配管アクセスルート)



(主蒸気系配管アクセスルート)



(再循環系配管アクセスルート)

[B2③]燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（継続）

＜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、燃料デブリの成分の定量分析及び性状の推定の実施に必要な技術の開発等を行う。

＜次年度研究開発のポイント＞

1. 燃料デブリ性状の分析・推定に必要な技術開発

- ・PCV内から得られる燃料デブリ及び堆積物等について、ホットラボ施設を有する研究機関において分析を行う。分析結果や燃料デブリの生成メカニズム等を基に燃料デブリの生成条件・性状の考察、燃料デブリ特性リストの更新を行い「燃料デブリの性状推定」を高度化する。
- ・燃料溶融、RPVの破損、溶融燃料のペデスタル内への流下等の一連の過程の把握と燃料の分布状況を推定する。PCV内部調査で確認されたペデスタルの損傷を生じた事象について調査・検討を行う。3D-CGでPCV内の推定図を作成する。
- ・スリーマイル原子力発電所2号機の事故で発生した燃料デブリを試料として用い、各ホットラボ施設でこれまでの模擬デブリで培った分析工程、前処理手法の有効性を確認し、分析工程の効率化に反映する。また、1Fとの比較データを取得し、事故進展の推定、安全対策及び保管管理等の検討に反映する。

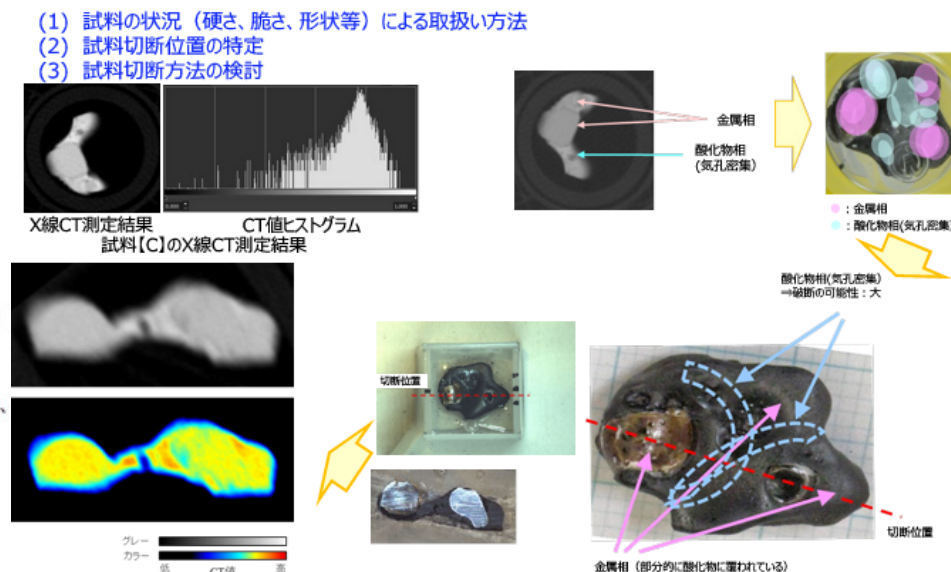
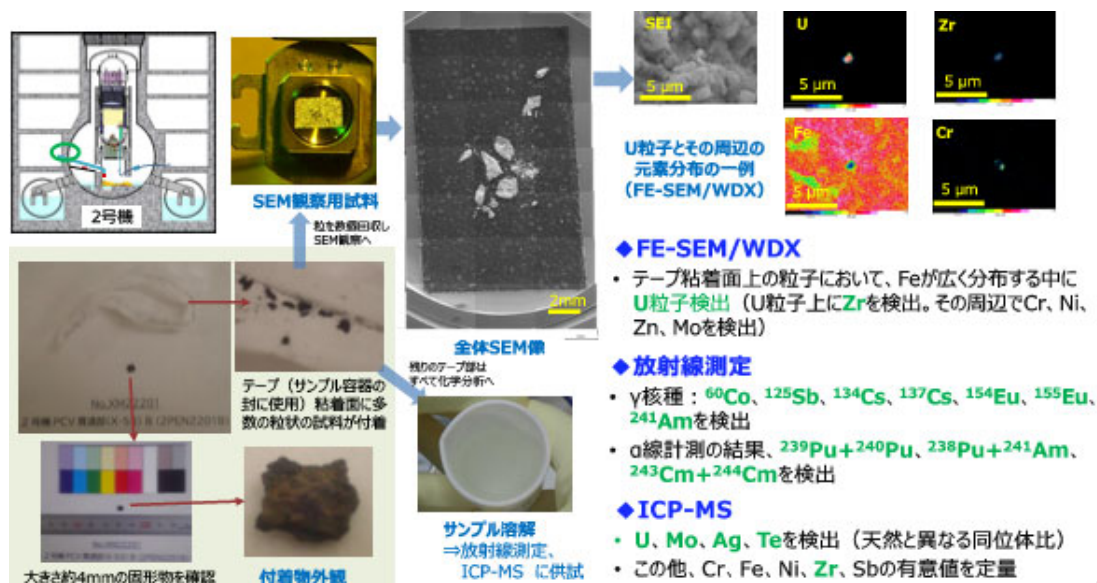
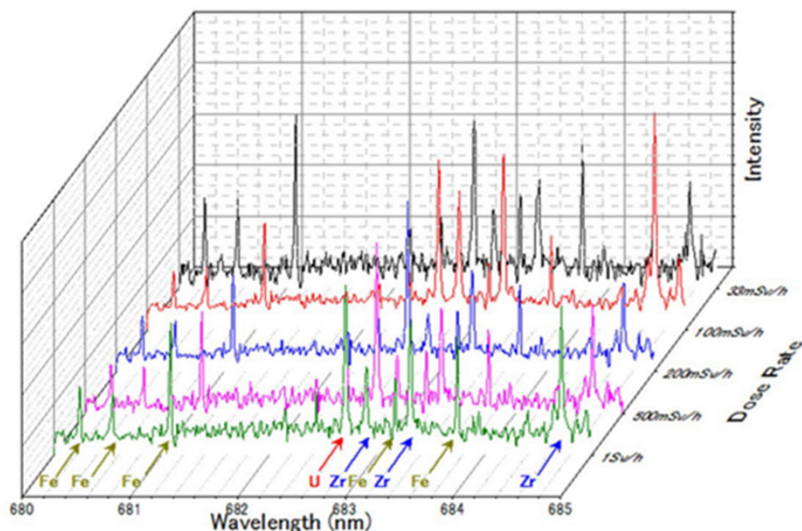


