

以下、参考集

(参考1)

2025年度廃炉研究開発計画（一件一葉）

B1:原子炉建屋内の環境改善のための技術開発(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、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、汚染流体や水素などが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. 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、汚染流体や水素などが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在を最小限とする作業システムが求められる。

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)

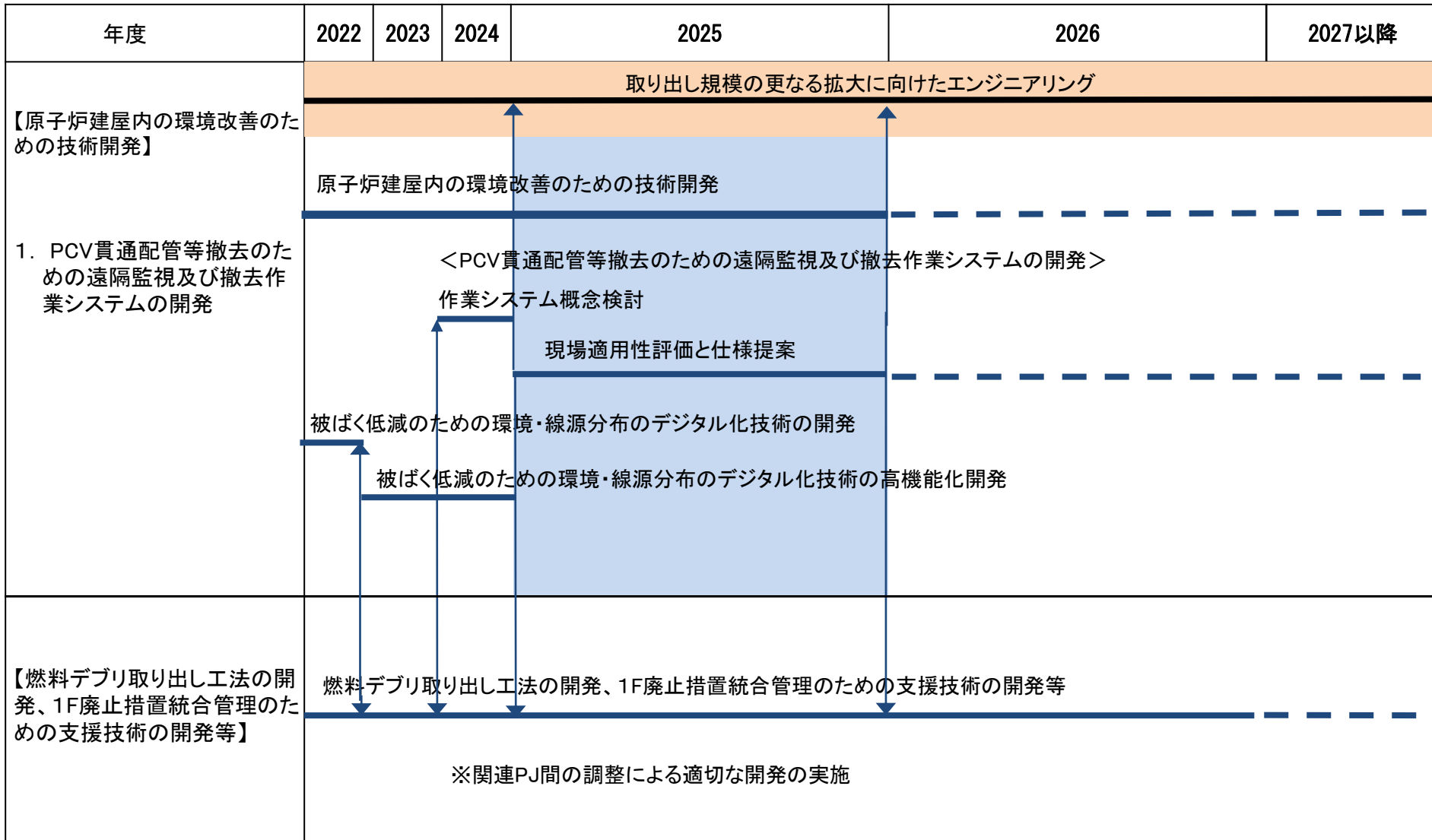
本開発においては、以下について取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

- ・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

- ・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(継続)

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。

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。

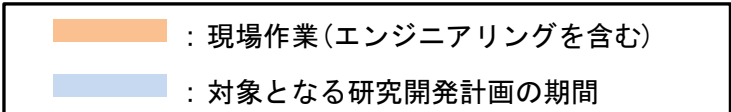
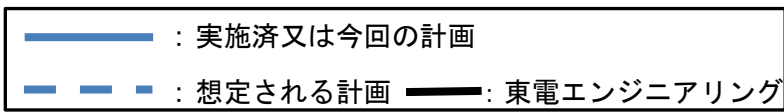
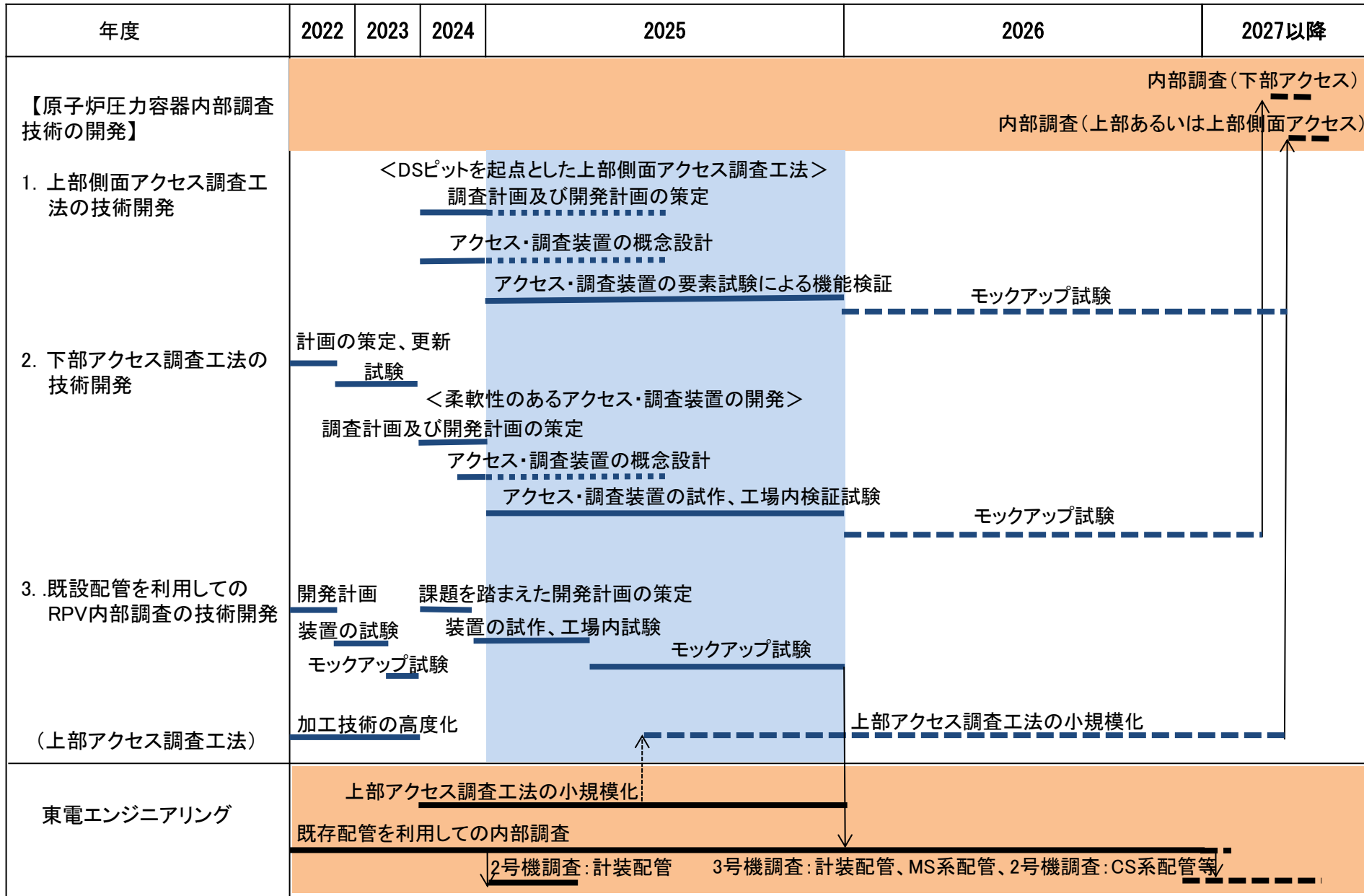
3. 既存配管を利用してのRPV内部調査の技術開発

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(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、装置類の概念設計に基づく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に基づく試作、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に基づく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



B2③: 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(新規)

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。
- 現場サンプルの分析・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。燃料デブリ中の燃料や核分裂生成物の化学組成、同位体比、元素分布、金属組織、結晶構造等を明らかにするため、燃料デブリに対する分析技術を開発する。今後、試験的取り出しにより採取する燃料デブリ、あるいは内部調査により採取する堆積物・付着物サンプルを対象として、ホットラボ施設を有する研究機関に輸送し、上記項目の分析を行う。福島第一原子力発電所の原子炉建屋内から採取したサンプルの分析を最優先に行い、また、分析精度の向上に向けて比較データの取得を行う。例えば、米国・スリーマイル島原子力発電所2号機の事故で発生した燃料デブリを分析サンプルとして用い、前処理工程の効率化、取扱い時の被ばく低減対策等を検討するとともに、比較データを取得する。燃料デブリの分析データを基に、燃料デブリの生成過程及び事故進展等を推定し、安全対策

及び保管管理の検討に反映する。燃料デブリ取り出しに係る各種の廃止措置工程に分析評価の結果を提供する。

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) これまでの原子炉格納容器の内部調査において取得されたデータは、主に画像及び空間線量率であり、溶融した燃料が流れ落ちたルート、燃料を多く含む位置等については不明である。効率的に燃料デブリを取り出すために、原子炉格納容器内の損傷箇所、損傷状況、燃料の落下位置等を把握する。サンプル分析、内部調査、再現試験等の新たな知見を基に、事故進展解析との整合性を評価する。特に、1号機のコンクリートペDESTAL内面においては、鉄筋及びインナースカートが露出しており、想定していた溶融炉心-コンクリート相互反応(MCCI)の状況とは異なっている。また、コンクリートペDESTAL外周部には多くの堆積物が存在し、堆積物の下層部分の状況も不明である。燃料の落下位置、ペDESTAL内の温度上昇、コンクリートとの反応、溶融

B2③: 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(新規)

物の状況等を解析評価するとともに、燃料の分布状況を推定する。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状態推定図を作成する。

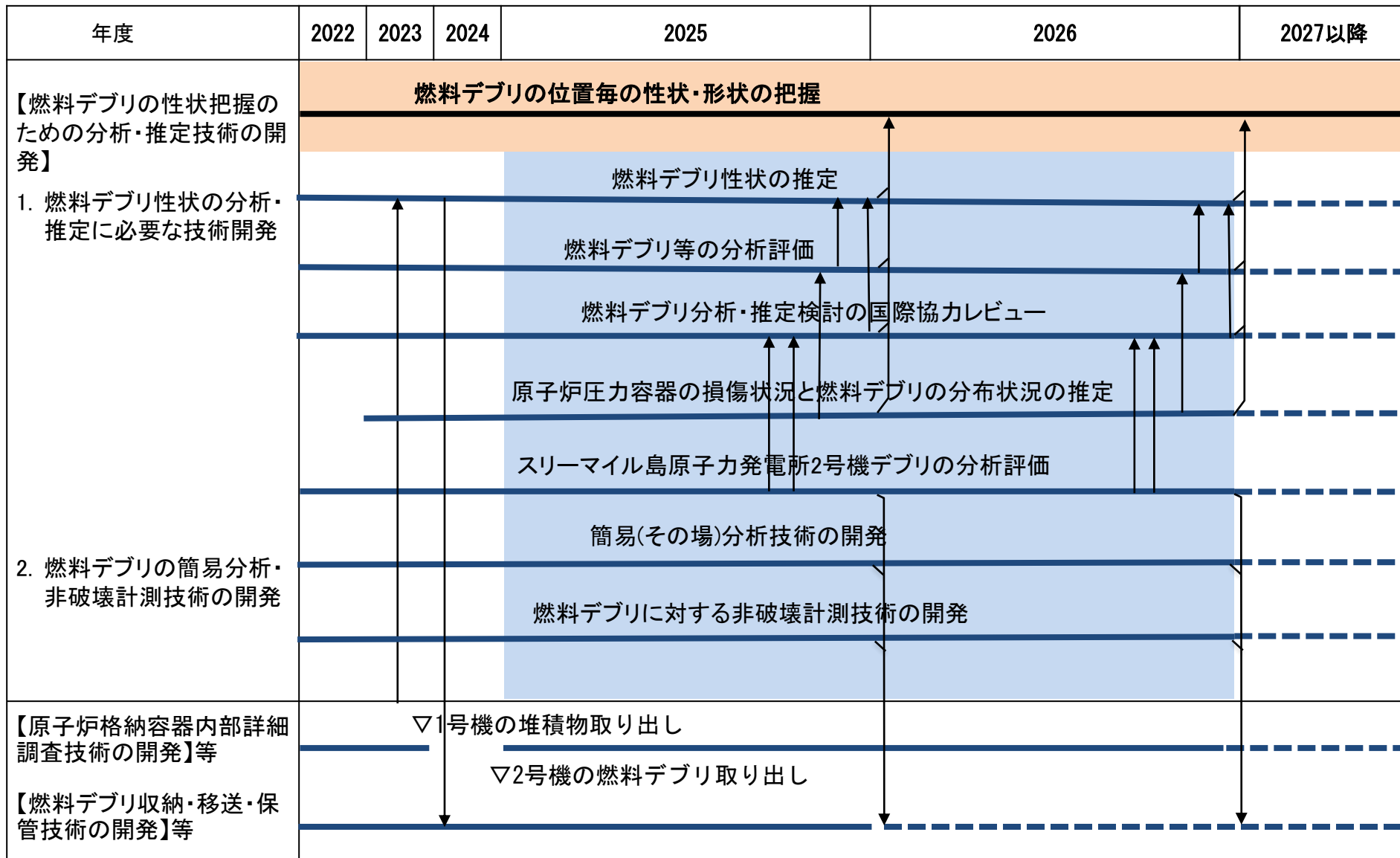
2. 燃料デブリの簡易分析・非破壊計測技術の開発

- (1) 燃料デブリ取り出し作業時に対象物中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、分析を行う必要がある。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。放射線レベルが高いサンプル、または環境において、ウランの定性分析の実績・知見を蓄積するとともに、検出効率の向上、計測時の汚染防止対策等の燃料成分検出のための高度化を行う。内部調査で使用するツールとの組合せを考慮し、高放射線量、多湿の現場環境において簡易分析装置が長期間安定的に作動する装置の高度化を行う。
- (2) 燃料デブリは熔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。模擬デブリを用いた計測確認試験、シミュレーション計算、堆積物・付着物の分析結果、指標核種の特性等から総合的に判断して非破壊計測手法を選定する。選定した手法を用いて非破壊計測を行う際に、検出効率・精度の向上、収納容器の形状影響等を検討する。また、非破壊計測を行う場合のシナリオ、簡易スクリーニングを行う場合の項目を検討する。これらを踏まえて一連の非破壊計測システムを構築した場合の成立性を検討し、有効性を評価する。現場適用を目指した非破壊計測装置の作製に向けて設計を開始する。

目標達成を判断する主な指標の設定

- 福島第一原子力発電所燃料デブリの分析評価(2026年度)
- 3次元CGでの状態推定図の作成(2026年度)
- 簡易分析手法による計測実績の拡充(2026年度)
- 簡易スクリーニングの概念検討(2026年度)
- 選定した非破壊計測手法における検出効率の向上、収納容器の影響評価(2026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(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、取り出し工法の成立性に関し必要となる要素技術の開発及び試験を実施し、現場適用性を評価する。

実施内容

- 東京電力は2024年度より「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」報告書で示された工法選定への提言等に基づき、具体的な設計検討を進めている。この検討の中で、取り出し工法の成立性に関わる課題に対し、必要な技術開発を実施する。
- 気中工法において抽出された成立性に関わる課題のうち、PCV底部に堆積する粒状の燃料デブリを対象に、これを連続的に効率よく回収する技術を開発する。
- 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. 気中工法の開発

(1) 燃料デブリの連続回収技術の開発

PCV底部に堆積する粒状の燃料デブリを対象に、これを連続的に効率よく回収する技術を開発する。連続回収システムの概念検討として、PCV底部の燃料デブリ取り出しシナリオの整理、前提条件（燃料デブリの分布、性状や回収場所、PCV水位等）の整理、安全要求・機能の検討、連続回収システムの構成検討、ペDESTAL内干渉物の撤去方法、機器配置・アクセスルート・施工方法等の検討を行う。また、本システムの要素技術の開発として、回収方法、固液分離方法、分離した燃料デブリの回収容器への収納方法等の検討を実施し、試作による検証を行う。最後に、システムの概念検討と要素技術の開発結果から、本技術開発の現場適用性を評価する。

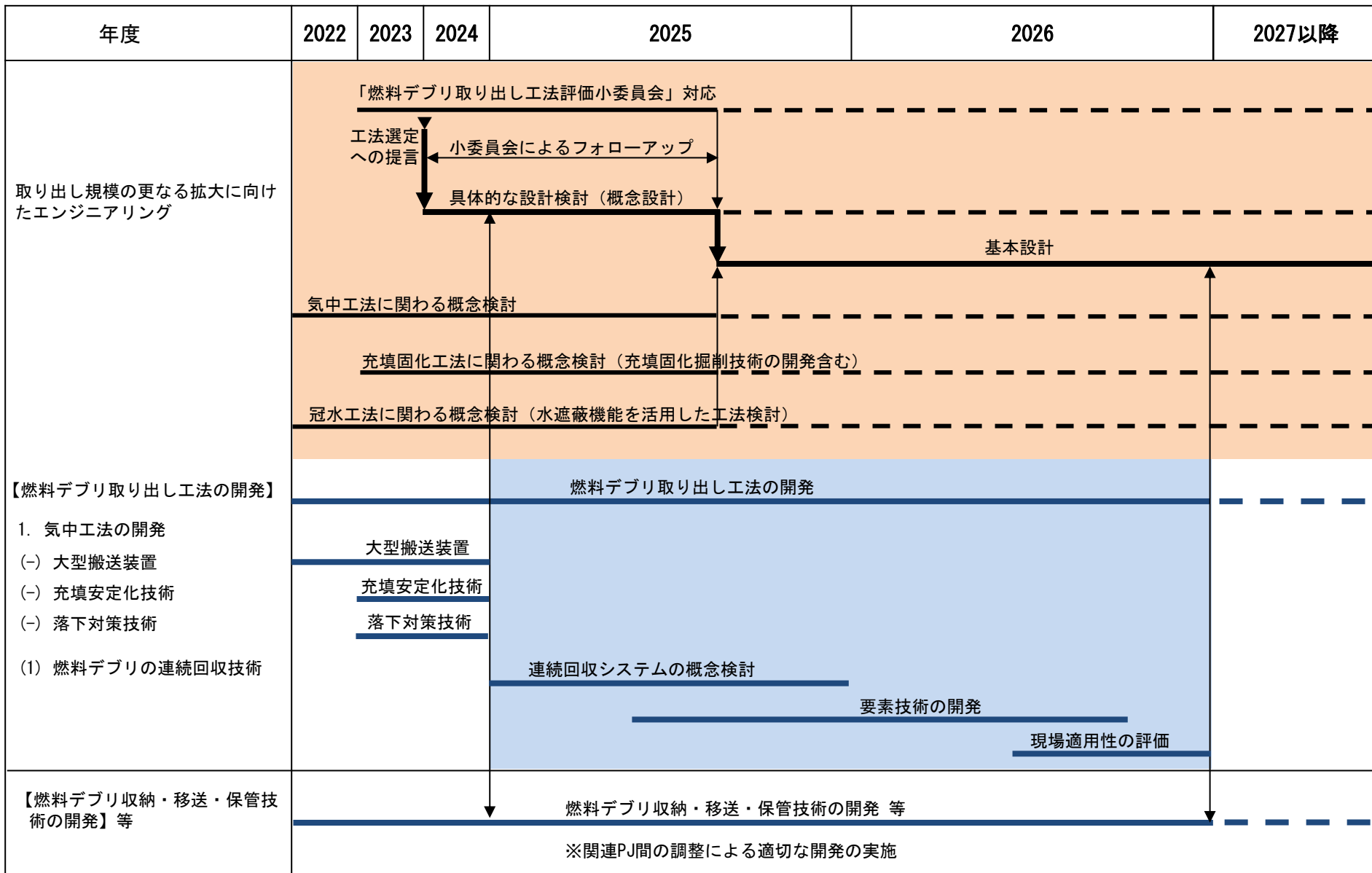
(注記)