図2 模擬デブリでのX線CTデータと切断位置の検討

<次年度研究開発のポイント>

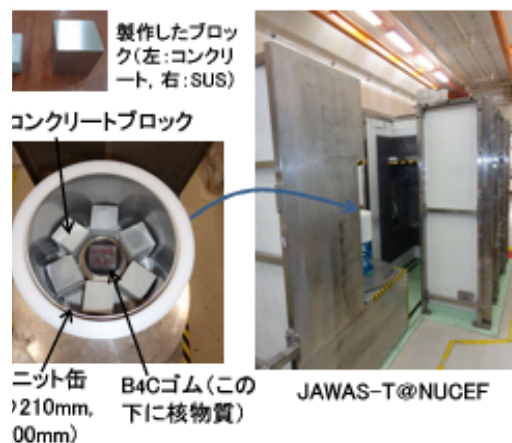
2. 燃料デブリの簡易分析・非破壊計測技術の開発

- ・ホットラボ施設への燃料デブリの輸送負担を低減するため、PCV内の構造材に付着・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。具体的には、簡易分析技術としてレーザー誘起ブレイクダウン分光分析(LIBS)法を対象とし、使用済燃料ペレットの計測、検出効率の向上、計測時の汚染対策等、長期間の安定的な作動する措置の高度化を行う。
- ・PCV内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計測可能な技術の現場適用を目指して研究開発を実施する。具体的には、アクティブ中性子法、パッシブ中性子法、パッシブガンマ線法、X線CT法、ミュオン散乱法の5つを対象として、仕分けシナリオ及び計測システムの概念構築、評価手法を検討し、燃料デブリの計測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確認のため模擬燃料デブリを用いた計測試験を実施する。