- 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

- ・連続回収システムの概念検討（2025年度）
- ・要素技術の開発（2026年度）
- ・現場適用性の評価（2026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

B3②-2: 汚染モニタリングのための分析技術の開発(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、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。

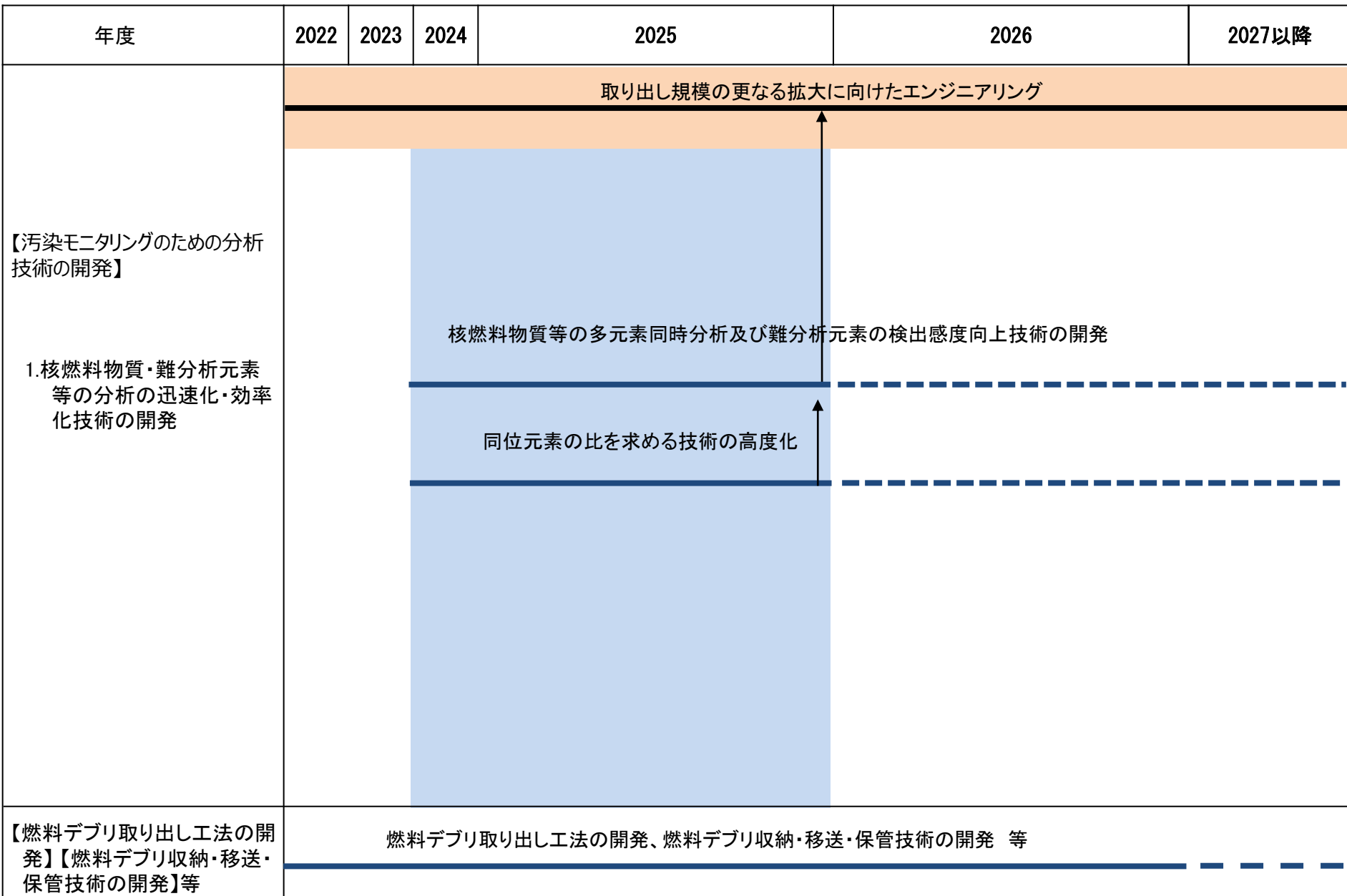
1. 核燃料物質・難分析元素等の分析の迅速化・効率化技術の開発

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。

目標達成を判断する主な指標の設定

- 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)

(目標工程) B3②-2: 汚染モニタリングのための分析技術の開発



—— : 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

B3②-3:ダスト飛散に係る影響評価技術の開発(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、取り出し作業の安全確保に必要なダスト飛散に関連した影響評価技術を開発する。

実施内容

- 燃料デブリ加工時の環境を想定したダスト飛散率データ取得試験について、先行PJの成果をもとにさらに実態に近い加工を想定した試験によりデータを拡充する。
- 燃料デブリ加工時のダストの環境移行率の把握を目的に、飛散影響パラメータの依存性を把握する試験を実施する。
- 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. ダスト飛散に係る影響評価技術の開発

① 燃料デブリ加工時の環境を想定したダスト飛散率データ取得試験の実施

2021・2022年度(フェーズ1)、2023・2024年度(フェーズ2)においては、5工法(ディスクカッター、チゼル、コアボーリング、レーザー、アプレシブウォータージェット)についてダスト飛散率データを系統的に取得し、ダスト飛散に影響する因子(飛散率、粒径分布、加工欠損や物性値等)を工法毎のパラメトリック試験により分析した。また、試験結果を移行率へ補完するためのシミュレーション解析(CFD)やドライ/ウェット条件の差異等の基本的なダスト飛散影響を整理してきた。

本事業では、前フェーズまでに得られたダスト飛散に影響する因子に対し、現場の環境条件・工法との関連に着目したデータを取得・拡充する。コールド材及びウラン含有模擬デブリに対して、より実態に近い加工を想定した環境(ウェット条件)における試験を行う。

ウラン含有模擬デブリの機械的加工については、前フェーズにて実施したドライ条件の成果を踏まえ、ウェット条件のデータ取得を行う。

また、ウラン含有模擬デブリに対する熱的加工として、レーザー加工試験(ドライ条件)を行う。これは、熱的加工が、非均質性をもつ組成に対しどのような影響を与えるかを把握することを目的とする。燃料デブリは、ウラン等の重いアクチノイド核種とセシウム等の揮発性の高いFP核種が非均質に含まれており、これを模擬できる非均質な組成の供試体を用いる。併せて、レーザー加工は水中での使用も想定されることから、生成したダストが気相部に放出されるまでに生じる凝集等の現象を把握するため、コールド材を用いた水中加工試験(ウェット条件)も実施する。

これらにより、環境条件(ドライ/ウェット条件)および組成条件(ホット/コールド供試体)の差異によるダスト飛散率への影響を評価する。

② 燃料デブリ加工時のダストの環境移行率に対する影響把握試験の実施

ダスト発生箇所から環境に放出されるまでの移行経路での除去効果を表す環境移行率を把握する必要がある。環境移行率は、前フェーズで実施した比較的小規模な体系では、現場条件のような大きな空間における現象(重力沈降や粒径成長等)の検証ができない。このため、本事業では、ダストの移行過程における現象を確認できる数メートル規模(大規模)の水平・垂直試験装置により挙動を把握する。前フェーズまでのダスト飛散率データ取得試験を通じて確認した飛散影響パラメータがこれらの現象に与える影響を確認するため、ウェット環境等を構築したうえで機械的加工及び熱的加工から代表的な工法を選定し、発生するダストの環境移行率データを取得する。

これらにより、ダストの環境移行率に対する飛散影響パラメータの依存性を評価する。

目標達成を判断する主な指標の設定

- 実機環境条件を想定したウラン含有模擬デブリ等を用いた試験によるダスト飛散率データの拡充(2026年度)
- ダストの環境移行率に対する飛散影響パラメータの依存性の把握(2026年度)

(目標工程) B3②-3:ダスト飛散に係る影響評価技術の開発

年度	2022	2023	2024	2025	2026	2027以降
	取り出し規模の更なる拡大に向けたエンジニアリング					
【1. ダスト飛散に係る影響評価技術の開発】	【1. ダスト飛散に係る影響評価技術の開発】					
①燃料デブリ加工時の環境を想定したダスト飛散率データ取得試験の実施	実機環境条件を想定したウラン含有模擬デブリ等を用いた試験によるダスト飛散率データの拡充					
②燃料デブリ加工時のダストの環境移行率に対する影響把握試験の実施	ダストの環境移行率に対する飛散影響パラメータの依存性の把握					
【燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発】	燃料デブリ性状の分析・推定に必要な技術開発、燃料デブリの簡易分析・非破壊計測技術の開発 等					
【燃料デブリ取り出し工法の開発】【燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発】等	燃料デブリ取り出し工法の開発、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 等					

—— : 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

B3②-4:被ばく線量評価のための分析手法の技術開発(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。

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り、十分な精度と迅速性のある内部被ばく線量評価が必要である。取り出し規模の更なる拡大に向け、バイオアッセイ、身体汚染の測定・評価に係わる技術に関連する手法・装置について、現場適用を可能とするための、調査、検討、要素試験を実施し、被ばく線量評価のための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. 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。十分な精度と迅速性のある内部被ばく線量評価を行うための手法として、これまで、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、バイオアッセイ迅速化、身体汚染の測定・評価に係わる技術開発、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などにより被ばくするリスクに備えるため、これまでの成果を基に、以下の技術開発により、内部被ばく線量評価プログラムの開発を行う。

(1) 内部被ばく線量の測定・評価に係る技術開発

多数の内部取り込み者が発生した場合に対応するための α 核種分析手法の開発などのバイオアッセイ技術の開発を行う。

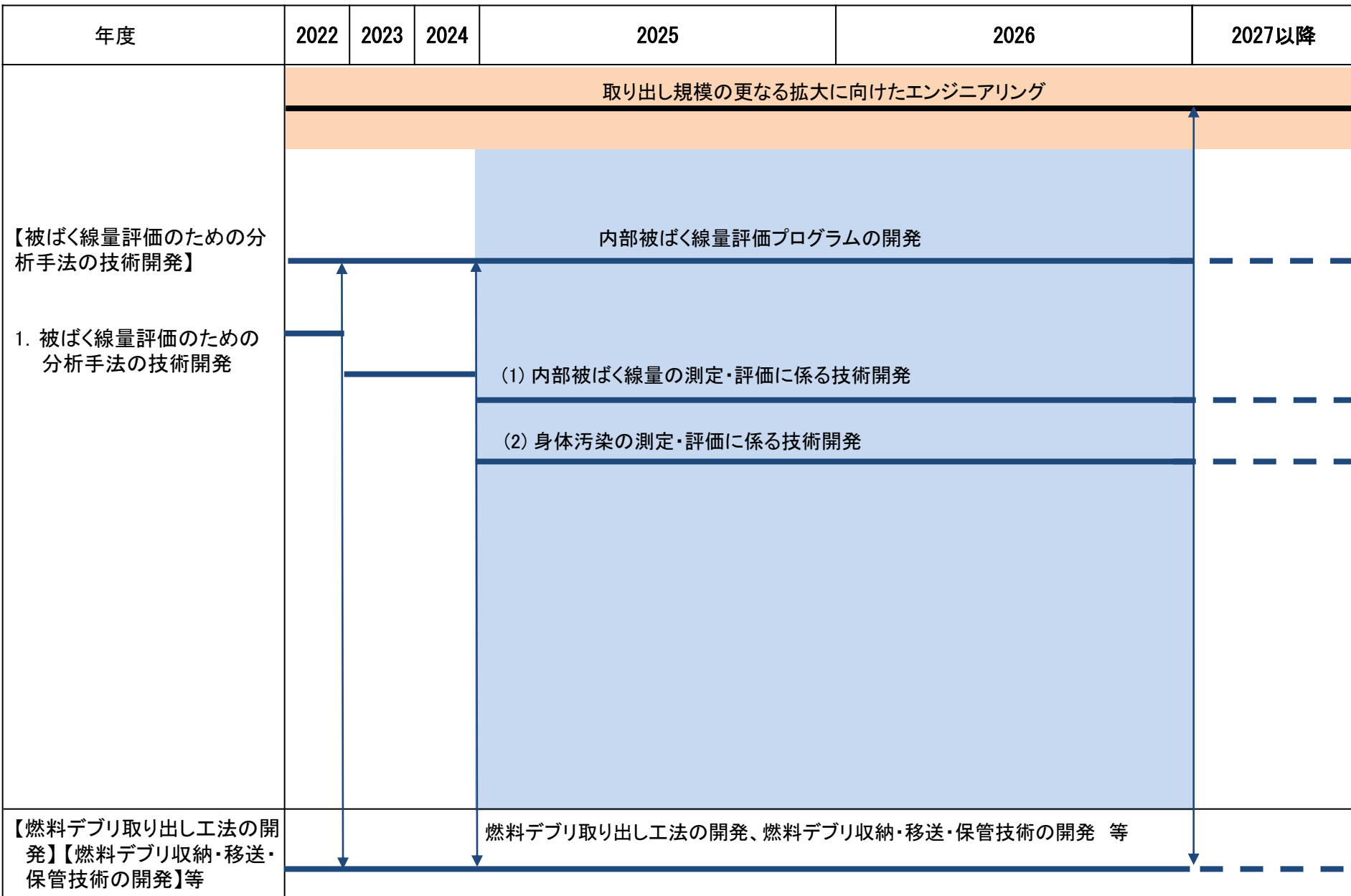
(2) 身体汚染の測定・評価に係る技術開発

皮膚汚染時の評価精度向上に向けたハンディー型皮膚 β 汚染測定器の仕様の最適化と α 及び β 線の混在環境下での測定技術の開発、身体の α 汚染検出の迅速化及び α 線の検出が難しい部位の α 汚染を確実に検出する技術の開発を行う。

目標達成を判断する主な指標の設定

- 多数の内部取り込み者が発生した場合に対応するバイオアッセイ技術の検証・評価(2026年度)
- 皮膚汚染時の評価精度向上に向けた測定器の検証・評価(2026年度)
- 身体 α 汚染を迅速かつ確実に検出する技術の検証・評価(2026年度)

(目標工程) B3②-4: 被ばく線量評価のための分析手法の技術開発



——— : 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

B3④: 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発(新規)

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・粒状～粉体、スラリー・スラッジ状)に対応でき、共存する水の放射線分解で発生する水素ガスや、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、安定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) 水素ガス発生予測法の高度化

・2024年度までに確認している γ 線、陽子線に対する水素ガス発生量の評価に加え、 α 線に対する水素ガス発生量をその発生に影響を及ぼす因子を考慮して試験により確認する。さらに、塊・粒状に比して比表面積が大きくなる粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリでは α 線、 β 線の寄与が大きいと考えられることから、試験で得られた単一照射場における水素ガス発生量評価法等を用いて実機環境(α 、 β 、 γ 線の複合照射場)における水素ガス発生量の試算を行い、それらの寄与の程度を評価する。

(2) 水素ガス発生挙動を踏まえた水素ガス溜まり対策の確立

・2024年度までに想定される条件下での水素ガス溜まりの生成の有無を要素試験で確認してきた。この結果より得られた課題解決のための要素試験(pH等の水質、粒径分布、スラリー高さなどの影響評価)を実施する。更に得られた成果から、水素ガス溜まりに対する対策の可否とその内容を検討する。

2. 燃料デブリの安定保管維持のための技術開発

・燃料デブリを安全に保管するためには閉じ込めバウンダリーの健全性を維持することが重要である。保管容器類の腐食に対す

るモニタリングの可否を検討するために、燃料デブリ保管容器内の環境の見積もりとそれを踏まえた腐食の発生進展モデルの検討と、その検証のための準備を行う。これらは将来の容器材料の選定、表面処理等の追加対策の可否の検討にも使用していく。併せて腐食以外のモニタリングの可否についても検討する。

3. 収納方法・収納容器の再評価

・上記1.、2.の成果を踏まえ、燃料デブリの収納方法、収納容器に関する過去の検討結果を再評価する。

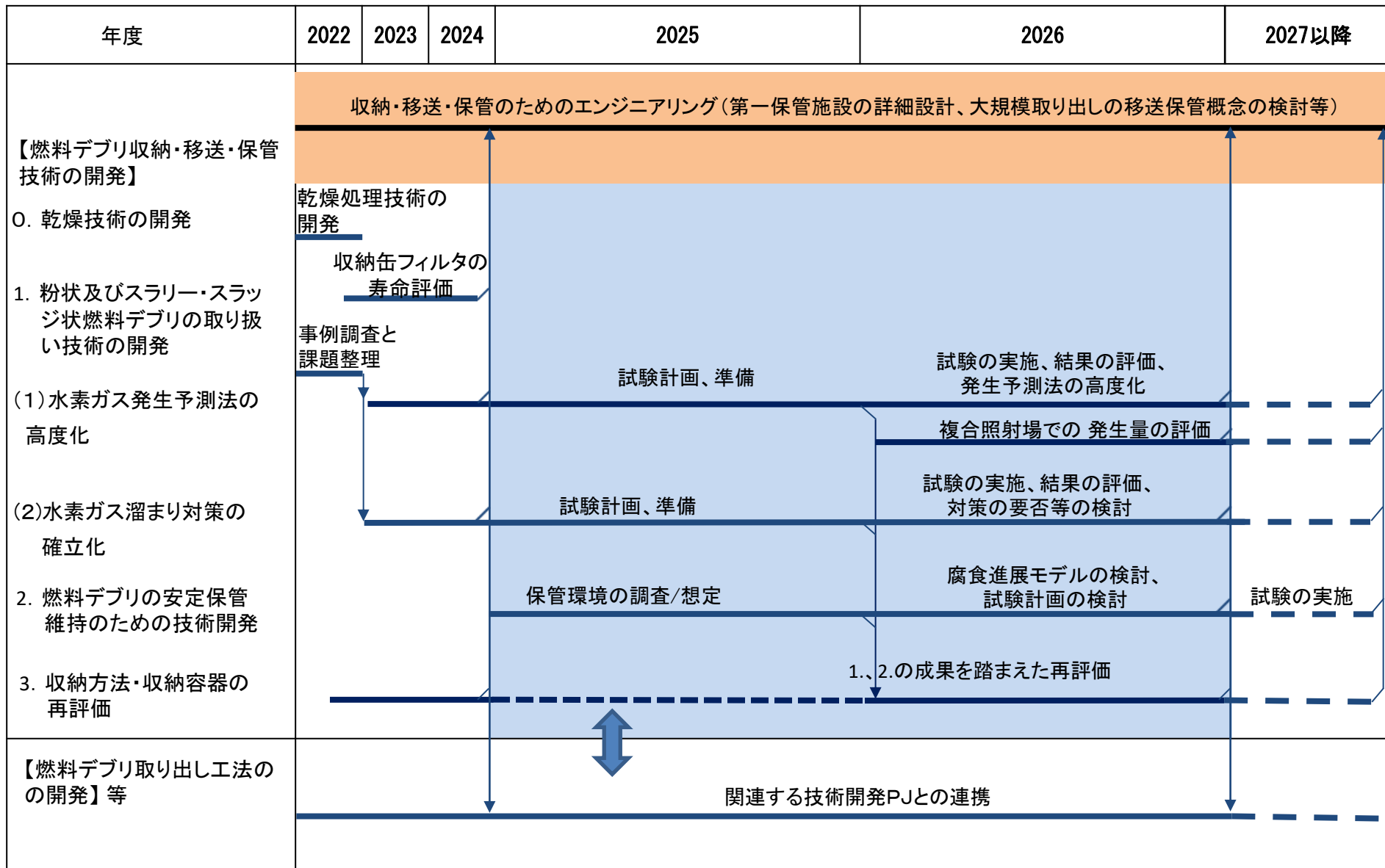
※関連する技術開発PJ

「燃料デブリ取り出し工法の開発」、「ダスト飛散率に係わる影響評価技術」、「固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発」

目標達成を判断する主な指標の設定

- ・水素ガス発生予測法、水素ガス発生挙動に関する試験の計画の立案、準備の完了(2025年度)、
- ・保管容器内の環境の評価、腐食要因の抽出と腐食発生進展モデルの構築に向けた検討着手(2025年度)
- ・容器材料、表面処理等の対策候補の調査と絞込み(2025年度)
- ・燃料デブリの収納方法、収納容器に関する再評価(2026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(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(1F)廃止措置の統合管理を円滑に実施するのに必要な統合管理支援システムに関わる技術開発を行う。

実施内容

- 統合管理支援システムは、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であり、デジタル技術を利用した技術開発が必要である。そこで、「統合管理支援システムの全体概念の検討」を行い、システム構築に必要な技術要件の整理を行った上で、「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、「取り出し規模の更なる拡大」等の各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。また、統合管理支援システムに必要なデータベース管理システムのあるべき姿を明確にするとともに、システム構築に必要な技術要件の整理を行う。

本検討は、現在検討されている「燃料デブリ取り出しシナリオ」をふまえ、さらに深掘りすることが重要なため、東京電力事業を2025年度も継続する。

2. デジタル技術を利用した統合的管理技術の開発

・デブリ取り出しのデータベース管理システムの構築

統合管理支援システムには、1F廃止措置に必要な作業計画、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管理システムを開発することが重要である。

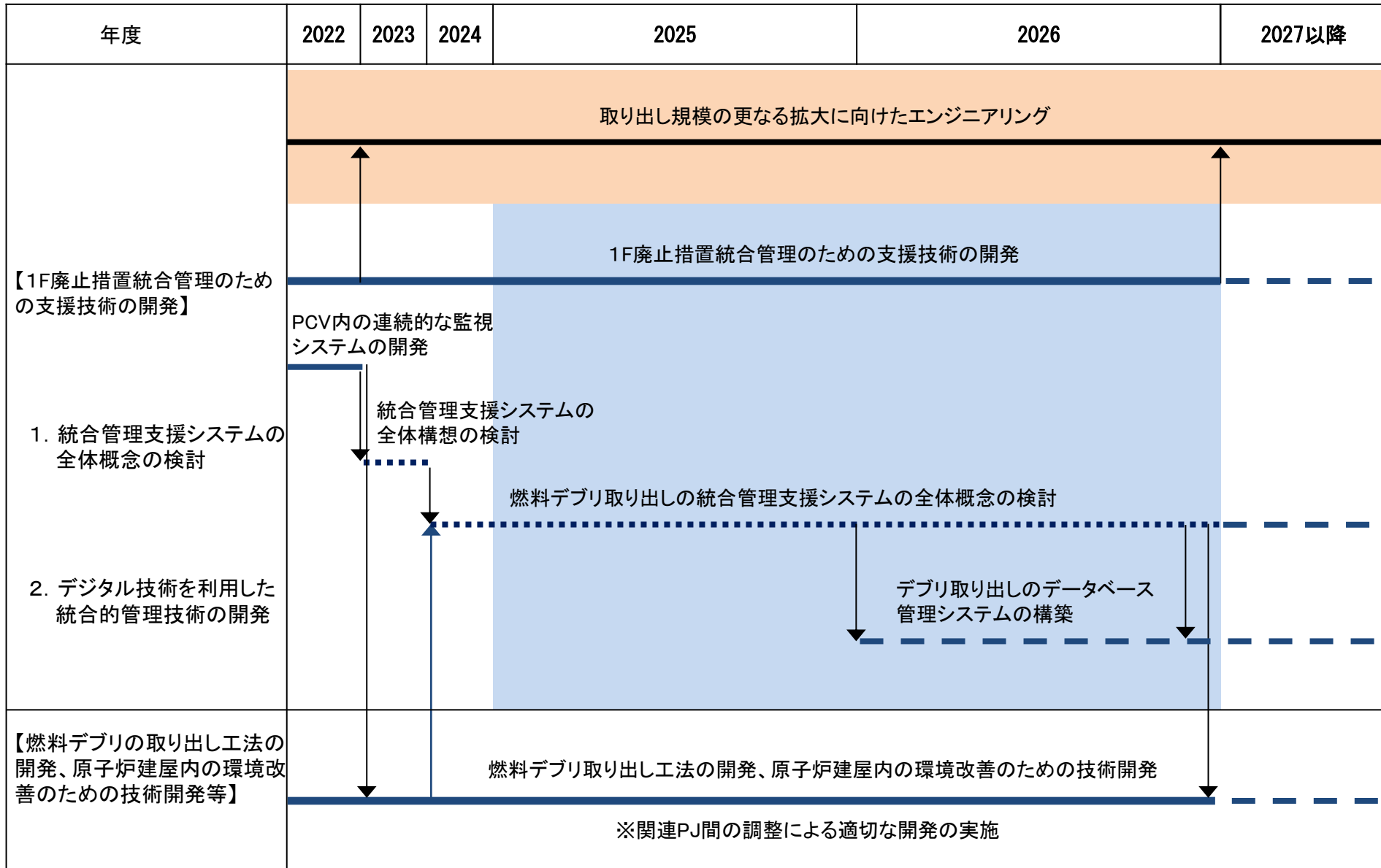
データベースを運用するためのデータプラットフォームの構成、用途に応じたデータ管理、データの合理的な分類、利用のための共有化とセキュリティ確保など、データベースの概念について調査・検討を行い、必要機能と実用に供するための課題を抽出し、開発計画を策定する。

本開発は、「1. 統合管理支援システムの全体概念の検討」にて、「デジタル技術を利用した統合的管理技術」に関する開発要素が抽出された段階で開発項目を整理することとし、2026年度以降からの補助事業を計画する。

目標達成を判断する主な指標の設定

- ・統合管理支援システムの全体概念の検討成果を踏まえ指標を設定する。

(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・処分にに関する研究開発 (1/2) (継続、一部新規)

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*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、保管・管理、処理、再利用、処分に係る方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、具体的な固体廃棄物管理全体(固体廃棄物の発生から再利用、処分までの管理)につい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)

- 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、物量低減に向けた減容・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構築に必要な技術的な知見を得るため、処理・処分に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。

I. 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。

II. 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・処分にに関する研究開発 (2/2) (継続、一部新規)

Ⅲ. 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。低温処理の実規模処理(200リットル規模)への適用性評価について、2024年度までの炭酸塩スラリーを対象とした結果を踏まえ、鉄共沈スラリーも含めた検討を行う。

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

I. 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)

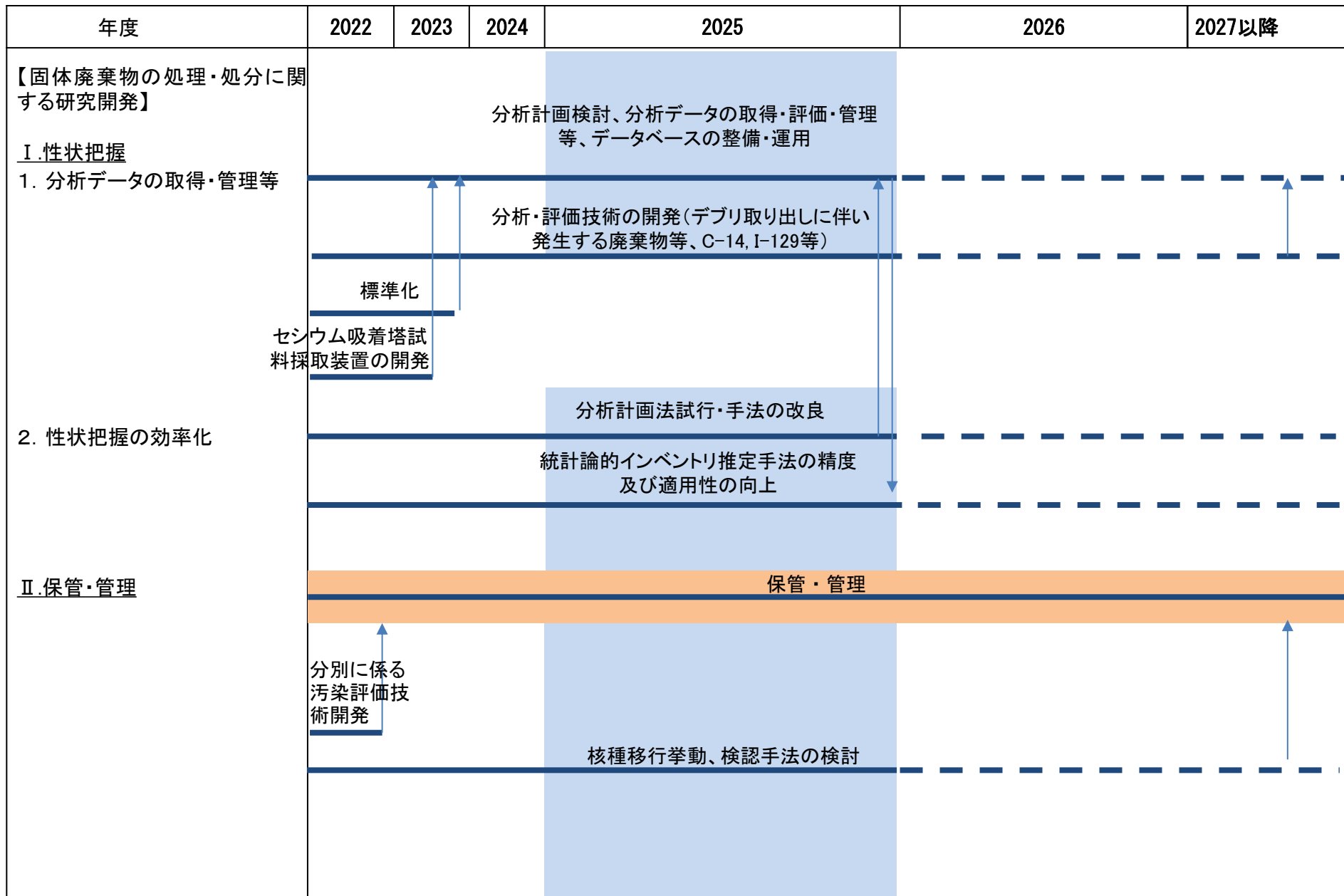
II. 保管・管理

- 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)

Ⅲ. 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)
- 炭酸塩及び鉄共沈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(2026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)






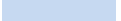
——— : 実施済又は今回の計画
- - - - : 想定される計画

: 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)

年度	2022	2023	2024	2025	2026	2027以降
Ⅲ. 処理・処分						
	1. 処理技術					
				低温処理の適用性に関する検討、固化体の安定性に関する検討・評価		
	低温処理技術の実規模試験 (炭酸塩スラリー)		低温処理技術の実規模試験 (炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー)			
				柔軟かつ合理的な処理技術の可能性検討		
				中間処理技術に関する検討		
2. 処分技術	処分概念提示に必要な情報・知識の調査		処分概念オプション案の提示			
	安全評価技術の信頼性向上の試行		固体廃棄物処分の安全評価技術の信頼性向上			

 : 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 2)

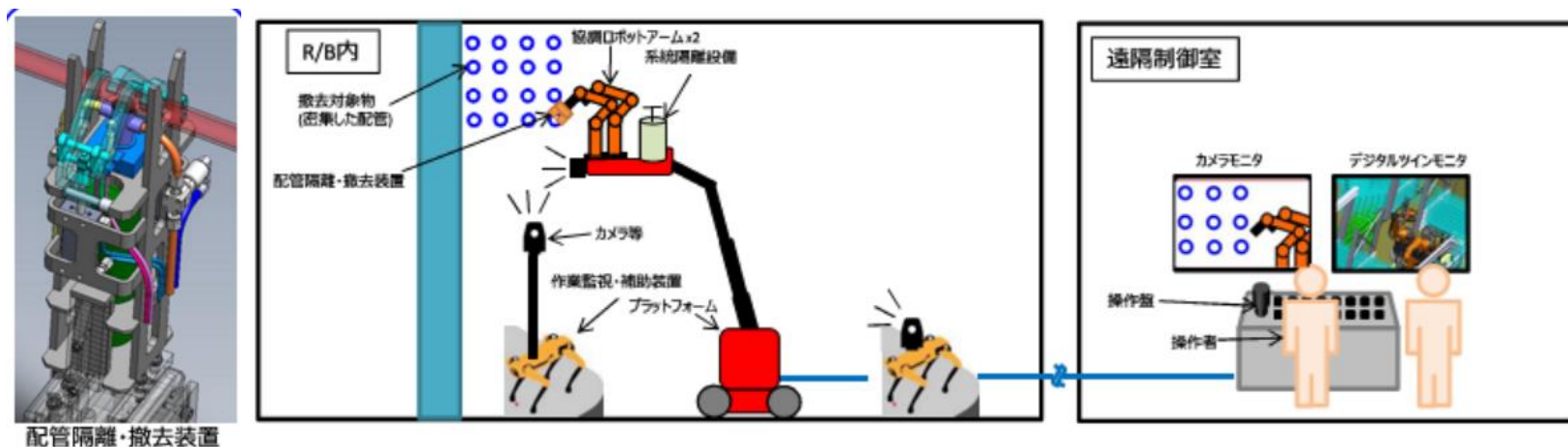
2025 年度廃炉研究開発計画の概要

[B1] 原子炉建屋内の環境改善のための技術開発(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、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>

汚染流体や水素などが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(下図参照)を行う。概念検討に引き続き、2025年度は、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について、試作・試験を実施し、現場適用性の評価と仕様提案を実施する。



※出典：東双みらいテクノロジー株式会社資料抜粋

図 PCV貫通配管等の遠隔監視及び撤去作業システムのイメージ

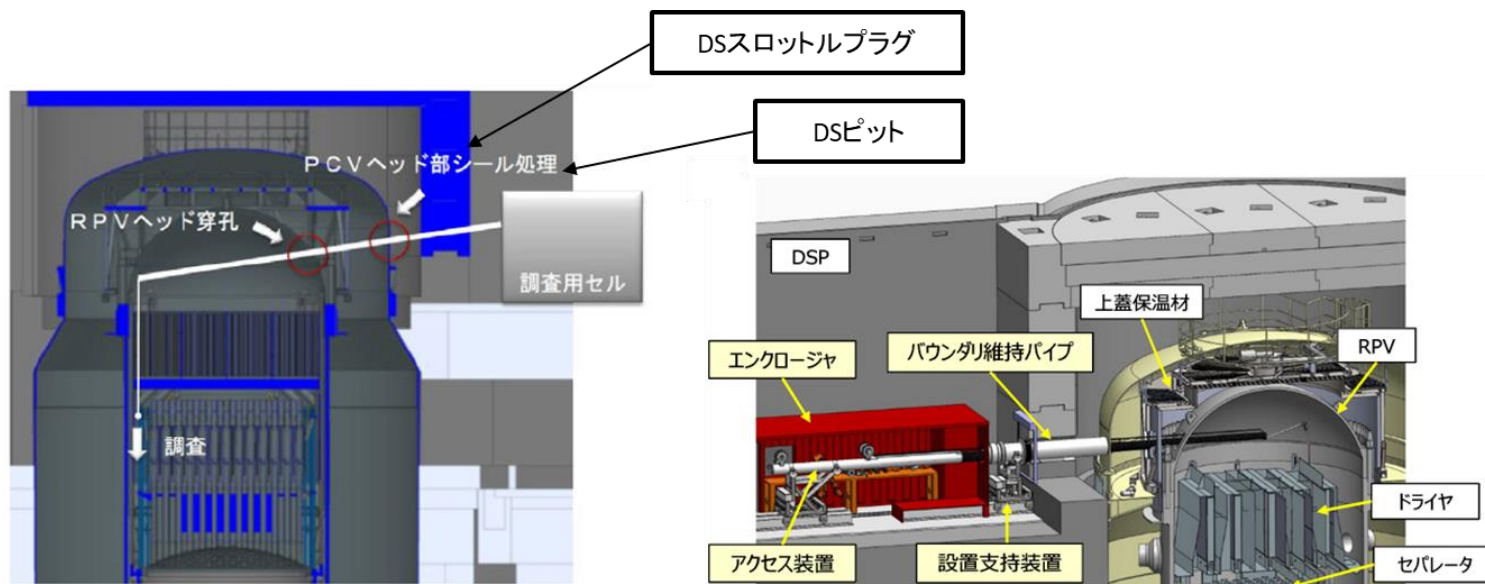
[B2②] 原子炉圧力容器内部調査技術の開発(継続)

＜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。



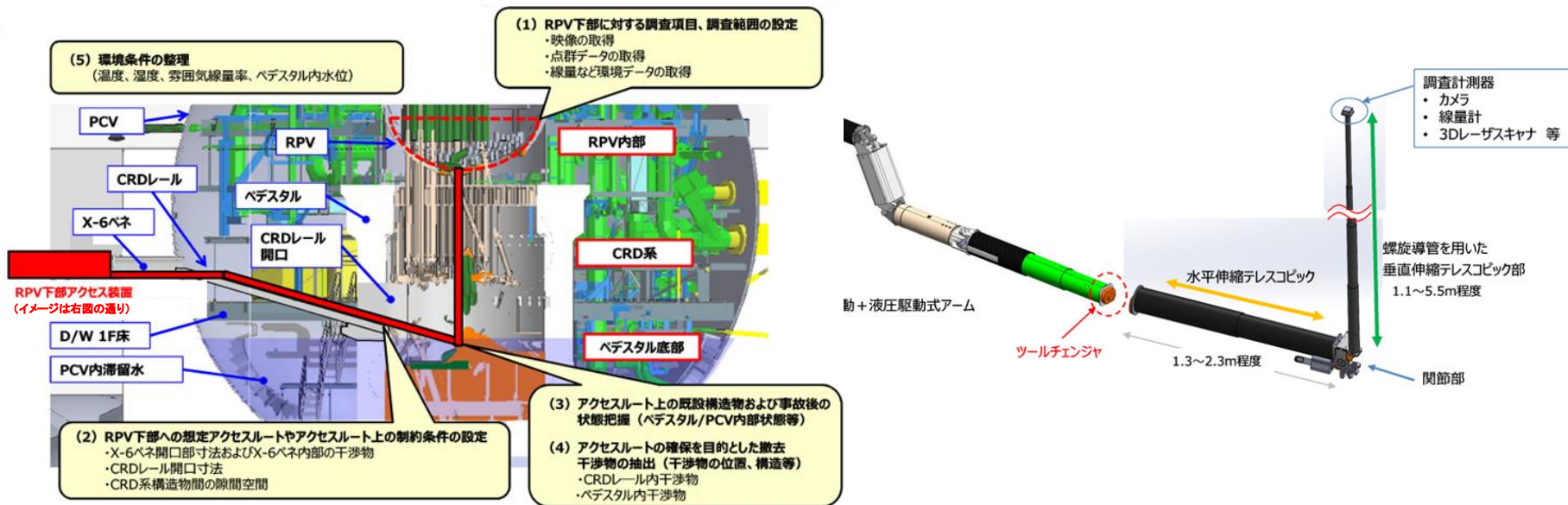
上部側面(DSP起点)アクセスRPV内部調査の検討状況

出典:「2024年度廃炉研究開発計画について」2024年2月29日、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議
及び「内部調査技術の開発状況と課題について」令和6年5月22日、東双みらいテクノロジー

<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

既設ペントレーション・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。



下部アクセスRPV内部調査工法の検討状況

出典:「内部調査技術の開発状況と課題について」令和6年5月22日、東双みらいテクノロジー

[B2③] 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(新規)

＜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

- (1)PCV内から得られる燃料デブリ及び堆積物等のサンプルについて、ホットラボ施設を有する研究機関において分析を行う。1Fから採取した燃料デブリのサンプルの分析を最優先で行い、また、分析精度の向上に向けて比較データを取得する。例えば、スリーマイル島原子力発電所2号機の事故で発生した燃料デブリの分析を行い、1Fの分析結果と比較する。燃料デブリの分析結果を基に、燃料デブリの生成過程及び事故進展を推定し、安全対策及び保管管理等の検討に反映する。燃料デブリ取り出しに係る各種の廃止措置工程に分析評価の結果を提供する。
- (2)効率的に燃料デブリを取り出すためにPCV内の損傷箇所、損傷状況、燃料の落下位置等を把握する。サンプル分析、内部調査、再現試験等の新たな知見を基に、事故進展解析との整合性を評価する。1号機のペDESTAL内への燃料の落下位置、ペDESTAL内の温度上昇、コンクリートとの反応、溶融物の拡大状況等を解析評価し、燃料の分布状況を推定する。3次元CGでのPCV内の状態推定図を作成する。