線量率が変わっても取得されるスペクトルに影響が及ばない

図3 高線量率環境でのLIBS試験



JAEA原科研のJAWAS-T装置を用いて要素技術確認試験を実施

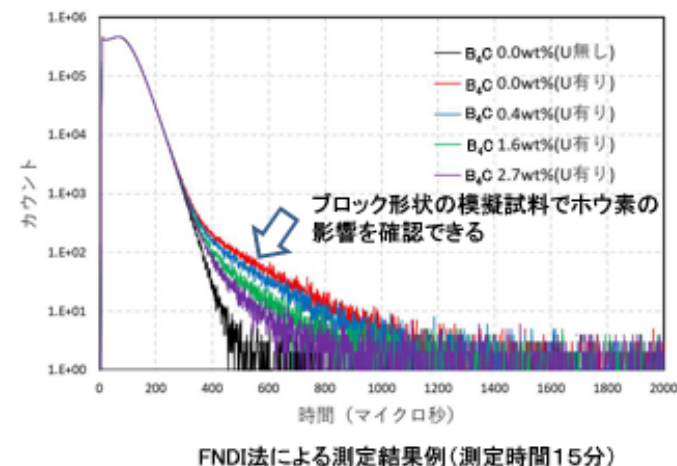


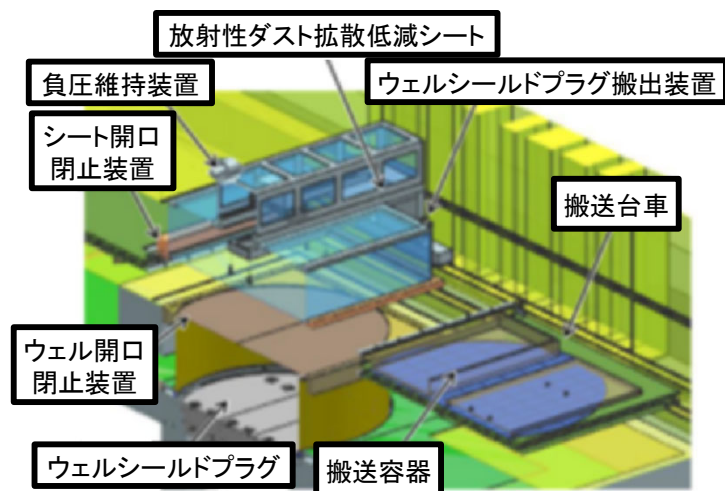
図4 アクティブ中性子法での要素技術確認試験

[B3①]燃料デブリ取り出し工法の開発（継続）

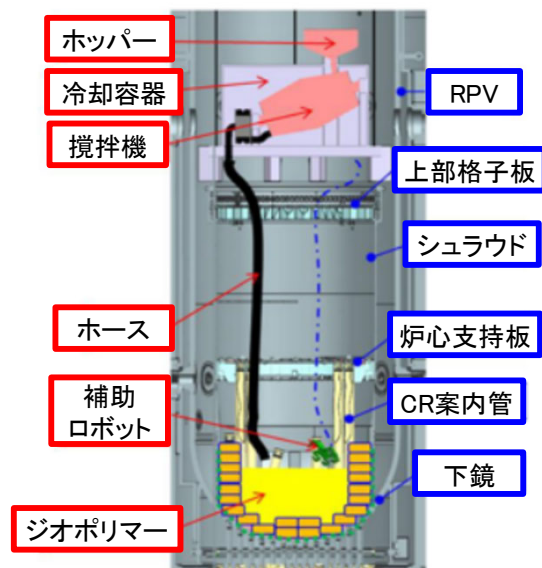
＜目的＞燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けて、取り出し工法について作業の成立性に関し必要となる要素技術開発及び試験を実施し、現場適用性を評価する。

＜次年度研究開発の主なポイント＞

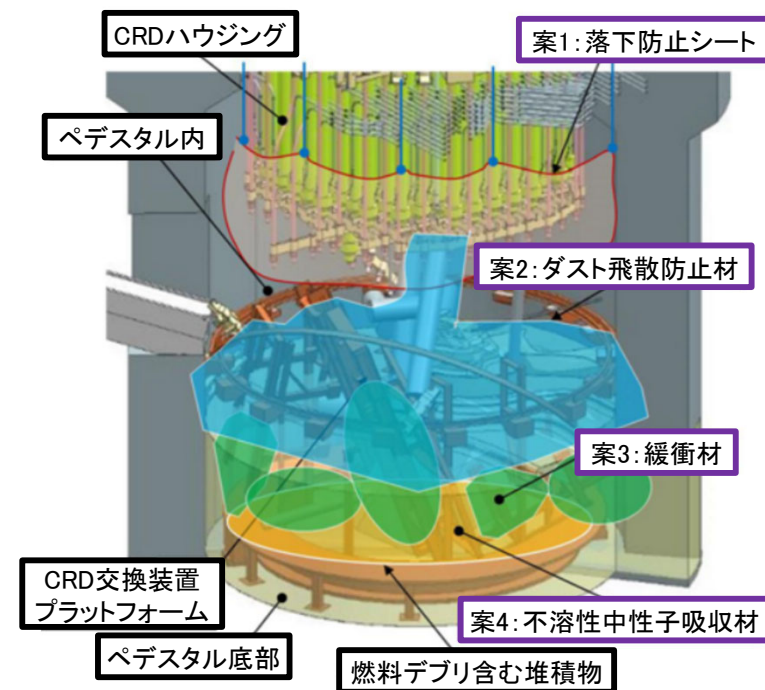
- ・気中工法では燃料デブリ取り出しが高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業となることを前提に、長期間の燃料デブリ取り出しの作業継続性に重要となる技術要素の課題を検証するため、大型搬送装置等のオペフロ上部設備の開発、充填安定化技術、加工時落下対策技術の開発を引き続き実施する。
- ・燃料デブリ取り出し工法検討において、冠水工法（船殻工法）を含めその他の工法について、課題の検討を進め、必要な技術課題の開発を実施する。



(a) 大型搬送装置等のオペフロ上部設備の開発
(ウェルシールドプラグ解体・撤去に関わる設備の例)



(b) 充填安定化技術の開発
(RPV底部充填施工の例)



(c) 加工時落下対策技術の開発
(落下対策案の例)

[B3②]安全システム（一部新規）

＜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。

＜次年度研究開発のポイント(液体処理システム)＞

- ・ α 核種除去技術の開発：溶解性 α 核種に加えてコロイド状 α 核種にも対応し得るより合理的な処理方法の開発を行う。また、実液（建屋内滞留水）を使用する試験の準備を行う。
- ・二次廃棄物処理技術の開発：液体処理システムで発生するスラッジのより合理的な処理方法の開発を行う。

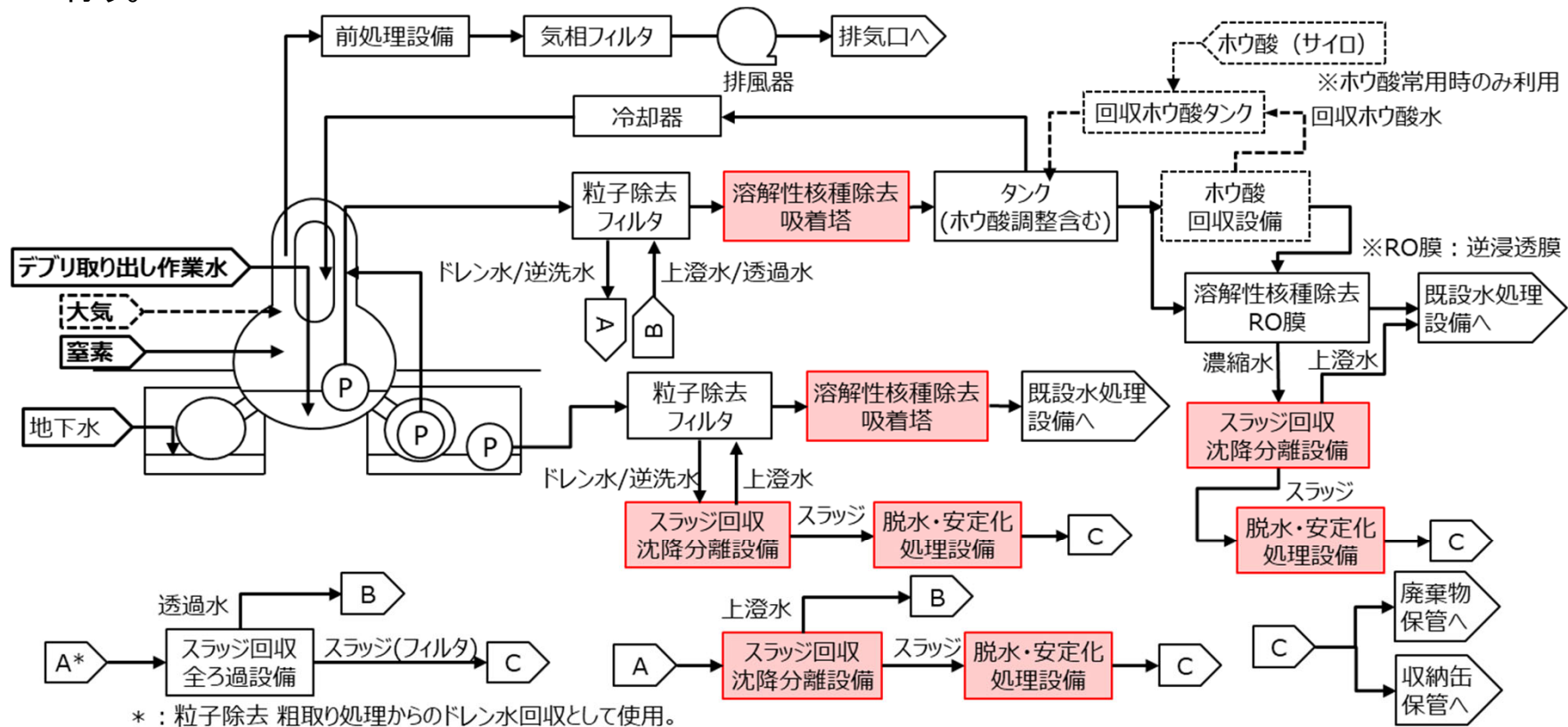


図. 燃料デブリ取り出し時の液体系・気体系システム

本概念図は設備構成の例(PCVからの漏えいの無い場合)

＜次年度研究開発のポイント(液体処理システム)＞