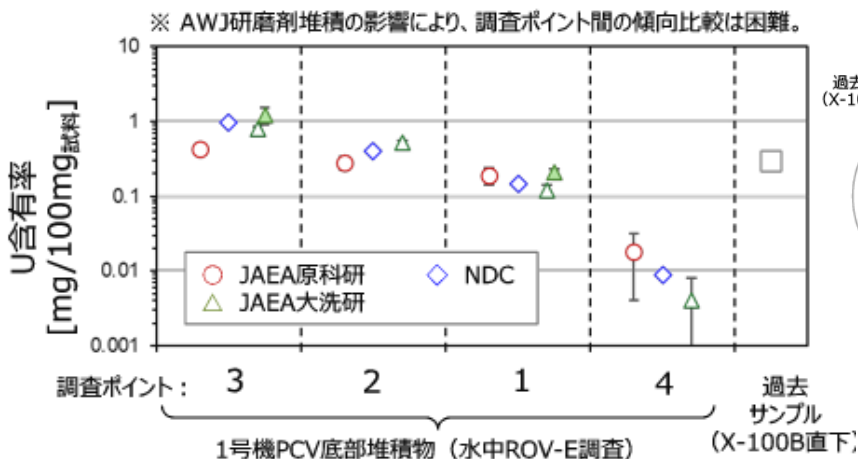


図1 1号機ペDESTAL外周部の堆積物サンプルにおけるウラン含有率

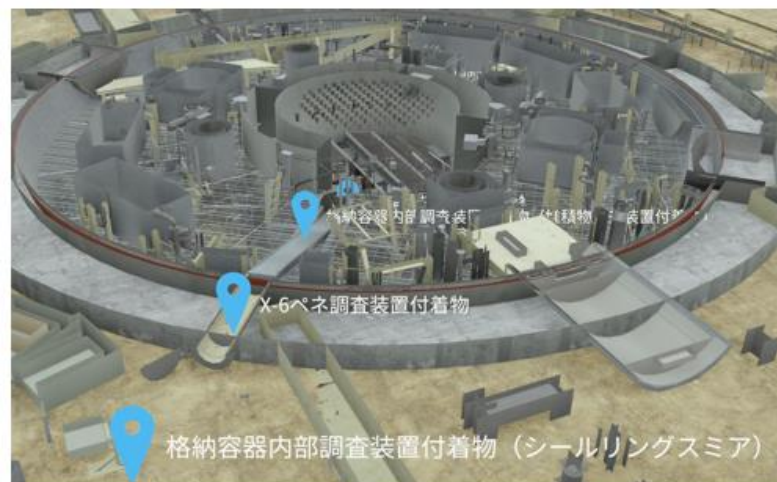


図2 3次元CG上でのサンプリングポイントの表示
日本原子力研究開発機構(JAEA) 2024年度第3回中間報告資料

<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

- (1) 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。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をはじめとするウランの定性分析の実証・知見を蓄積する。加えて、検出効率の向上、計測時の汚染防止対策等の燃料成分検出のための高度化を行う。内部調査で使用するツールとの組合せを考慮し、高放射線量、多湿の現場環境において長期間安定的に作動する装置の高度化を行う。
- (2) 燃料デブリ中の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、計測確認試験、シミュレーション計算、堆積物・付着物の分析結果、指標核種の特性等からの総合的に判断して非破壊計測手法を選定する。選定した手法の検出効率・精度向上、収納容器の形状影響等を検討する。非破壊計測を行う場合のシナリオ、簡易スクリーニングを行う場合の項目を検討する。これらを踏まえて一連の非破壊計測システムを構築した場合の成立性を検討し、有効性を評価する。現場適用を目指した非破壊計測装置の作製に向けて設計を開始する。

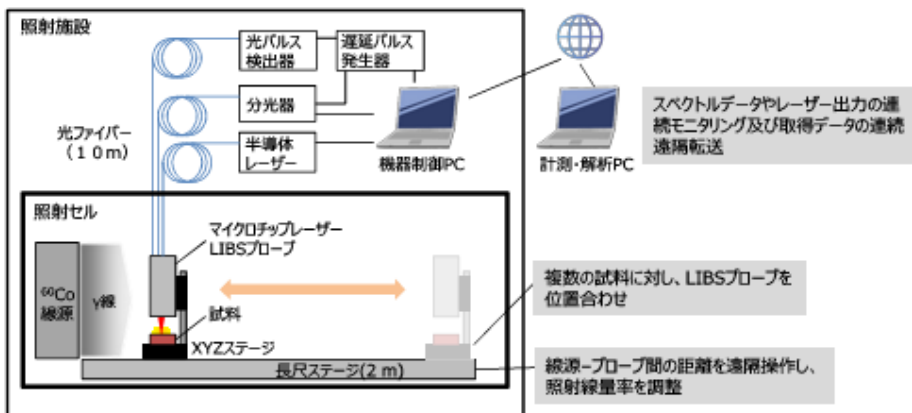


図3 ガンマ線環境でのLIBSの性能試験

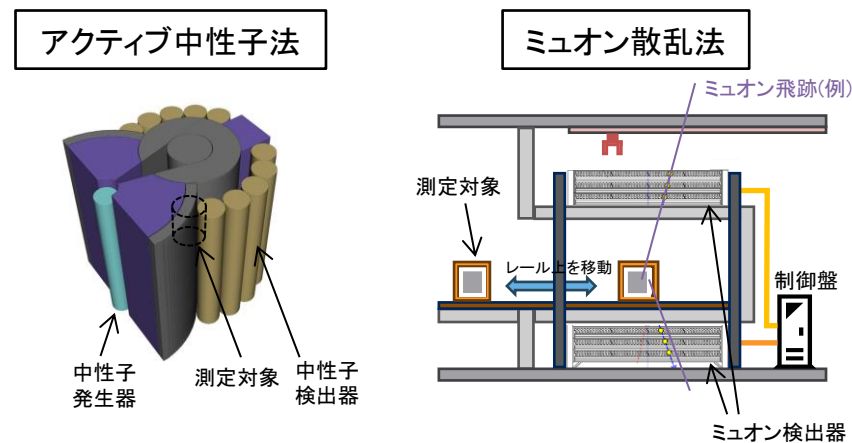


図4 非破壊計測装置概念(例)

[B3①] 燃料デブリ取り出し工法の開発(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、取り出し工法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>

- ・ 東京電力は2024年度より「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」報告書で示された工法選定への提言等に基づき、具体的な設計検討を進めている。この検討の中で、取り出し工法の成立性に関わる課題に対し、必要な技術開発を実施する。
- ・ 気中工法において抽出された成立性に関わる課題のうち、PCV底部に堆積する粒状の燃料デブリを対象に、これを連続的に効率よく回収する技術を開発する。(下図参照)

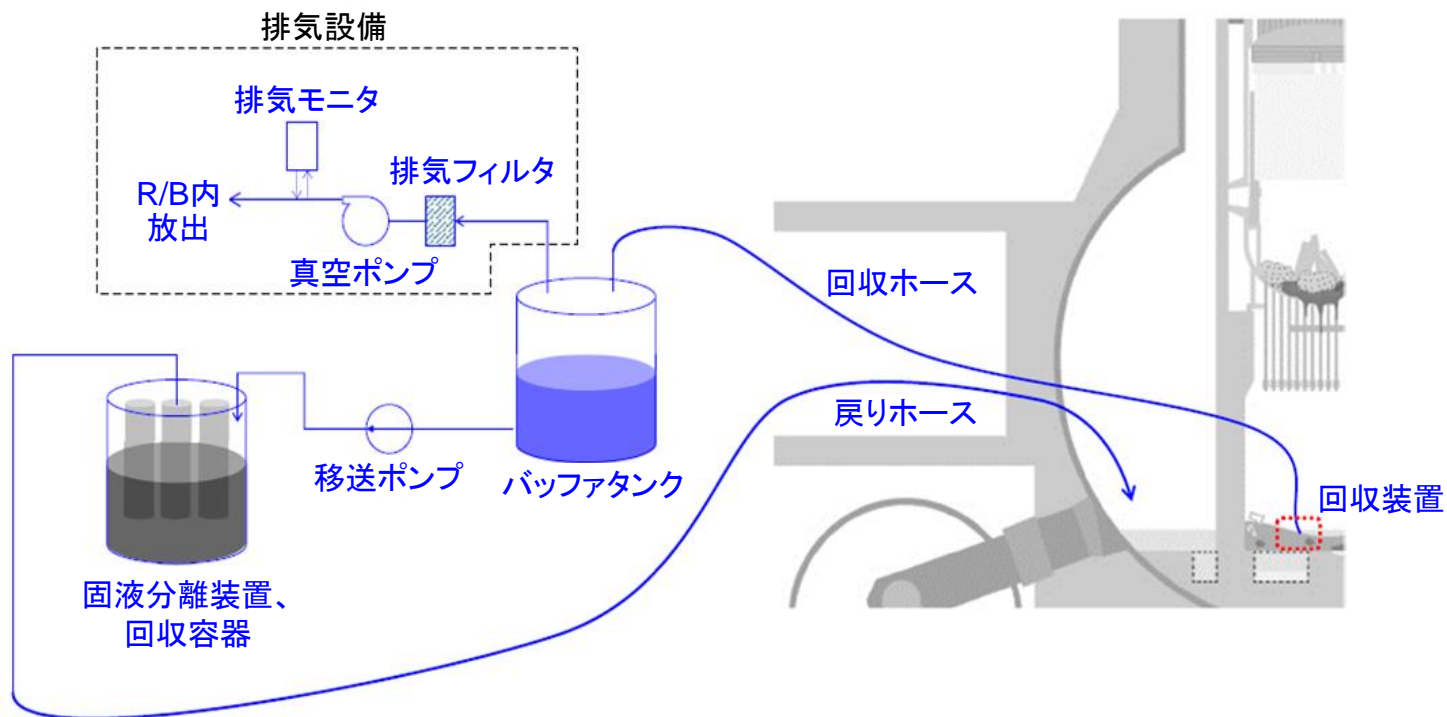


図 燃料デブリの連続回収システム概念図(一例)

[B3②-2] 汚染モニタリングのための分析技術の開発(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＞

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、分析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、定量分析の分析感度と分析精度の品質保証、ならびに、迅速化が必要であるため、その分析技術の高度化を行う。



ICP-MS/MS

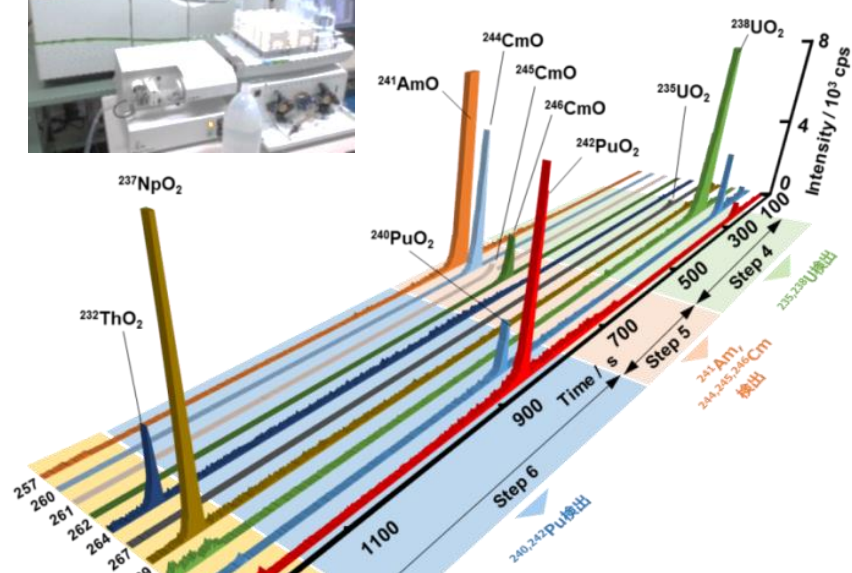


図1 アルファ放射性元素の多元素同時分析 (イメージ図)



N-TIMS

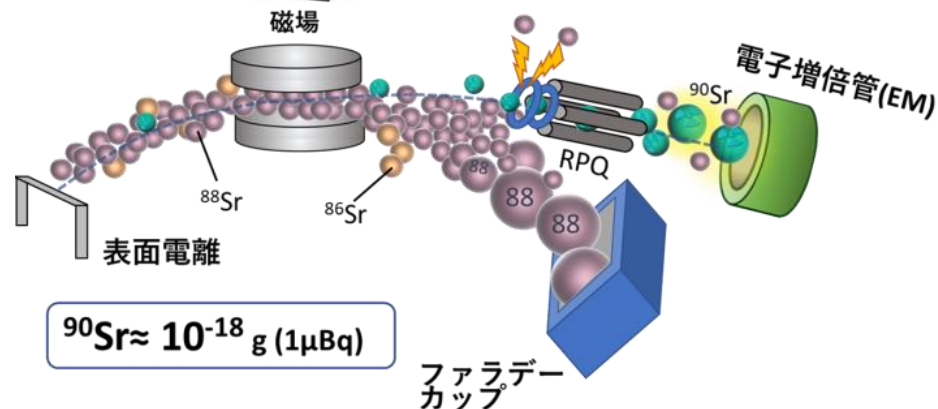


図2 難分析同位元素の分析(イメージ図)

[B3②-3] ダスト飛散に係る影響評価技術の開発(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、取り出し作業の安全確保に必要なダスト飛散に関連した影響評価技術を開発する。

＜次年度研究開発のポイント＞

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(ウェット条件等)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デブリ等)を用いデータ取得する。本事業では、ホット試験については、ウェット条件(図1;ディスクカッター加工試験)とドライ条件(レーザー加工試験)のデータを拡充する。

コールド試験としては、ウェット条件下でのレーザー等によるダスト飛散挙動(図2)と、環境への移行挙動(図3;数メートル規模(大規模)の水平・垂直試験装置)を試験によって明らかにする。

※コールド試験加工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
 ホット試験加工工法:ディスクカッター、レーザー

【ホット試験】

○ウラン含有模擬デブリ(数kg規模)のディスクカッターによるウェット条件加工試験を実施(図1)

○ウラン及びFPを含む組成の供試体をレーザーによるドライ条件で加工試験を実施(図なし)

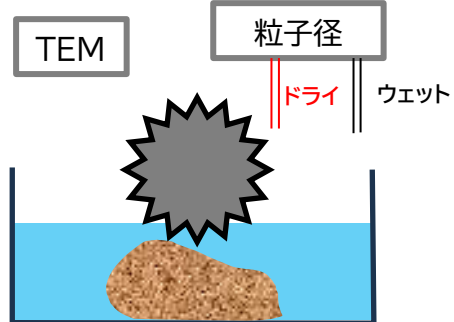
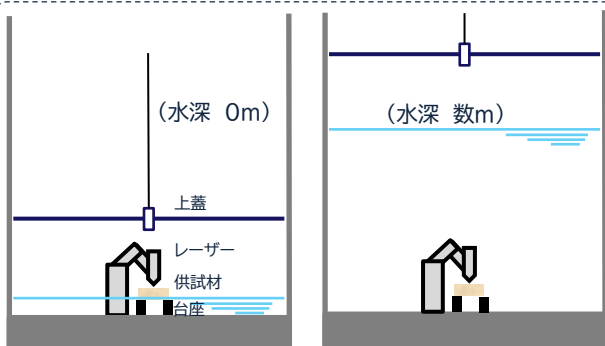


図1 ウラン含有模擬デブリのウェット条件加工試験(イメージ)

【コールド試験】



○レーザー加工(ウェット)試験(図2)によって熱的加工工法についてデータ取得する

図2 深水中レーザー加工試験(イメージ)

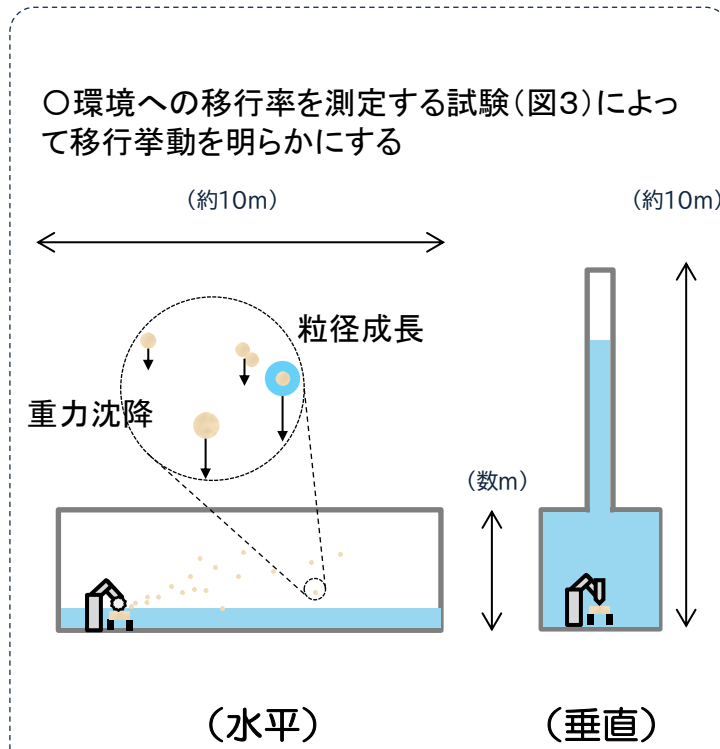


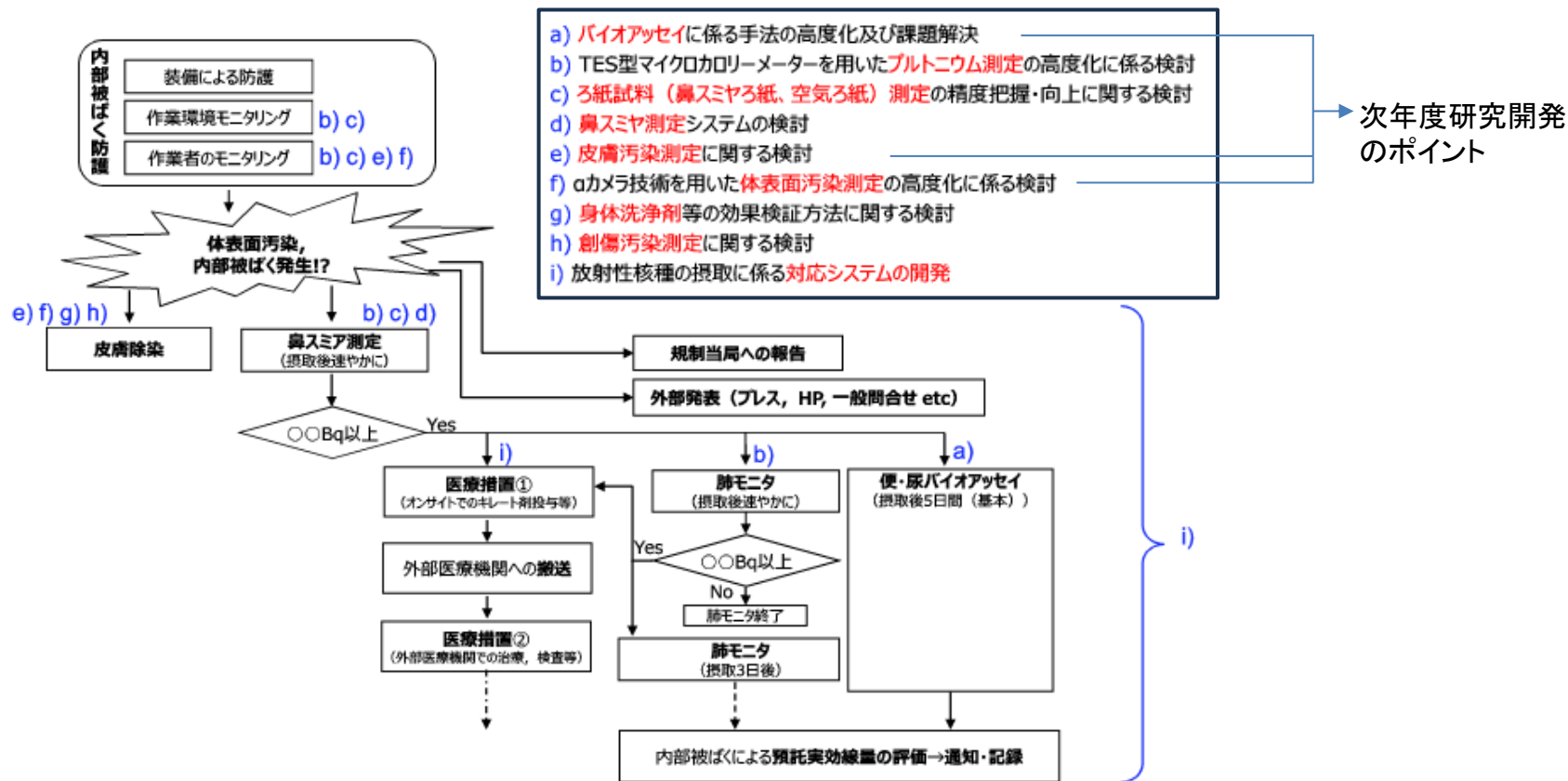
図3 環境移行率試験(イメージ)

[B3②-4] 被ばく線量評価のための分析手法の技術開発(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＞

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などにより被ばくするリスクに備えるために、これまでの成果を基に、内部被ばく線量の測定・評価に係る技術開発及び身体汚染の測定・評価に係る技術開発を行うことにより、内部被ばく線量評価プログラムの開発を行う。



[B3④] 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発(新規)

<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>

本PJにおいては、これまで塊～粒状燃料デブリを対象として、収納・移送・保管における未臨界、閉じ込め等の安全機能の確保、水素ガス発生量の予測等に基づいて収納缶の構造、仕様を決定してきた。また、水素ガス対策としての乾燥技術を開発してきた。

今回は燃料デブリ取り出し工法の検討の進捗を踏まえ、残された課題として、粉状、スラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱いに関する研究開発を行うとともに、安定的な保管状態を維持するために必要な技術の研究開発に着手する。