・核燃料物質・難分析元素等の分析の迅速化・効率化技術の開発

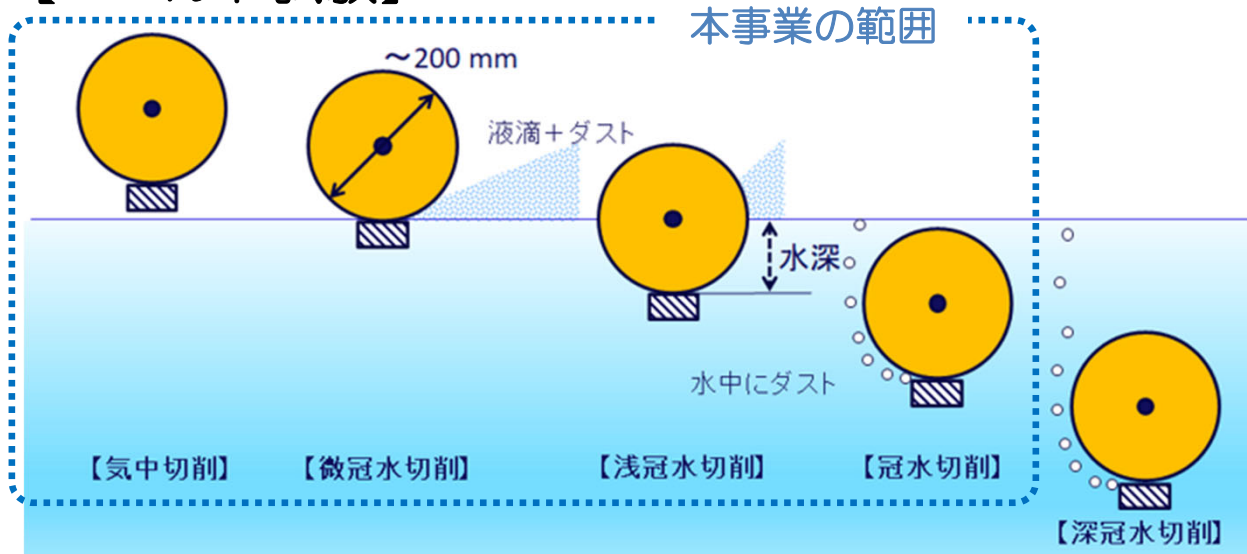
今後、廃炉工程の進捗に伴い、分析を行うべき試料の種類及び数が増加することになる。そのため、前処理を含む分析工程全体において、迅速化、自動化、または省力化するための技術を開発し、分析に係る作業の効率を向上させ、建屋内のモニタリングを迅速に行う必要がある。具体的には、試料中から目的とする核燃料物質、放射性同位元素を高い効率で分離・検出する多元素同時定量分析技術を開発する。これらの技術を開発する上では、同位元素の比の精度管理及び分析の品質を保証することが必要であるため、同位元素の比を求める技術の高度化を行う。

＜次年度研究開発のポイント(ダスト飛散率データ取得)＞

通常作業時及び事故時の安全評価に資するため、想定される環境(湿潤条件等)で燃料デブリを模擬した試験体(コールド材及びウラン含有模擬MCCIデブリ等)を用い複数の工法※に対して試験を行いダスト飛散挙動の把握を進める。

※コールド試験切削5工法: チゼル、ディスクカッター、コアボーリング、レーザー、AWJ

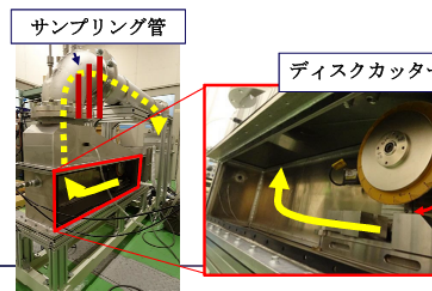
【コールド試験】



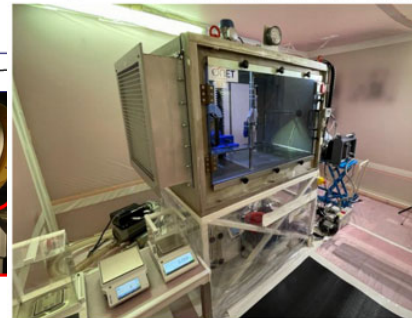
ダスト飛散率測定試験の湿潤条件の水位条件 (ディスクカッターの例)

【ホット試験】

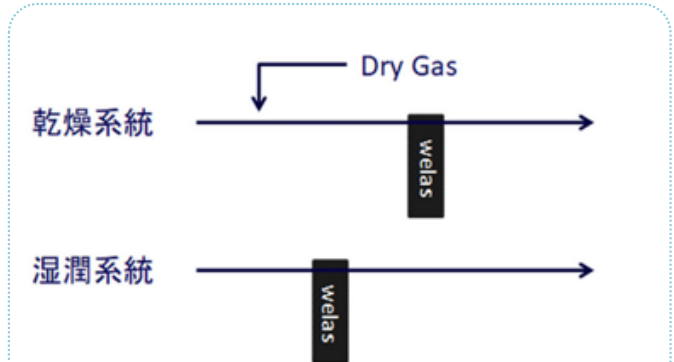
- ウラン含有模擬MCCIデブリ(国内; 小規模の多相非均質、仏国; 数kg規模のEx-Vessel)について、Dry条件試験を実施



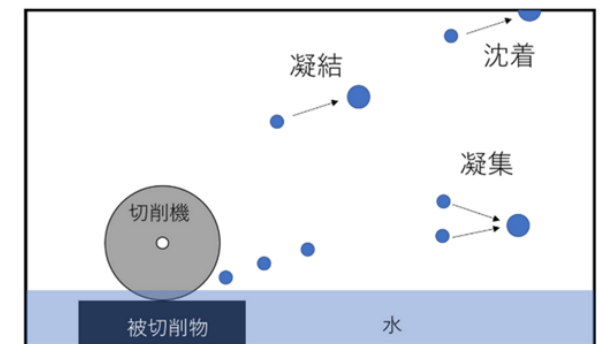
(国内)
ウラン含有試料切削試験装置



(仏)