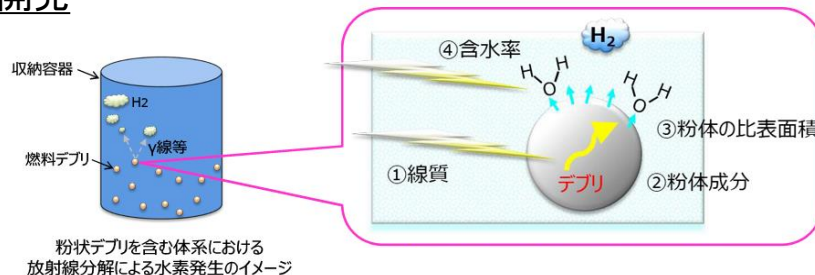
国際廃炉研究開発機構 (IRID)
2021年度研究開発成果
(燃料デブリ収納・移送・保管
技術の開発)

<次年度研究開発のポイント>

1. 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

(1) 水素ガス発生予測法の高度化

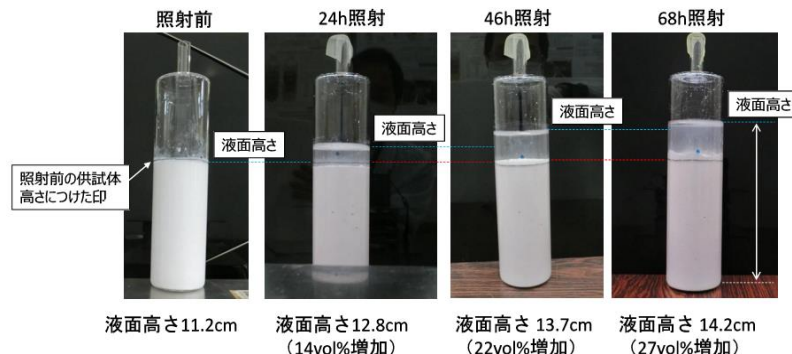
2024年度までに確認している γ 線、陽子線に対する水素ガス発生量の評価に加え、 α 線に対する水素ガス発生量をその発生に影響を及ぼす因子を考慮して試験により確認する。さらに塊・粒状に比して比表面積が大きくなる粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリでは α 線、 β 線の寄与が大きいと考えられることから、試験で得られた単一照射場における水素ガス発生量評価法等を用いて実機環境(α 、 β 、 γ 線の複合照射場)における水素ガス発生量の試算を行い、それらの寄与の程度を評価する。



東双みらいテクノロジー (株)

2024年度上半期研究開発成果 (燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発)

※供試体: ZrO_2 (粒径 $1\mu m$)



照射前と比較して、照射後は供試体の液面上昇が確認された。照射前の水の一部が照射により水素 (+酸素) となって、気泡として供試体内部に蓄積し、供試体に含まれる水を上方に押し上げたものと考えられる。

東双みらいテクノロジー (株)

2024年度上半期研究開発成果 (燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発)

(2) 水素ガス溜まり対策の確立:

2024年度までに想定される条件下での水素ガス溜まりの生成の有無を要素試験で確認してきた。この結果より得られた課題解決のための要素試験(pH等の水質、粒径分布、スラリー高さなどの影響評価)を実施する。更に得られた成果から、水素ガス溜まりに対する対策の要否とその内容を検討する。

2. 燃料デブリの安定保管維持のための技術開発

燃料デブリを安全に保管するためには閉じ込めバウンダリーの健全性を維持することが重要である。保管容器類の腐食に対するモニタリングの要否を検討するために、燃料デブリ保管容器内の環境の見積もりとそれを踏まえた腐食の発生進展モデルの検討と、そのモデルの検証のための準備を行う。これらは将来の容器材料の選定、表面処理等の追加対策の要否の検討にも使用していく。併せて腐食以外のモニタリングの要否についても検討する。

3. 収納方法・収納容器の再評価

上記1.、2. の成果を踏まえ、燃料デブリの収納方法、収納容器に関する過去の検討結果を再評価する。

[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(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(1F)廃止措置の統合管理を円滑に実施するのに必要な統合管理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(下図参照)を検討する。本検討は、現在検討されている「燃料デブリ取り出しシナリオ」をふまえ、さらに深掘りすることが重要なため、東京電力事業を 2025 年度も継続する。また、統合管理支援システムの全体概念の検討にて、「デジタル技術を利用した統合的管理技術」に関する開発要素が抽出された段階で、開発項目を整理することとし、2026 年度以降からの補助事業を計画する。

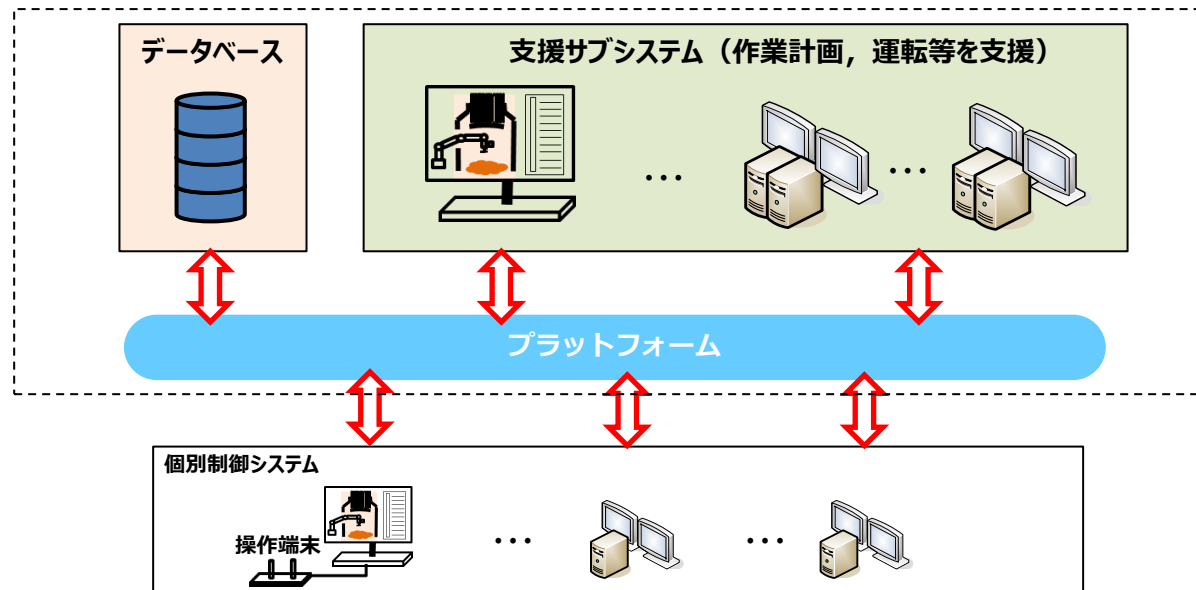


図. 統合管理支援システムの全体イメージ

出典：東京電力資料抜粋

[C] 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発(継続、一部新規)

<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、保管・管理、処理、再利用、処分に係る方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、具体的な固体廃棄物管理全体(固体廃棄物の発生から再利用、処分までの管理)につい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>

I. 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。

II. 保管・管理

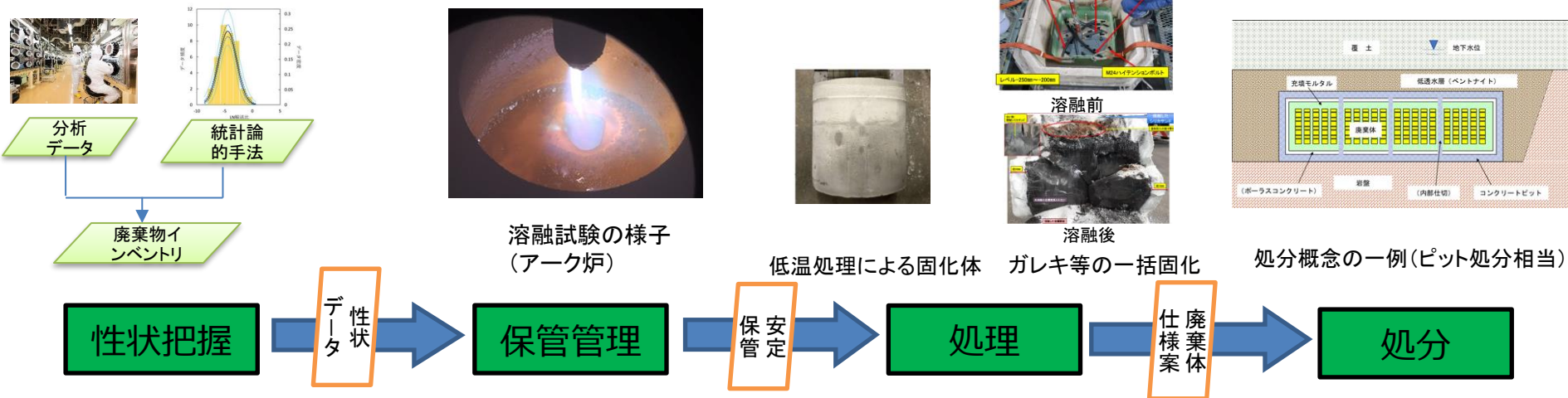
安全かつ合理的な保管・管理のため、放射性物質により汚染された金属を対象とした減容・再利用技術に関する開発を行う。

III. 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、ALPSスラリー(炭酸塩、鉄共沈)を対象とする実規模処理(200リットル規模)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。

* 新規項目

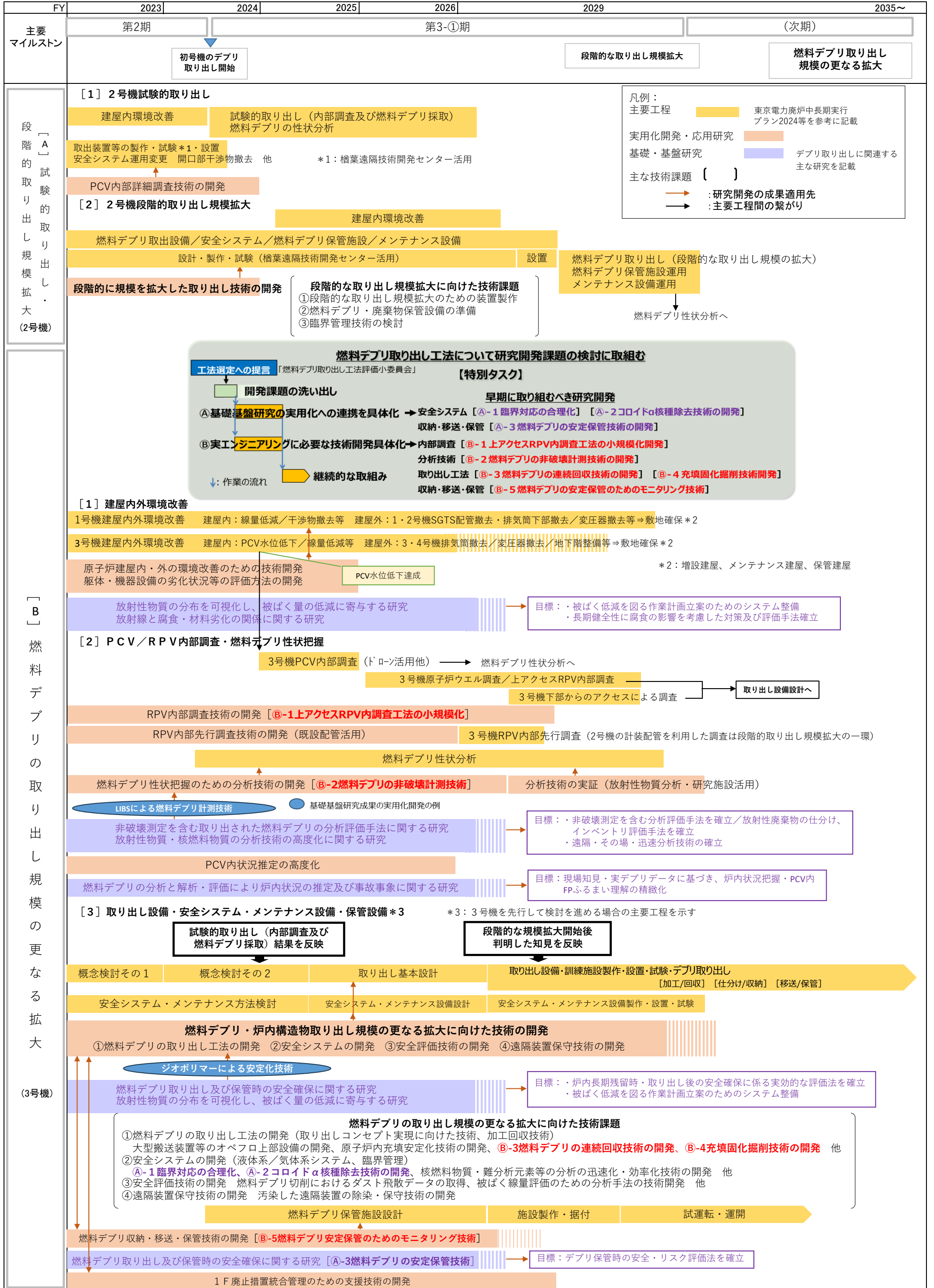


(参考 3)

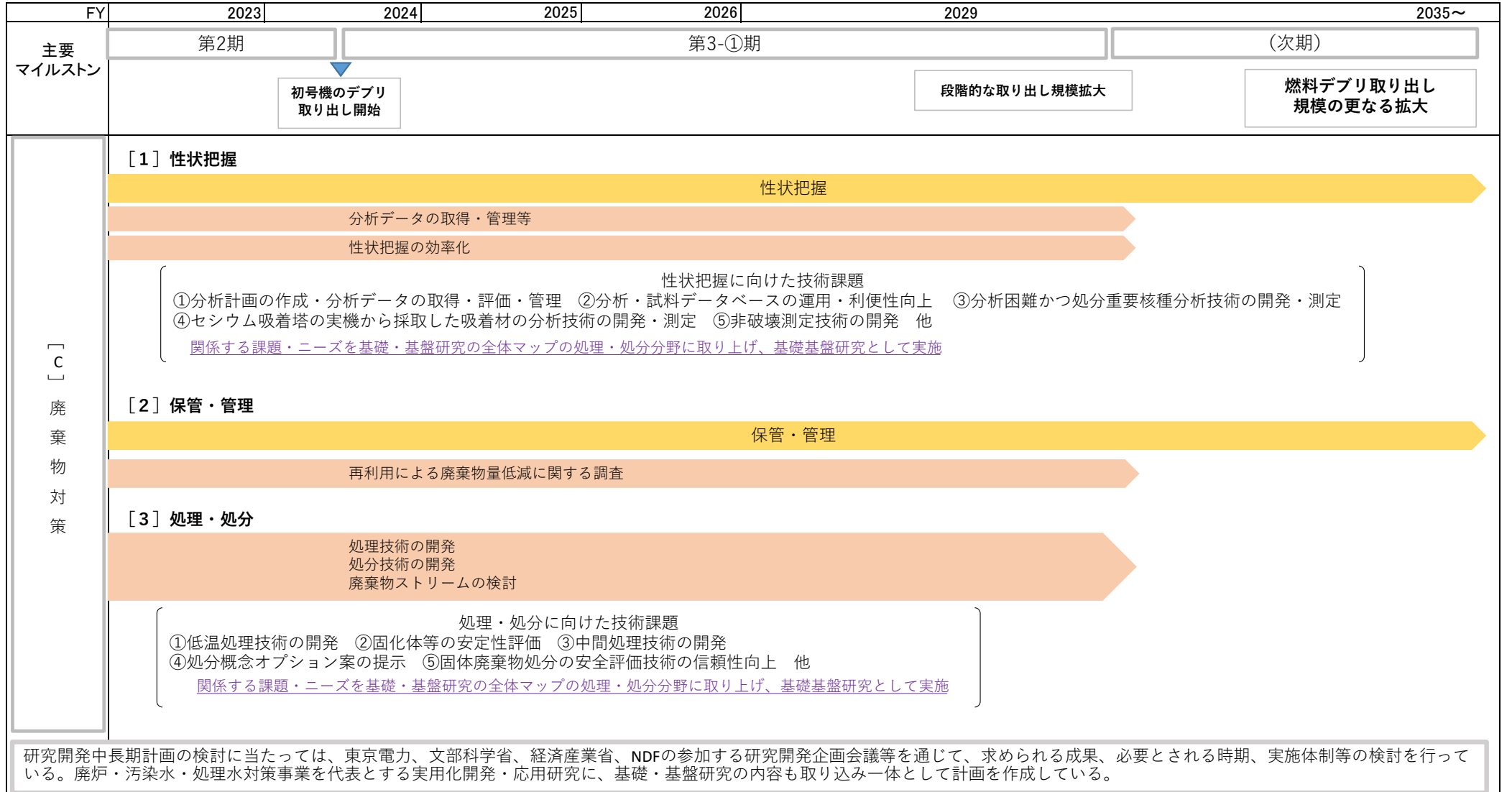
研究開発中長期計画

※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。2024年度の技術戦略プランに掲載。

研究開発中長期計画
 一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一



研究開発中長期計画
 ー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ー



(参考 4)

2024 年度研究開発プロジェクトの進捗状況

未だに線量率が高い原子炉建屋(R/B)内での作業を安全、効率的に行うための環境改善の技術要素は、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、前期(2021年度開始)で開発した「線源・線量率推定システム(3D-ADRES-Indoor)」の高機能化開発を進め、福島第一原子力発電所(1F) 2、3号機の検証試験により、1Fの複雑な現場で適用可能であることを確認した。

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

3D-ADRES-IndoorとしてFrontEnd(基幹システム)、Pro(詳細解析支援システム)及びBackEnd(データ管理支援システム)を開発した。FrontEndは、点群・線量率データを用い、現場において実用的な時間内で線源逆推定等の一連の動作を行う機能を開発した。さらに、点群上に構造物表面の線量率をマッピングし、ワークスルー機能を活用して作業者の視点から線源の可視化も可能とした。Proは、詳細なメッシュ化により、高解像度かつ目標とする倍半分以上の推定精度が得られる機能を開発した。線源対策機能では、複数の線源が存在する対象作業エリアに対して最適な除染率や遮蔽材の提案が可能である。BackEndは、クラウドサービスを活用し、計測データ及びFrontEndやProの解析データの管理を行い、これらの状況を可視化するダッシュボード機能等を開発した。

○現場適用性評価

1F5号機での試験等により、FrontEndが現場で点群・線量率データから3Dメッシュを生成し、線源・線量率を推定する一連のステップを実用的な目標である10分以内で達成できることを確認した。1F2号機1階南東エリア(図1)を対象とした現場適用性評価では、遠隔操作機器で取得した点群データを用いて構造物のメッシュ化(解像度20万面)を行い、このデータを用いて逆推定解析を行い線源を推定した(図2)。この状態では凡その線源位置は推定できるが、より正確な線源位置と強度を得るためには再観測が必要である。再観測指示機能に基づく線量率計測データを用いて、逆推定解析を行った(図3,4)。この結果と格子状に測定した線量率データとの比較(図5)から、推定精度は大きく向上することを確認した。特に、高強度線源付近では目標精度を上回る誤差10%以内が達成できる(図6)。以上の結果から、推定精度としては十分に適用性があると考えられ、1Fのような高線量で複雑な現場において活用可能と判断できる。Proでは高解像度200万面メッシュでの解析が可能となり、より正確な現場状況を確認できる。FrontEndの50cm単位グリッドに対して、Proは10cm単位の解析ができ、より高い精度の結果が得られることが確認できた(図7,8)。FrontEndとProは、線源・線量率分布を3D可視化できるワークスルー機能を有しており、操作者はコントローラーを用いて現場のアクセスルートを辿りつつ汚染分布を一目で確認できる。

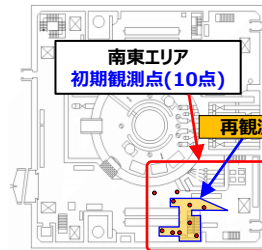


図1 2号機1階平面図

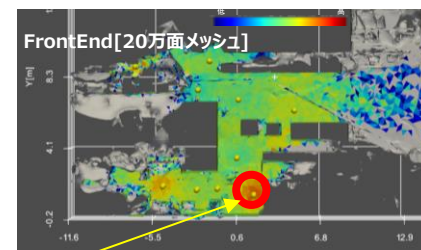


図2 逆推定結果(線源分布)

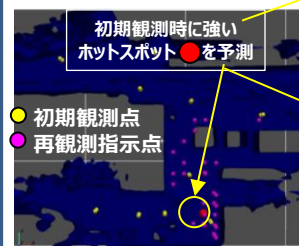


図3 再観測指示点

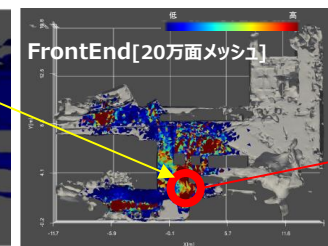


図4 再逆推定結果(線源分布)