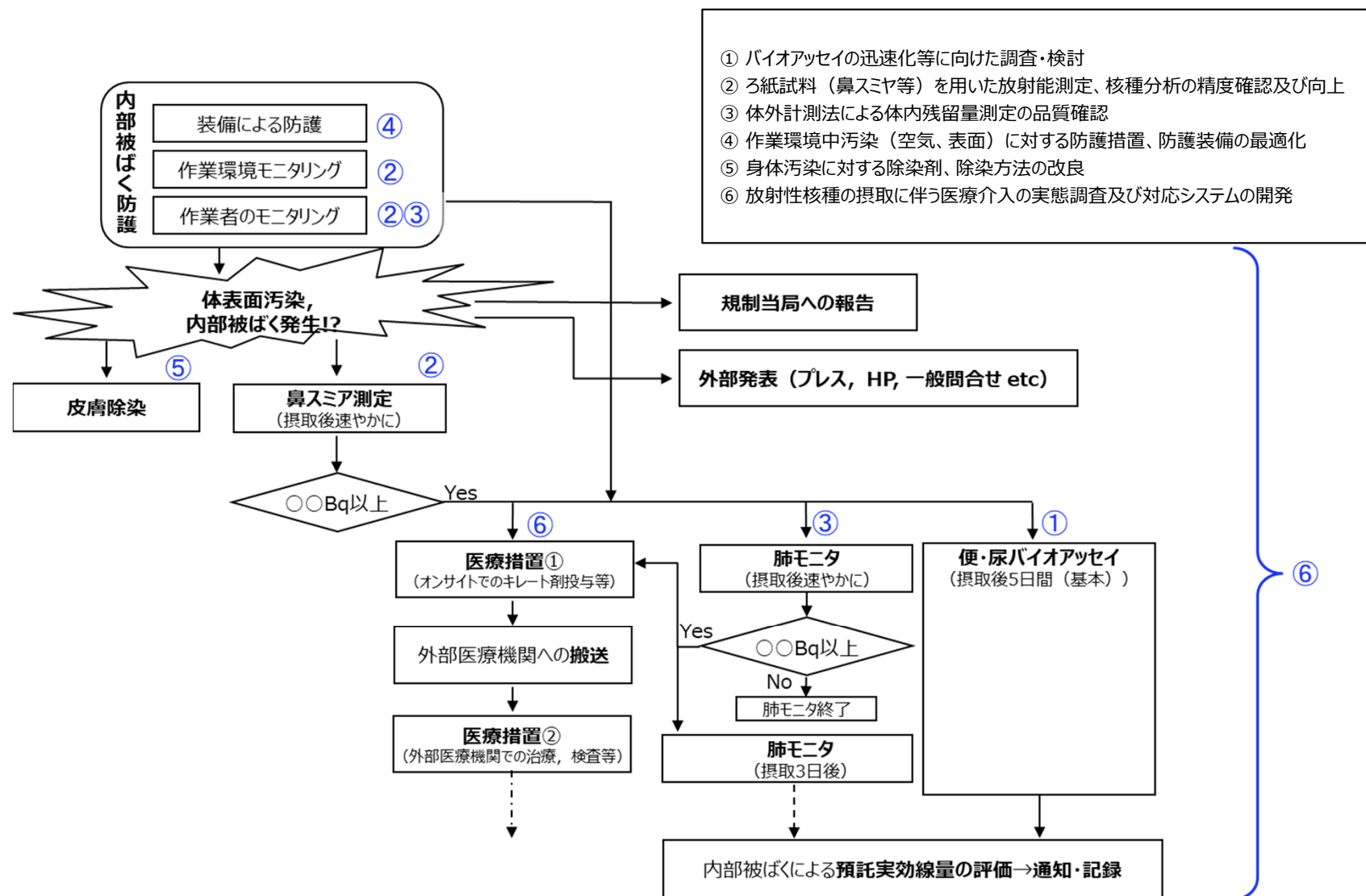
湿潤環境下でのダスト挙動計測
(乾燥系統と湿潤系統で計測し比較することにより、ミスト粒子とダストを分別)



湿潤条件現象の例
(CFDモデルの改良)

＜次年度研究開発のポイント(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 $\alpha \cdot \beta$ 核種の内部取り込みリスクに備えるため、バイオアッセイや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、並びに内部被ばく線量の測定・評価に係わる技術開発により、内部被ばく線量評価プログラムの開発を進める。



[B3④]燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（継続）

＜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。

＜次年度研究開発の主なポイント＞

粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリ取り扱い技術の開発

- ・水素発生予測法の高度化：粉状デブリからの水素ガス発生量に関する試験を行い、予測法の高度化を行う。また、水素ガスだまりの発生や放出時の影響について実験による検証を行う。
- ・収納缶のフィルタ寿命評価：保管中の収納缶フィルタの劣化事象、故障シナリオの評価及び試験を行い、安全機能への影響、劣化・故障の緩和・回避策の検討を行う。

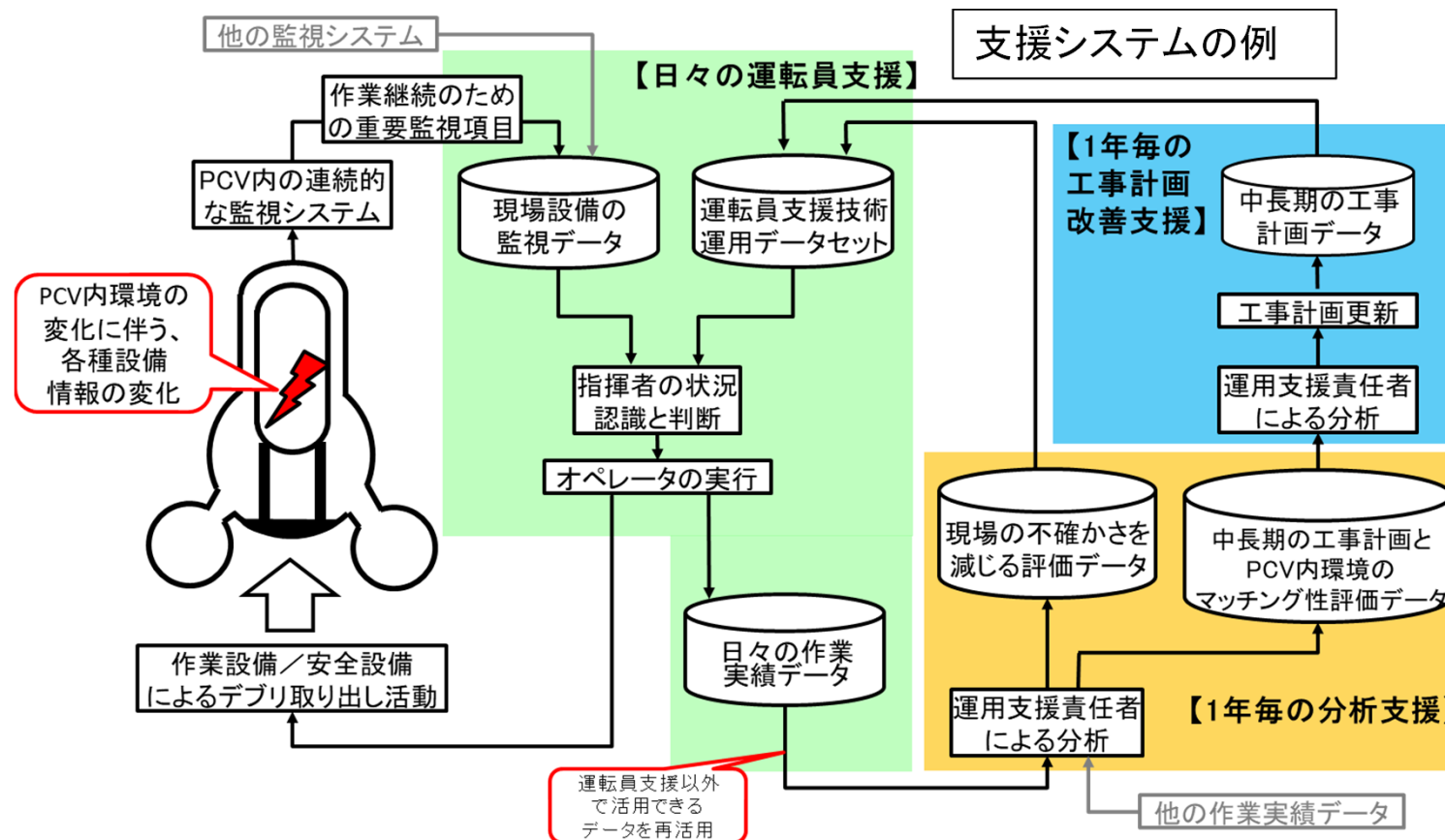


[B3⑤] 1F廃止措置統合管理のための支援技術の開発（継続）

＜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。

＜次年度研究開発のポイント＞

1F廃止措置を効率的に進めていく上では、監視情報に加え、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が効果的と考えられる。燃料デブリ取り出しの準備段階から運転段階に応じたデータ管理及び活用方法について、作業全体を監視、操作するシステムに求められる要求事項を整理し、統合管理支援システムの全体概念を検討するとともに、導入に向けた課題整理を次年度から行う。その後、デジタル技術を利用した統合管理技術の開発を行う。



[C] 固体廃棄物の処理処分にに関する研究開発（新規）

＜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、固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築に向けて、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の具体的管理について全体として適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。

＜次期研究開発のポイント＞

1. 性状把握

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（分析計画の作成とそれに従った分析データの取得・管理、分析技術の開発等）をさらに進めるとともに、性状把握の効率化（分析計画法の事例蓄積、統計論的インベントリ推定手法の適用性の向上）に取り組む。

2. 保管・管理

安全かつ合理的な保管・管理のため、放射性物質により汚染された金属を対象とした減容・再利用技術に関する開発を行う。

3. 処理・処分

処理技術に関し、低温処理の適用性に関する課題（固化体物性へ影響を与える成分の影響評価、固化可能性を判断するスクリーニング手法の自動化検討、固化体等の長期安定性評価、実処理（200リットル規模）への適用性*等）の検討、中間処理技術の開発、柔軟かつ合理的な処理技術（分別困難なガレキ等の一括溶融固化技術）の検討を行う。

処分技術に関し、検討の優先順位に応じて選定した廃棄物に対し、処分概念オプション案を提示する。また、その安全性を評価するため、処分場の安全機能に影響する重要シナリオを抽出し、そのシナリオに対応する安全性の評価が実施できる技術を開発する。

* 継続項目