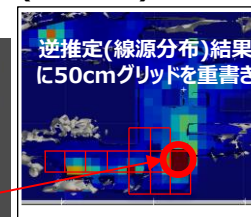


図5 推定値(上)と実測値(下)の比較

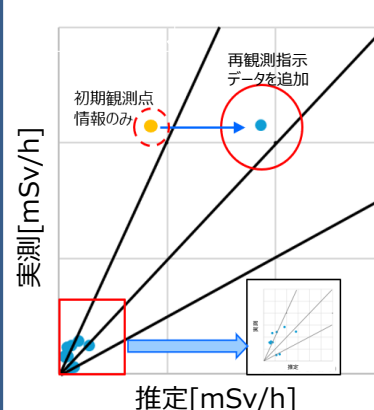


図6 推定精度の検証

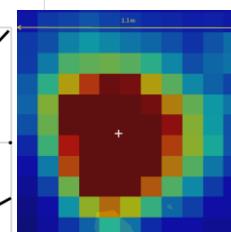


図7 Pro解析(線量率分布:10cm単位)
※ホットスポット部分を抜き出し、解析を実施

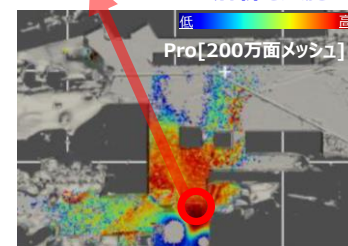


図8 Pro解析結果(線源分布)

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現場の点群データから、時系列差分計算、点群認識、3D-CAD/BIMモデルの自動更新を行うソフトウェアを開発した。1F1-3号機の点群・3D-CADデータ等を基に、部品種別・構成レベルを決定し認識を行う学習モデルを構築した結果、現場構成機器類である配管(パイプ)、ダクト、機器装置、電源盤、サポート等に対して、約90.4%の平均精度で構造物認識が可能であることを確認した。

構造物種別の配管(パイプ)を対象に、点群データから3Dモデルへ自動更新する手法を開発し、90%以上の自動変換が可能であることを確認した(図9)。配管(パイプ)以外については、CADモデル検索及び当てはめを行う手法を開発し、楯葉試験場データを用いて有効性と実現可能性を確認した。

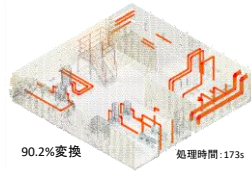


図9 パイプの自動CADモデル化

(開発ソフトウェアによるCAD化結果)

(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を実現すべく、物理シミュレーション(γ線輸送計算)を学習したニューラルネットワーク構築の有効性を確認した他、1F現場の複雑な状況(β線源の存在等)にも対応可能なモデル構築に成功した(図10)。

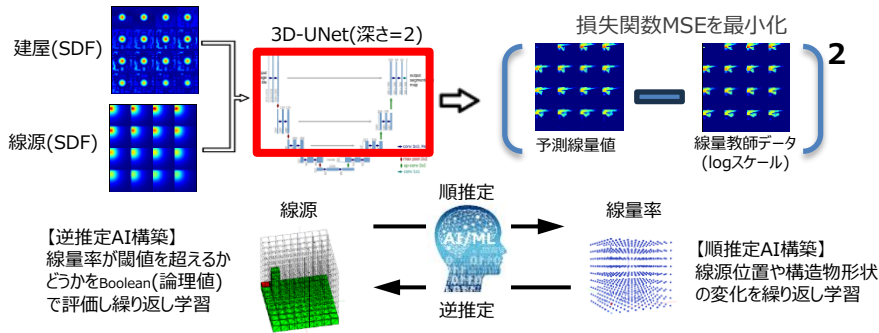


図10 サロゲートモデルの構築

(c) 線源・線量推定解析の精度向上

① 1F-R/B内情報収集装置の研究開発

1F現場において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を開発した(図11)。1F5号機での高所位置での点群・線量率データ計測が可能であることを確認した。また、狭隘部へのアクセスを考慮したシステムを開発し、位置計測システムの精度等について、当初の目標を達成した。

② 新たな放射線計測装置の現場適用性研究開発

非GPS環境における位置情報を自動で取得するためのデプスカメラを用いた自己位置推定システムと放射線検出器を組み合わせたシステムを開発した(図12)。検出器には、市販の高線量対応(~10Sv/h)検出器を統合し、自動でデータ保存が可能な自己位置推定型サーベイメータを開発した。また、独自に開発した360°方向放射線イメージングが可能なマルチクリスタル検出器(FRIE)についてもシステム統合を行った。各検出器システムは基礎特性試験及び線源イメージング試験等を実施した。検出器内部への汚染防止機能を施した上で1F3号機の検証試験を行い、計測性能を確認した。

(d) 線源・線量推定解析の高機能化

ダスト挙動を把握する解析手法を開発した。検出器の最適化及び計測装置の軽量化を図り、風速やダスト情報を一元的に取得するためのダスト放射能測定装置として、ダスト挙動計測用センサ類の選定とコールド試験及び1F現場適用を想定し、高線量環境で遮蔽なしで動作する、小型・軽量(<3kg)のダスト計測装置を開発した(図13)。現場適用として、汚染防止策、保守メンテナンス性を考慮した改良を行い、1F3号機の検証試験では現場の高線量の影響を受けることなく計測できることを確認した。また、ダスト拡散CFD解析として、ダスト測定値からダスト源位置・放出時間の逆推定を可能とする技術を開発し、模擬試験フィールドモデルだけでなく1F-R/Bモデルでも適用可能であることを確認した。



ジッパーマストに測定器を搭載

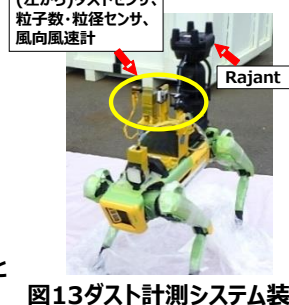
ジッパーマスト高所試験

図11 高所計測装置



自己位置推定検出器とFRIEのSPOT搭載

※1F現場の計測のため測定機器類に汚染対策(養生)した状態



ダスト計測システム装置

※1F現場の計測のため測定機器類に汚染対策(養生)した状態

今後の方向性

東京電力による本システムの1F現場実装に向けた対応、現場計測データや本システム使用で得られた解析データ等のデータベース化、現場適用状況に応じたシステムの改善等、協力・支援する。

燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大に向けて、原子炉建屋内での作業を安全、効率的に行うため、これまでに実施されている環境改善 関連の技術開発成果を踏まえ、遠隔による環境調査や作業監視においてアクセス困難なエリアへの適応範囲拡大等を目指す「現場環境調査・監視技術の向上」、高線量かつ狭隘でアクセスが困難なPCV貫通配管等に対し配管内の線源分布等の確認を遠隔で行う「配管内非破壊調査技術の開発」、及び配管遠隔撤去作業について準備作業から調査・隔離・撤去・後処理に至る一連の作業プロセスが対応可能な汎用性を有する遠隔作業システムに関する「配管隔離・撤去技術の開発」を行う。

実施内容及び成果

本事業における3つの技術開発項目について、以下の手順で実施している。実機作業の流れと各技術開発項目の関連性を示す。（図1）

1. 前提条件の設定

① 現場環境調査・監視技術の向上

調査対象の選定、アクセスルート及び環境 条件等の設定を実施。

② 配管内非破壊調査技術の開発

調査対象の選定、調査内容、作業環境条件 及び装置の検討条件の設定を実施。

③ 配管隔離・撤去技術の開発

対象配管の選定、一連の作業プロセス内容、作業環境条件及び装置の検討条件の設定を 実施。

2. 目標仕様の整理

① 現場環境調査・監視技術の向上

自律制御による障害物回避機能・無線通信 不良時の帰還機能、複数装置連動制御による機能分担等、開発目標仕様を整理中。

② 配管内非破壊調査技術の開発

検出性能、遠隔装置でのハンドリング性（可搬重量等）及び取り合い、保守性等の開発 目標仕様を整理中。

③ 配管隔離・撤去技術の開発

撤去対象配管にアクセスし、安全・確実に 対象配管を撤去可能な遠隔作業装置の開発 目標仕様（配管隔離・撤去装置のハンドリング性、原子炉建屋内の走行性能及び保守性他）を整理中。

【実機作業の流れ】

現場環境調査
(対象配管周辺)



対象配管内部調査



対象配管隔離



対象配管切断・撤去



撤去物容器収納～搬出

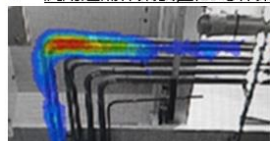
✓ 四足歩行ロボットによる調査



【本事業での開発項目】

実施項目①. 現場環境調査・監視技術の向上
(自律制御および複数装置の連動制御の適用)

✓ 配管内部調査・計測装置による調査
✓ 汎用遠隔作業装置による作業



実施項目②. 配管内非破壊調査技術の開発
(遠隔作業装置を用いた配管内部放射線計測、内部状況確認等)

実施項目③. 配管隔離・撤去技術の開発
(PCV貫通配管等に対する安全・確実な撤去作業システムの開発)

✓ 配管隔離装置による配管閉止作業



実施項目③. 配管隔離・撤去技術の開発
(PCV貫通配管等に対する安全・確実な撤去作業システムの開発)

実施項目①. 現場環境調査・監視技術の向上
(自律制御および複数装置の連動制御の適用)

✓ 汎用遠隔作業装置による作業



✓ 四足歩行ロボットによる作業監視・作業補助



図1 実機作業の流れと本事業における各技術開発項目・遠隔作業・監視装置の関連性

今後の方向性

左記の実施内容及び成果を踏まえて、以下の開発を継続する。

① 実機適用に向けた検討

1.、2. 項で定めた前提条件及び目標仕様を満足する各種機能の設計検討を行う。

② 試作機製作

上記①で検討・開発した各種機能を実装し、機能検証用の試作機を製作する。

③ 単体性能試験

上記②で製作した試作機に関して、各種機能の単体性能の確認を行う。

④ 現場適用性検証試験

代表的な調査対象の模擬体（模擬配管、周囲現場環境の模擬を含む）を用いた、現場適用性検証試験を行う。

燃料デブリ取り出しに先立ち必要な原子炉圧力容器（RPV）内部の情報取得のため、「上部側面アクセス調査工法」及び「下部アクセス調査工法」の開発を進めている。上部側面アクセス調査工法では、ドライヤ・セパレータピット（DSP）を調査の起点とし、必要となる装置全体の概念検討及びアクセスルート構築のための穿孔・シール工法、RPV内部調査工法の検討を通じて、抽出した課題に対する要素試験を行い、要求機能を達成できることを確認する。また、下部アクセス調査工法では、これまでに実施された原子炉格納容器（PCV）内部調査の結果から判明しているペDESTAL内部の多数の干渉物を回避または撤去して、ペDESTAL内部からRPV下部へアクセスしてRPV内部の調査を行うための「柔軟性」、「汎用性」を有する調査工法及び装置の技術開発を行う。

実施内容及び成果

本事業における2つの実施項目（上部側面アクセス調査工法の技術開発、下部アクセス調査工法の技術開発）をそれぞれ以下の手順で実施した。

1. 前提条件・要求機能の整理

- ① 調査項目・調査範囲・想定アクセスルートの設定や環境条件・作業条件の整理等を行い、これを踏まえて開発の前提条件を定めた。
- ② 前提条件を基に想定される作業手順を検討し、各調査工法の主要機器として以下を抽出し、これらに対する要求機能の整理を行った。

【上部側面アクセス調査工法について】

インクロージャ、アクセス装置、バウンダリ維持パイプ、設置 支持装置等

【下部アクセス調査工法について】

インクロージャ、アクセス装置、調査装置等

2. システム及び装置概念検討

- ① 調査工法毎に1. 項で抽出した一連のシステム及び主要構成装置（図1、図2）の概念検討を行った。

3. 要素試験計画の策定

- ① 2. 項で実施した概念検討結果に基づき、個別装置またはこれらの 組合せにおける技術課題の抽出・評価を行い、要素試験要否を 判断・整理した。各調査工法における主要課題を基に、要素試験 項目を以下とし、これらの要素試験計画の策定を実施中。

【上部側面アクセス調査工法について】

PCVヘッド貫通部のバウンダリ構築方法の検証、バウンダリを 維持した状態でのPCV/RPVヘッド穿孔工法の検証、調査装置のRPV内アクセス性確認、多軸伸展アームの適用性確認

【下部アクセス調査工法について】

RPV内部調査装置の主要機能検証、アクセス装置の主要機能検証、干渉物撤去機能検証

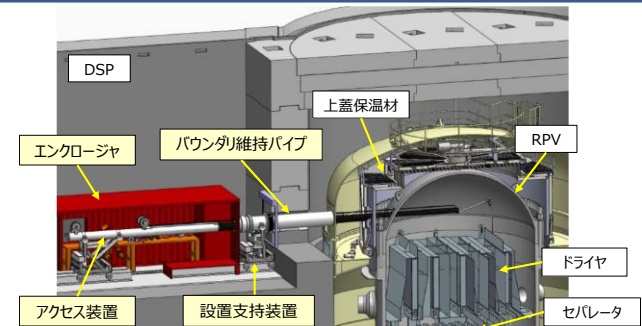


図1 上部側面アクセス調査工法の主要構成装置イメージ

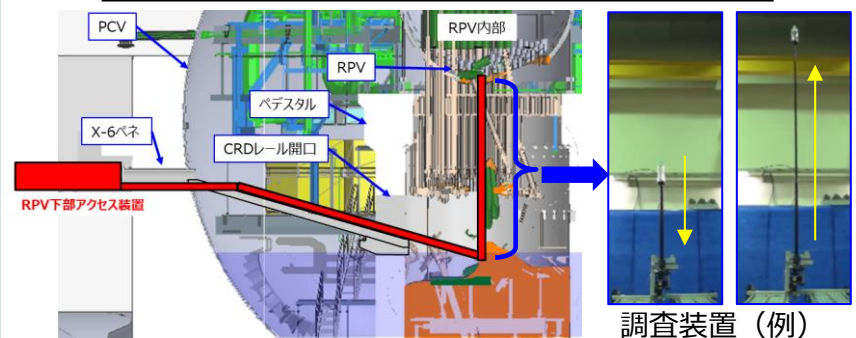


図2 下部アクセス調査工法の主要構成装置イメージ

今後の方向性

左記の実施内容及び成果を踏まえて、以下の開発を実施する。

- 要素試験計画の策定<継続>
- 要素試験
試作機を製作し、これを用いて、計画した各要素試験を実施し、得られた成果を概念検討結果へフィードバックする。
- 課題抽出及び今後の開発計画の策定
要素試験結果を受け、現場適用化に向けた課題抽出を行い、課題解決に向けた今後の開発計画を策定する。

燃料デブリ取り出しに先立ち必要な原子炉圧力容器（RPV）内部の情報取得のため、既存配管として「炉心スプレイ（CS）系配管」、「主蒸気（MS）系配管」を対象に、これらの配管を利用したRPV内部調査の技術開発を行っている。
 本事業では、2023年度までの概念検討・要素試験等で得られた課題を基に、上記既存配管を利用してRPV内部調査を実施するための重要な要素技術である「配管内移動技術」、「ルート構築技術」、「バウンダリ構築技術」及びこれらの組み合わせ技術の高度化を行う。
 また、現場での作業実施を考慮した調査工法・装置等の開発を行う。

実施内容及び成果

「配管内移動技術」、「ルート構築技術」、「バウンダリ構築技術」等の要素技術及びこれらの組み合わせ技術について、CS系配管（図1-1）、MS系配管（図2-1）を対象に以下の通り開発を実施している。

1. 調査計画及びアクセス・調査装置開発計画の策定

① 2023年度までの事業で行った機能試験を基に、CS系・MS系配管を用いた調査に関する主要な課題を抽出・整理した。

【主要な課題（CS系）】

移動経路上の管継手・弁等通過時のスタック対策、アブレイシブウォータージェット（AWJ）を用いた弁切断時に発生するアブレイシブ対策、原子炉建屋（R/B）から配管内に装置を入れる際の 閉じ込め性確保

【主要な課題（MS系）】

配管途中でのスタック対策、AWJを用いた弁切断時に発生するアブレイシブ対策、タービン建屋（T/B）から装置を入れる際の 閉じ込め性確保、現場既存構造物との干渉回避

② これらの課題に対して、対応可能な対策を立案した。この立案を基に以下の内容で「調査計画」、「開発計画」を整理した。

【調査計画】

対象号機、建屋内機器配置概念、配管内の想定環境、調査（視認）対象の構造物、取得を目指すRPV内の情報（空間線量率・映像等）等

【開発計画】

RPV内部到達までに必要な作業内容（バウンダリ構築、配管内移動、弁体・配管切断等）、2023年度までに確認された各課題への対応方針（調査装置※の改善案検討）等

※）調査装置の一例を図1-2、図2-2に示す。

2. アクセス・調査装置の開発（要素試験計画の策定）

1.②項にて整理した調査計画・開発計画を基に、本事業で実施する要素試験計画の策定を実施中。

【CS系配管】

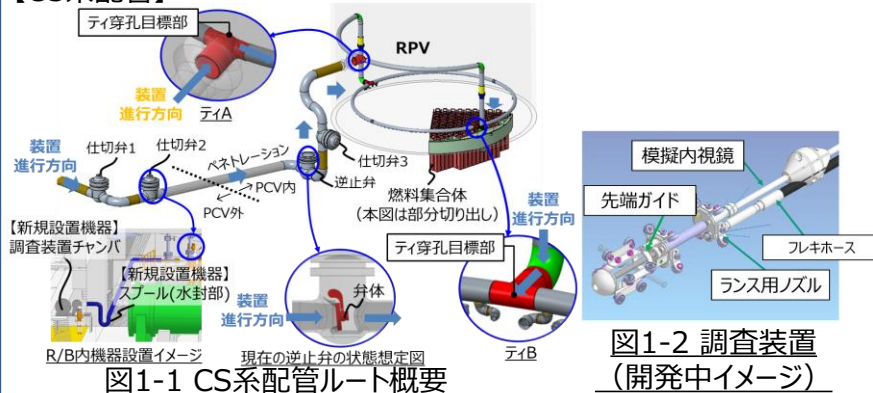


図1-2 調査装置
（開発中イメージ）

【MS系配管】

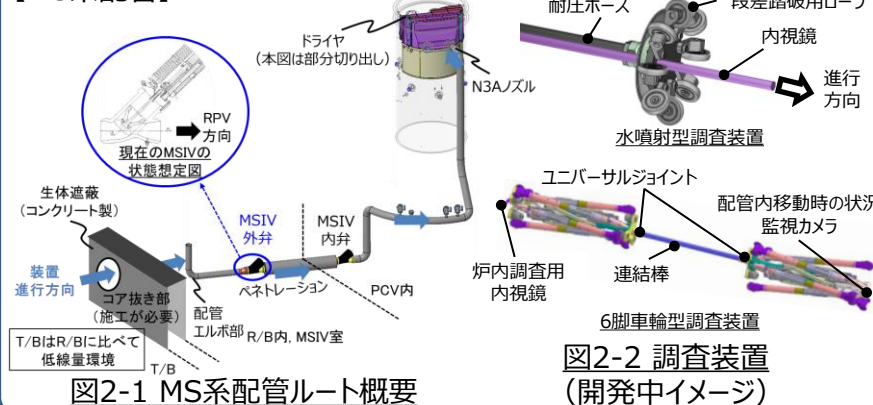


図2-2 調査装置
（開発中イメージ）

今後の方向性

左記の実施内容・成果を踏まえて、以下手順で実機施設を模擬した要素試験を行い、現場適用性を確認していく。

- アクセス・調査装置の開発（要素試験計画の策定）＜継続＞
- アクセス・調査装置の開発（要素試験実施）
- 課題抽出及び今後の開発計画の策定

(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)各号機の廃炉に向けた工法の検討のため、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

1号機の内部調査時に得られた堆積物サンプル（1号機堆積物）の分析を継続し、主要成分はFeであり、U含有率はサンプル重量に対して約1%以下であることがわかった（図1）。また、U粒子のTEM観察*により、Uリッチな相とZrリッチな相に分かれた構造を有していることから（図2）、冷え固まる過程で1100℃以上で長時間維持されることで生成されたと推定し、事故時の炉内状況を評価した。

2号機の試験的取り出し作業で採取された燃料デブリ（2号機燃料デブリ）をJAEA大洗研で受け入れ、分析を開始した（図3）。SEM-WDX*等による非破壊分析の結果、U等の燃料成分が含まれることがわかった（図4）。非破壊分析を実施後、サンプルを分取して他機関に輸送し、詳細分析（固体分析、溶液分析）によりサンプルの化学組成や、Uの同位体比、価数、結晶構造等の評価を継続している。

③分析精度向上のための技術開発

スリーマイル島原子力発電所2号機の燃料デブリ（TMI-2燃料デブリ）の分析準備として、分析計画の立案、輸送に係る検討、施設の使用許可変更に係る認可取得等を実施した。なお、TMI-2燃料デブリが保管されているJAEA原科研では、溶液分析に着手し、分析値の不確かさ要因や評価方法の検討を行った。

また、燃料デブリ生成時の状況推定の一環として、過去のサンプル分析で観察されたFeを含むU粒子（U-Zr-Fe-O系）の生成条件を評価するための基礎試験を実施した。（U,Zr）O₂とFe₃O₄を様々な組成や酸素分圧下で合成し相状態を調べ、UO₂にFeが顕著に固溶する雰囲気条件や、共晶温度に及ぼす組成の影響等を評価した。これらの結果から、Fe含有U粒子の生成過程を推定する。

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、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は、米国アルゴンヌ国立研究所から模擬燃料デブリサンプルをJAEAに受け入れ、燃料デブリ分析精度向上事業で定義した4つの基本量（形態、核種・元素量、相状態・分布、密度等）に係る分析を実施し、分析結果を取りまとめた。

* SEM-WDX：走査電子顕微鏡-波長分散型X線分析、TEM：透過電子顕微鏡

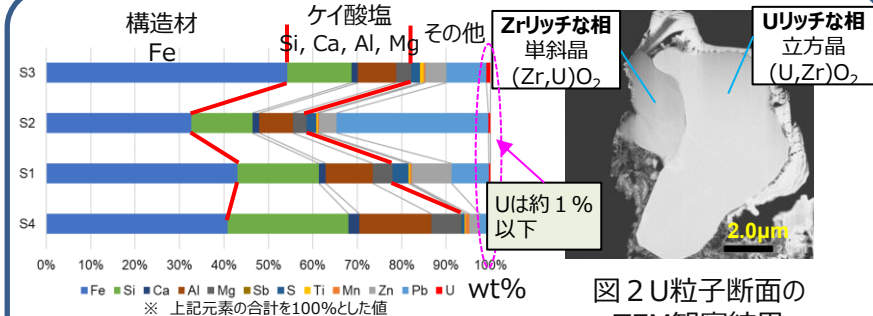


図1 ICP-AESでの検出元素の内訳
(1号機堆積物)

図2 U粒子断面の
TEM観察結果
(1号機堆積物)

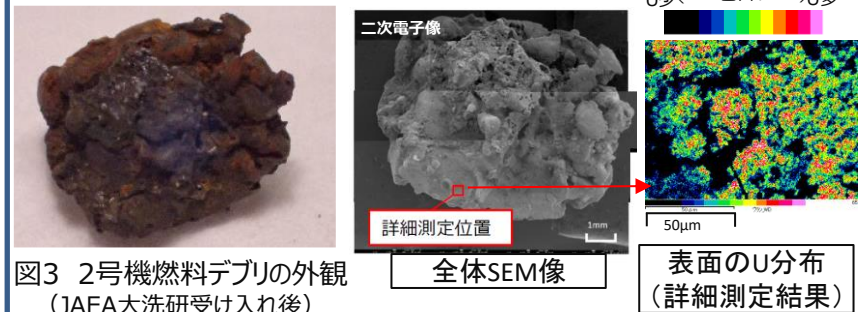


図3 2号機燃料デブリの外観
(JAEA大洗研受け入れ後)

図4 SEM-WDX測定結果

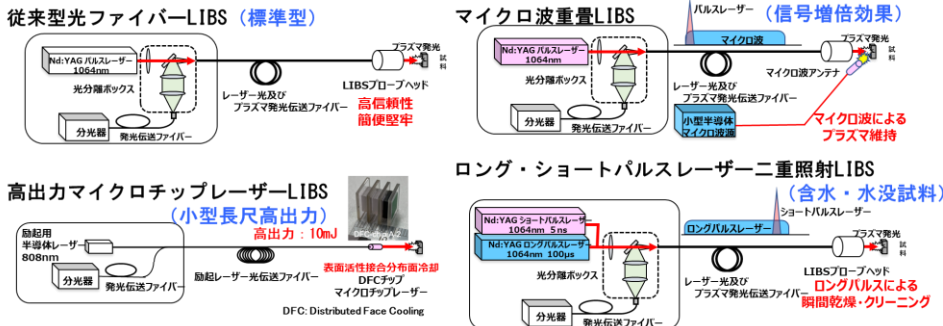
今後の方向性

- 引き続き、試験的取り出しで採取された燃料デブリサンプルを分析し、サンプルの生成過程の推定等を通じて、サンプル取得箇所や炉内の状況を推定していく。
- 各施設の保安規定認可後、TMI-2燃料デブリを輸送し、計画にそって分析を行い、燃料デブリ分析手法の検証等を行う。
- FACEプロジェクトの参加を継続し、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イクダウン分析法 (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



核燃料物質、使用済燃料による分析実績の集積、信頼性確保

2. 核燃料物質による性能評価

- ・ホット施設の提供
- ・ウラン含有標準試料
- ・ウラン含有複雑系試料
- ・使用済燃料ペレット断面分布

1. 分析手法の確立

- ・課題総括
- ・光ファイバー-LIBS最適化
- ・マイクロチップレーザー-LIBS構築と最適化
- ・核燃料物質 (使用済燃料) による性能評価
- ・放射能汚染環境対応機器開発

利用環境を考慮した試作機の提示

3. 基礎基盤技術を基にした実機開発

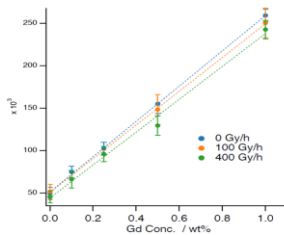
- ・DFC型高出力マイクロチップレーザーの開発 (超長尺高出力化)
- ・可搬型マイクロ波重畳LIBSシステムの開発 (信号強度増倍、高分解能化)
- ・耐環境可搬型ロング・ショートパルスレーザー二重照射LIBSシステムの開発 (粉塵・温度変化対応、含水試料高感度化)

利用環境に対応した試作機の提示
燃料デブリの簡易 (その場) 分析への適用を前提とした分析実績の集積

代表的な実施内容とその成果 (1)

【マイクロチップレーザー-LIBSの耐放射線性】

分析特性の放射線耐性を調べるため、高線量率ガンマ線照射環境で検量線を取得した。その結果、高線量率環境においても検量線が変わらないことが示された。これにより、放射線の有無に関係なく分析が可能な耐放射線性を有していることが実証された。



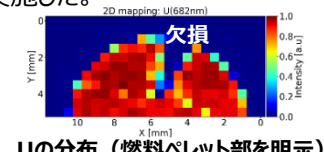
ガンマ線照射環境で取得した検量線

代表的な実施内容とその成果 (2)

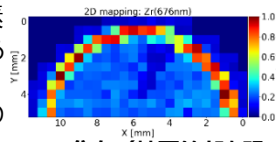
【使用済燃料棒断面分布測定】

使用済燃料による分析実績の蓄積のため、高線量率環境のホットセル内で使用済燃料を対象とした遠隔分析試験を実施した。

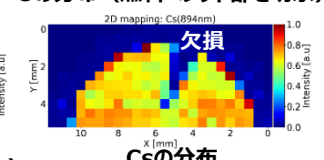
使用済燃料棒の断面において、レーザー照射位置をマトリクス状に多点照射した計測の結果から、U、Zr、Cs等の二次元元素分布計測が可能であることが実証された。Sr、Mo、Ba、La等の存在も確認された。



燃料棒断面写真と測定領域



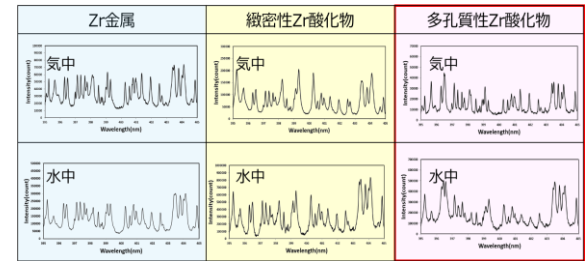
Zrの分布 (被覆管部を明示)



Csの分布 (外周部での高濃度領域を明示)

【ロング・ショートパルス二重照射LIBSによる水没環境での分光特性】

PCV内燃料デブリのその場分析への適合性を確認するため、空气中・水中等の環境や、金属・酸化物・多孔質酸化物等の状態の違いが、観測結果に及ぼす影響について調べた。本計測手法では観測結果に差異は認められず、適合性を有することが示された。



空气中・水中でのZr金属、Zr緻密性酸化物及び多孔質性酸化物の発光スペクトル観測例 (観測結果に差異が認められない)

今後の方向性

- ・機械学習による迅速確認手法について、その適用性を確認する。
- ・温度変化や粉塵環境、湿潤・水没環境に配慮した可搬型LIBS装置を完成させ、実機への適用性を確認する。

(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号機原子炉格納容器(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、シビアアクシデント(SA)解析コード(MAAP)を用いた評価を行った結果、熱バランスにおけるインナースカートへの熱伝導との関係が見いだされた。

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、SA解析コード(MAAP)を用いた評価結果を基に、圧力挙動について合理的に説明が可能となるシナリオの策定を行った。

(B) RPV損傷状況の把握

1、3号機の設計情報を考慮した解析モデルの構築を行い、SA解析コードの解析結果を考慮した熱流動解析によりRPVの温度変化を評価し、策定した材料強度特性式及び熱流動解析を反映した構造解析を行い、RPVの損傷位置の推定を行った。

(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、移行シナリオを示した。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)実験概念を検討し、2つの実験概念を提案した。

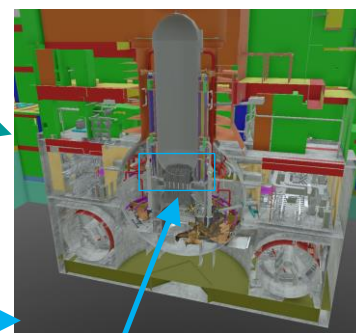
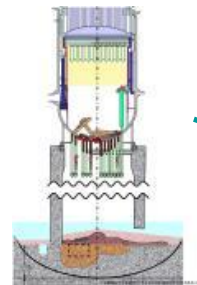
(D) 3D推定図の作成

内部調査結果で得られている写真・動画の情報、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した。作成した3D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した。

炉内状況推定図

(D) 3D推定図の作成

設計情報



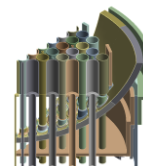
内部調査結果[1][2]



(A)事故進展評価

(B)RPV損傷状況の把握

(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ROV-A2)の実施状況(5月19日の作業状況)

<https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202205-j/220523-01j.html>

[2]:福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部調査(気中ROV調査)ペDESTAL内部の状況について

<https://photo.tepco.co.jp/date/2024/202403-j/240318-01j.html>**今後の方向性**

- (A) 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。
- (B) 1号機のペDESTAL堆積物深部の状況推定に資するため、ペDESTALへ移行した炉心物質とコンクリートとの相互作用を解析により検討する。
- (C) 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実験概念について検討を深め、解析を検討する。
- (D) 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。

気中上取り出し工法においては、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、大型一体で切断し搬出する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と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った。

実施内容及び成果

1. 前提条件の設定

これまでの調査結果等を基に、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・搬出に必要な設備、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. 項より、ウェルシールドプラグの解体・搬出に必要な搬送装置等のオペフロ上部設備、工法・作業方法・手順等（落下対策、ダスト拡散低減策等を含む）の検討を実施した。

また、号機毎の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（図1）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2）の2通りの工法を検討した。

4. 要素試験

3. 項の検討結果の現場適用性を評価するため以下の要素試験を実施した。

(1) 傾斜したウェルシールドプラグ吊り上げに関する要素試験

1号機で確認されている傾斜したウェルシールドプラグの模擬体を用い、遠隔による玉掛け・吊り上げ・姿勢調整作業の適用性を確認した。

(2) ダスト拡散低減効果確認試験

ダスト拡散低減シートによる移送中のダスト拡散低減効果を確認した。

(3) ウェルシールドプラグ損傷状態確認非破壊試験（図3）

ウェルシールドプラグの損傷状態（コンクリートのひび割れ及び鉄筋の破断）に関する非破壊検査技術（超音波探傷等）の適用性を検証した。

(4) 損傷ウェルシールドプラグ搬送試験

実機の損傷状態を模擬した模擬ウェルシールドプラグを用いて、遠隔による吊り上げ・搬送作業の適用性を確認した。

5. 現場適用性の評価

要素試験結果から現場適用性を評価し、実機適用に向けた課題を抽出した。

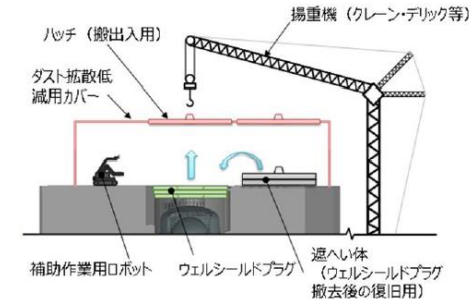


図1 オペフロ上部にダスト拡散低減カバーを設けるケース

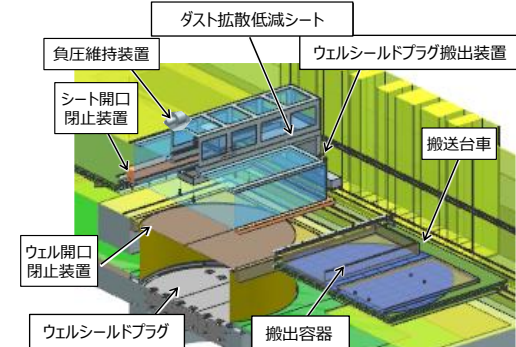


図2 搬送装置自体にダスト拡散低減機能を設けるケース

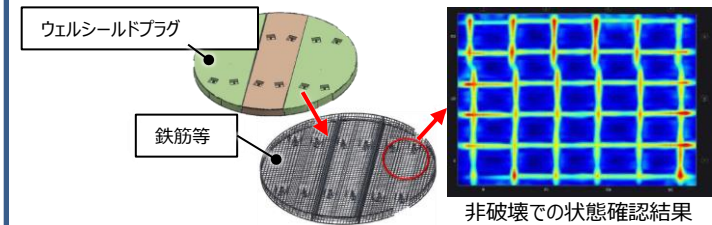


図3 非破壊での状態確認方法の検証要素試験

今後の方向性

・本事業にて得られたデータ、抽出された課題については、燃料デブリ取り出し全体の安全性向上、合理化検討に資することを目的として、実用化を目指して、整理し、検討を行う。

燃料デブリ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空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及び試験を行う。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及びダスト飛散抑制、機器損傷等の防止のため、必要となる要素技術開発及び試験を行った。

実施内容及び成果

本事業において実機適用に向けた工法開発・対策立案・材料選定など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の評価を行い、実機適用に向けた課題の抽出を行った。

【充填安定化技術】

1. 型枠充填工法
 施工試験（図1）により、充填材の固化特性、充填装置・遠隔装置（設置性・視認性）に必要な仕様、型枠の有効性、長距離圧送性などを評価するとともに、課題を抽出した。
2. 乾式吹付工法
 現場適用性の観点を考慮し、充填材候補からジオポリマーなどを選定し、基本特性を取得した。市販装置を用いた試験により充填装置に必要な仕様、長距離圧送性、固化の現場適用性及び遠隔適用の使用条件などを評価するとともに、課題を抽出した。

【加工時落下対策技術】（図2）

1. 緩衝体落下対策
 本事業にて開発された緩衝体に、落下模擬体を落下させる実規模サイズでの試験を実施。緩衝体の衝撃吸収性の知見を得るとともに、課題を抽出した。
2. 落下防止シート落下対策
 本事業にて開発された落下防止シートに、落下模擬体を落下させる実規模サイズでの試験を実施。シートの落下物捕捉能力の知見を得るとともに、課題を抽出した。
3. ダスト飛散防止対策
 ダスト飛散防止材のロボットによる吹付施工の確認試験と遠隔での施工確認を実施し、遠隔での吹付施工の見通しを得るとともに、課題を抽出した。

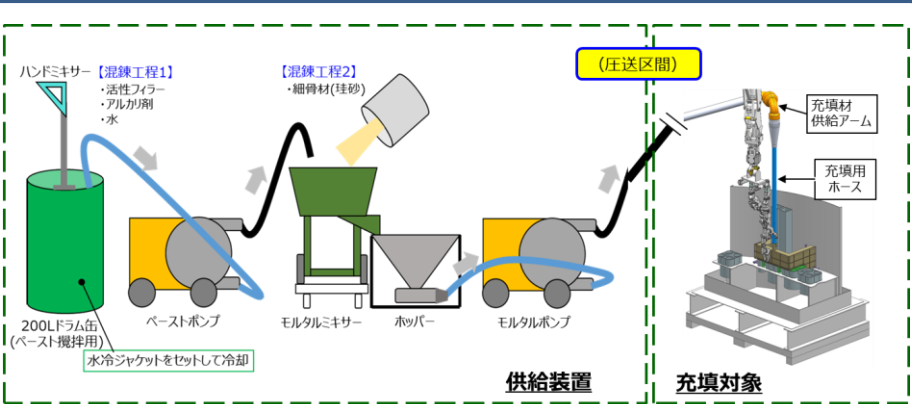
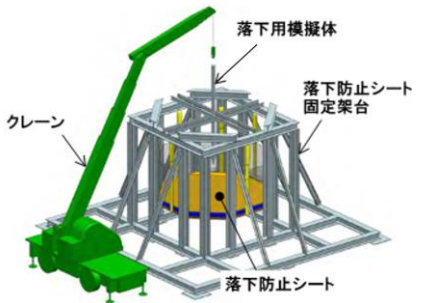
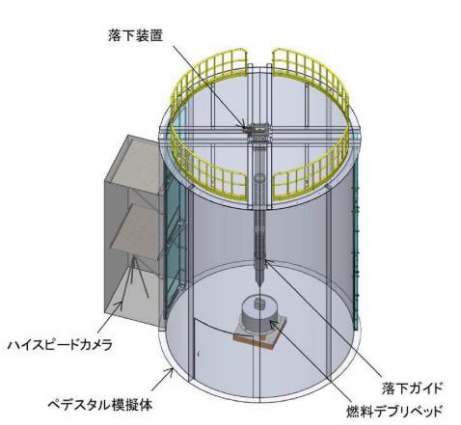


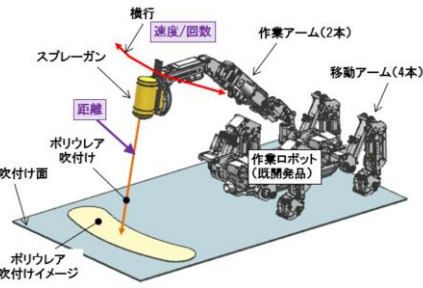
図1 施工試験の装置構成



落下防止シート落下対策試験装置構成図



緩衝体落下対策試験装置構成図



ダスト飛散防止対策試験装置構成図

今後の方向性

・本事業にて得られたデータ、抽出された課題については、燃料デブリ取り出し全体の安全性向上、合理化検討に資することを目的として、実用化を目指して、整理し、検討を行う。

図2 各試験装置構成図

福島第一原子力発電所（以下、1Fと略記）の廃炉措置に関わる安全システムにおける「核燃料物質・難分析元素等の分析の迅速化・効率化技術」を開発する。燃料デブリに接触することで生じる液体処理系の循環冷却水中に含まれる核燃料物質や放射性元素を質量分析により迅速分析する上で、その分離・前処理等の工程を迅速化、効率化、自動化、または省力化するための技術開発を実施する。開発した分析技術は、1Fの現場の分析作業者が容易に実施可能なものを目指す。

実施内容及び成果

A. アルファ放射性元素の分析における迅速化、効率化のための技術開発

必要不可欠な装置類の購入・設置を行い、放射性同位体の標準液の調達を行った。並行して分析・前処理などに利用する装置類の設計および購入を行い、独自のフローデバイスとソフトウェアの設計・制作中である（図1）。実際の試料（1Fの汚染水など；実試料と記す）に含まれる共存物質の濃度や干渉成分を把握するため、日本原子力研究開発機構および1Fにて実試料の成分分析を実施している。誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）を用いたα線放出核種（U、Pu、Am、Cm、Np及びTh）の多核種同時定量法を開発し（図2）、試料中の共存物質の一部の成分がICP-MSでの誤計測や固相抽出の回収率に変動を与えることが分かったため、その影響の評価ならびに回避方法を開発している。

アルファ放射性元素の分析における迅速化、効率化のための技術開発

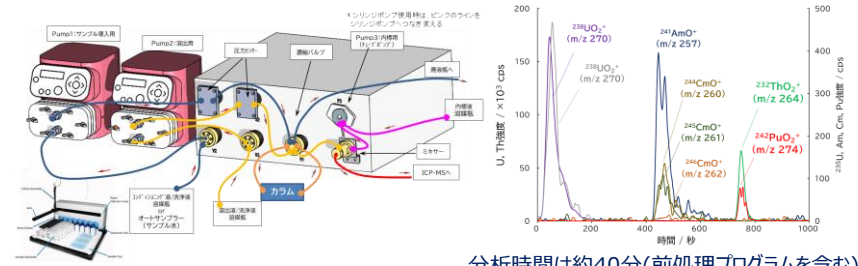


図1 開発中の前処理デバイスのイメージ図

分析時間は約40分(前処理プログラムを含む)

図2 α線放出核種の多核種同時定量

I. ベータ放射性元素の分析における迅速化、効率化のための技術開発

必要不可欠な装置類の購入・設置を行い、放射性同位体の標準液の調達を行った。複数のβ線放出核種（Sr-90、I-129、Tc-99及びCl-36）の同時定量を行うため、イオンクロマトグラフィー（IC）とICP-MSを接続した分析流路を設計した（図3）。安定同位体による試験では、Sr、I、Re（Tcの代替元素）及びClを同時に検出した。また、1F実試料の共存成分を把握するため、その成分分析を実施している。

単核種における高感度検出のため、試料量の増加やダイナミックリアクション、磁場型質量分析など様々な高感度化検討を実施している。

ホウ素分析では、負イオン型表面電離型質量分析計(N-TIMS; 図4)及び専用ドラフト等の環境整備を整え、分析方法の開発に着手。N-TIMSでホウ素ピークおよび同位体比を確認し(図5)、微量分析法の確立を実施している。

ベータ放射性元素の分析における迅速化、効率化のための技術開発

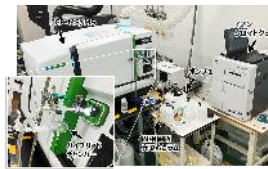


図3 多核種同時分析装置の外観図

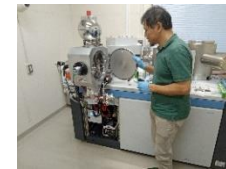


図4 N-TIMS装置の外観図

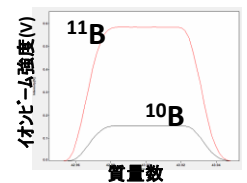


図5 N-TIMS分析のホウ素同位体のピーク

U. 弱エネルギー放射性元素の迅速な前処理のための技術開発

吸着樹脂の同定と吸着分離の評価に必要な装置類の購入・設置を行った。放射性同位体の標準液（Fe-55）の購入を行った。吸着樹脂を合成し、Feの安定同位体に対する吸着を評価した（図6[A]）。また、Nbに対する吸着樹脂についても購入・精製を行い（図6[B]）、Nb安定同位体に対する吸着挙動を評価した。また、Nbについては、Nb-94に対する吸着挙動も検討した。Nbについては、ゲルマニウム半導体検出器ならびにICP-MS/MSのどちらでも計測できることを明らかにした。Fe吸着剤ならびにNb吸着剤ともにそれぞれ非常に良好で、かつ、安定した吸着率を示すことが分かった（図6[C]）。

弱エネルギー放射性元素の迅速な前処理のための技術開発



吸着剤	吸着率, %	
	Fe(III)	Nb(V)
DFB-EG	99.5	97.7
D-150-120A		

図6 [A] 合成の様子、[B] Nb吸着剤の写真、[C] 吸着率

今後の方向性

- A. 開発した前処理デバイスとの連結による分析システムとしての評価
- I. 微量分析法として確立
- U. 放射性同位体を用いる実証試験

燃料デブリ進取り出し作業の安全性評価に重要な燃料デブリの切削ダスト飛散につき、実用が期待される5つの切削法（ディスクカッター、コアボーリング、チゼル、レーザー、AWJ）について、多様なコールド材や代表的組成のウラン含有模擬燃料デブリを用いた試験と解析により、飛散メカニズムの把握と飛散率データの整備をめた。また、実環境で想定される湿潤条件（湿潤雰囲気、供試体の冠水）による影響についても評価を行った。

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

・既往ダスト飛散率データの統一的な整理法を調査・検討し、燃料デブリ取り出しで想定される湿潤環境における切削時の放出／滞留するダストによる被ばく線量を簡易的な手法で試算し、主要因子の影響を整理した。

【2】実環境を模擬するダスト飛散挙動の検討

・気中湿潤条件のダスト計測への影響を調べ、飽和（湿度98%）までは殆ど影響がなく、過飽和になると沈着により飛散率が低減する傾向が見られた（図1）。
 ・可視化試験装置（写真1）等で水中切削時のダストの発生と放出挙動を調べ、水位が深くなると急激に低減するダストの慣性放出と、切削刃やガス・水流によるダストを含む水滴の飛散の足し合わせによるメカニズムを見出した。



【3】ダスト飛散率測定試験（コールド）

・ディスクカッターでは冠水により飛散率が大きく低減するが、周速度が大きいと切削部の曝露や飛沫量の増加により低減率が低く抑えられることが分かった。（図2）
 ・コアボーリングのダスト飛散は冠水1mmで3桁低減し効果が大きかった。（図3）
 ・チゼルは落重試験により幅広いパラメータで試験を行い、材料により異なる打撃エネルギー依存性を明らかとした（図4）。水中ではダスト飛散量が大幅に低減したが供試体の割れによる飛沫が多く、より大きな体系での確認が必要と考えられた。
 ・レーザーも冠水でダストは低減するが、機械的切削ほど高い低減は得られていない。

・AWJは砥粒を含む多量の水滴が飛散する（写真2）ため、切削ダストとの区別が難しく、化学分析を用いた定量法を構築し、ダスト飛散率データ取得を進めている。



【4】ダスト飛散率測定試験（ウラン）

・機械的切削によるダスト飛散率の絶対値測定として、ディスクカッターによるウラン含有模擬燃料デブリの飛散率データ取得を実施した。前事業ではIn-vesselデブリFD#1,2等を測定し、本事業ではガラス相（MCCI）を含むEx-vesselデブリFD#3,4,5等を測定し、整合する飛散率を得た（図5）。

【5】ダスト飛散挙動の解析

・既往研究や【2】の要素試験等により凝集や凝結を反映したモデルを構築し、【3】のダスト飛散率測定試験の再現解析により妥当性検討を行った。さらに、ダストを含む水からの再飛散についても、気液固3相流解析を試みた。

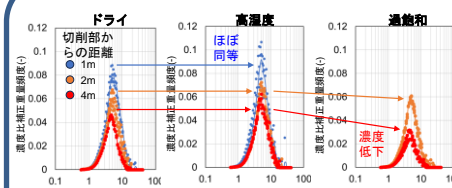


図1 湿潤環境による粒径分布変化

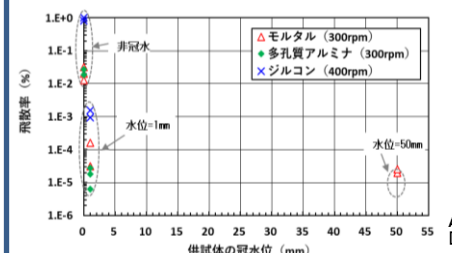


図3 コアボーリング切削ダスト飛散率の供試材冠水位依存性

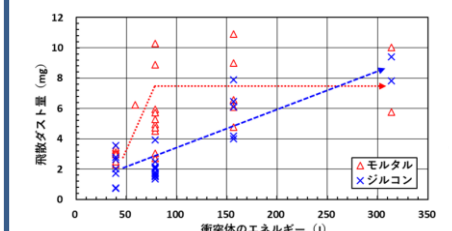


図4 チゼル切削ダスト量の衝突エネルギー依存性

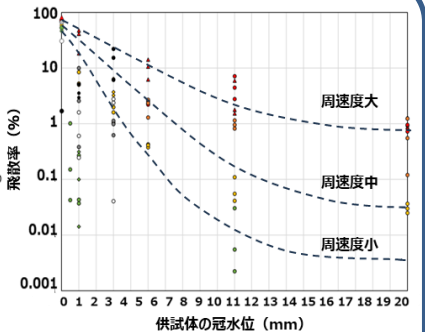


図2 ディスクカッター切削ダスト飛散率の供試材冠水位依存性

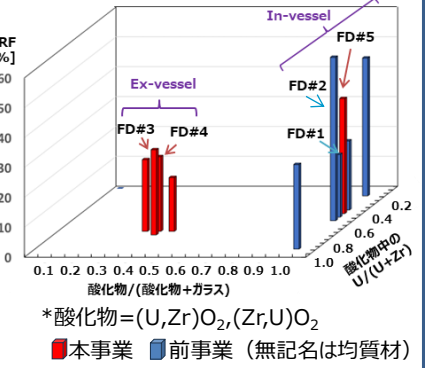


図5 ウラン含有模擬燃料デブリのディスクカッター乾式切削ダスト飛散率

※上記データは暫定値で今後補正や再整理の可能性あります。

今後の方向性

ウラン含有模擬燃料デブリで水中ディスクカッター切削試験を行いコールド材での傾向を検証すると共に、レーザーでもウラン等を含む供試体を用いた試験を行いコールド材の結果を検証する。更に、切削により生じたダストが気流と共に移行する挙動把握のための大型のLPF（移行率）試験を開始し、切削に伴うダスト発生と移行を総合的に評価することを目指す。

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

- 国内の原子力発電所、特に、福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）で適用可能なバイオアッセイ手法を構築するため、文献調査及び模擬実験に基づいた実用的な分析手順を作成するとともに、その妥当性を実証実験及び専門家への意見聴取により評価した。
- 便試料の前処理で発生する臭気問題を解決するため、バイオアッセイを実施している事業者との意見交換及び脱臭装置メーカーへの現地調査等を実施し、臭気対策提案書を作成した。
- バイオアッセイ試料の分析における作業安全性の確保や処理可能な試料件数が手動操作部分で律速されていることなどへの課題を解決するため、文献調査及び研究機関等への現地調査を実施し、自動系統分析システムの事例集を作成した。
- バイオアッセイ手法の高度化に向け、小型加速器質量分析装置用の測定試料調製手順を作成し、バイオアッセイへの新たな測定・分析装置の適用を検討した。

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

- 最新のTES型マイクロカロリーメーターの研究開発動向及び1Fにおける内部被ばく状況などの情報収集結果を基に、シミュレーションを用いてバイオアッセイ分析や肺モニタ測定（図1）へのTES型マイクロカロリーメーターの適用性について評価した。

c) ろ紙試料（鼻スミヤろ紙、空気ろ紙）測定の高効率化・向上に関する検討

- 模擬試験及びシミュレーションにより、ろ紙への付着物（粉体等）がろ紙試料の放射能測定評価に与える影響を評価した。
- 上記の評価結果及び原子力施設内と環境中における実際のろ紙への付着物の調査結果から、1Fの作業環境下における測定精度の把握・向上に関する検討を行った。

d) 鼻スミヤ測定システムの検討

- 誰もが簡便、迅速かつ適切に多人数の鼻スミヤ試料の測定を行えることを目的とした測定システムのご概念（図2）を設計し、試験により実現性を評価した。
- 鼻スミヤ試料の採取において、採取効率の向上及び採取者による採取効率の変化を小さくするために、鼻スミヤ採取用ろ紙のデザイン（材料・形状）及び試料採取方法について検討した。

TES型マイクロカロリーメーター
有感面積：6cm×6cm（1600素子）

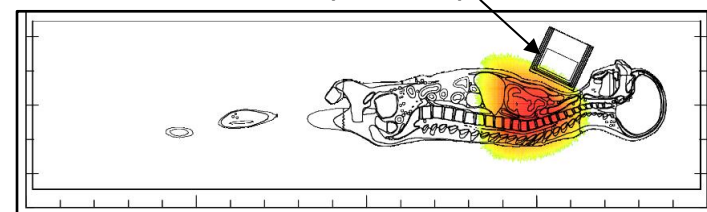


図1 TES型マイクロカロリーメーターを応用させた肺モニタによる体内残留量測定シミュレーション計算例

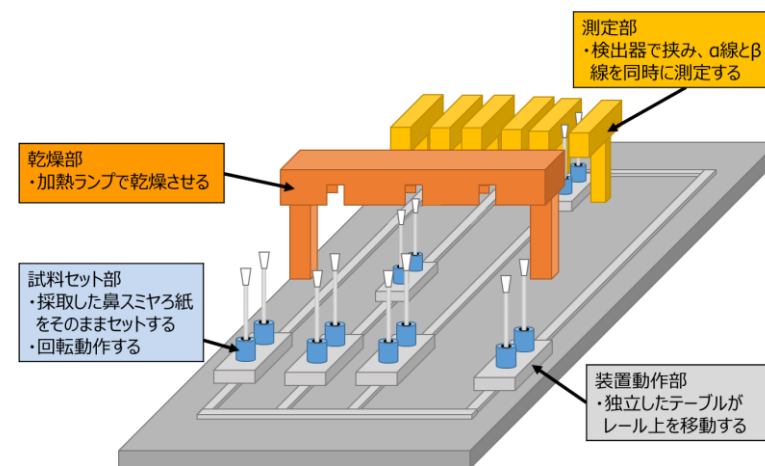


図2 鼻スミヤ測定システムのご概念設計案（ろ紙試料のセット及びボタン操作以外を自動化）のイメージ図

e) 皮膚汚染測定に関する検討

- 皮膚汚染事象が発生した場合の皮膚等価線量の評価に必要な事項を整理し、β線核種による皮膚汚染測定に特化した試作機を製作した。
- 試作機の機器効率、評価面積、直線性などの性能を試験し、既存のβ線用サーベイメータから測定精度が向上することによる効果を評価した。

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カメラ技術の身体表面汚染測定への適用に向けた基礎データをシミュレーションで確認し、身体汚染測定用αカメラの試作機（手部用）を製作した。
- シミュレーション及び製作した試作機により、αカメラ技術の身体表面汚染測定への適用を検討する際の技術的課題の整理を進めている。

g) 身体洗浄剤等の効果検証方法に関する検討

- 1Fにおける身体除染対応の現状及び実際に発生した身体汚染事例等を踏まえて、文献調査から得られた除染の物理化学的メカニズムを基に、現場において発生する汚染の核種・形態に応じた除染対応プロトコル試案を作成した。
- 文献調査で得られた除染方法に寄与する物理的作用及び皮膚構造に関する知見を基に、身体除染における除染効果を検証（図3）するとともに、洗浄剤種類等の違いによる除染効果の検証方法を標準化させるために、最適な試験試料及び試験方法を検討した。

h) 創傷汚染測定に関する検討

- CdZnTe半導体検出器を用いた測定手法について、様々な創傷汚染パターン（刺し傷、擦り傷、切り傷等）を模擬したシミュレーション（図4）を実施し、適用性を評価するとともに実測における課題を整理した。
- 考案した測定手法について、事故初期段階における運用方法を検討するとともに、米国原子力規制委員会が開発した皮膚線量評価計算コードVARSKIN+を用いて創傷汚染部の放射能（Bq）から内部被ばく線量（mSv）を評価する方法を検討した。

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）の解決に向けて、専門家による検討委員会を開催し、対応プロトコルの改良及び国内標準化プロセスの検討を行った。
- 1Fにおける被ばく事例を用いてケーススタディを実施し、確率論的リスク評価を応用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・評価する手法の実現可能性を検討した。



図3 身体洗浄剤の除染効果の検証試験の様子

左図：人口皮膚のふき取り試験
右図：荷重測定器を使用した人体膝部のふき取り試験

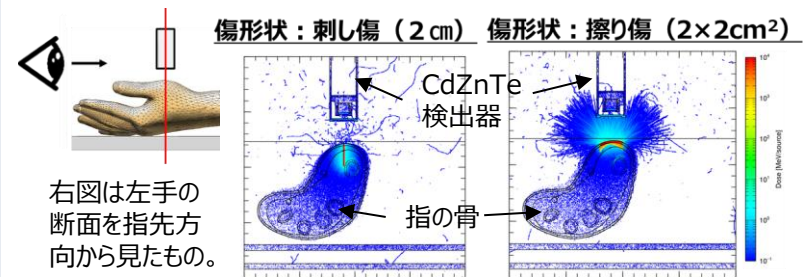


図4 CdZnTe検出器による左手親指の付け根部分の創傷汚染測定のシミュレーション計算例

今後の方向性

今後の技術課題を整理するため、以下を行う。

- 各テーマの成果を俯瞰・横断的に整理・評価する。
- 廃炉進捗・現場ニーズと現状での技術成熟度を比較する。
- 学会発表等を通して有識者等からの意見を聴取する。

燃料デブリ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た。
 ※）循環水中を浮遊する α 核種を含む微粒子で粒径0.1 μ 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

a. 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処理、水質調整によるフィルタろ過処理、現行の福島第一原子力発電所にある多核種除去設備の前処理設備（共沈処理）の3つの方式について、要素試験を実施した。

b. このうち、吸着槽方式の試験結果より、除去性能の高い α 核種吸着材を選定し、除去プロセスを立案した。（図1、図2）

c. 残りの2方式についても、除去性能を評価し、除去プロセスを検討中。

(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

a. 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ため要素試験計画、通水初期吸着挙動確認の要素試験計画を立案し、成立性を評価中。

b. 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し、妥当性を評価中。

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

a. クロスフロー（CF）フィルタ要素試験

混濁液を処理対象として、濃縮性能を測定するための要素試験を実施し、目標濃縮倍率を達成できることを確認した。

(2) スラッジ回収システムの合理化検討

a. カートリッジフィルタ装置要素試験（図3）

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を実施し、減容（脱水）率を評価中。

b. 減圧・加熱脱水方式要素試験（図4）

先行事業で候補として選定したが要素試験が未実施となっていた減圧・加熱脱水方式についての要素試験を実施し、性能評価を実施した。

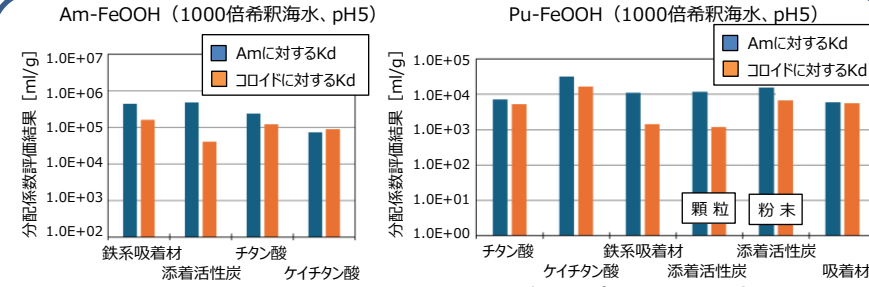


図1 コロイド状 α 核種除去性能試験結果（吸着槽方式）

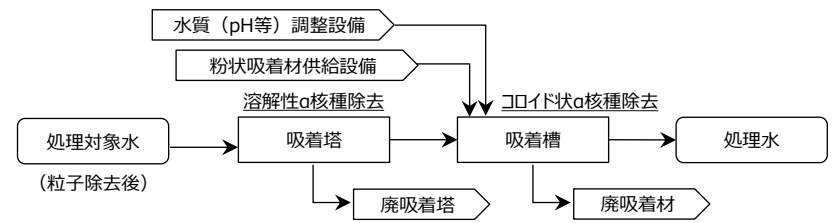


図2 コロイド状 α 核種除去プロセスの候補（吸着槽方式）

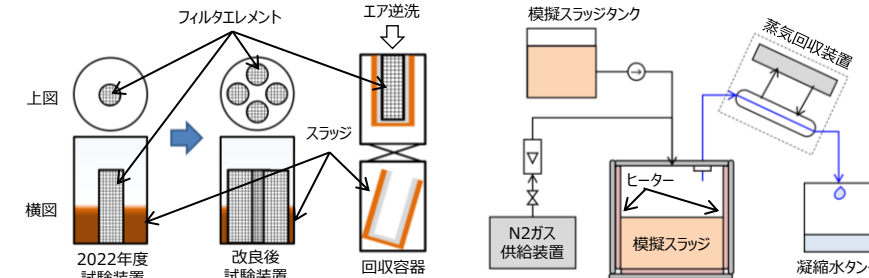


図3 カートリッジフィルタ要素試験装置（イメージ）

図4 減圧・加熱脱水方式要素試験装置（イメージ）

今後の方向性

- ・今後の技術開発として、実用化に必要となる、実液による試験実施を目指す。
- ・一方で、将来必要となる α 核種除去設備の規模を見極め開発計画を策定する。

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対策として、水素ガス発生量予測法を高度化するとともに、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・収納容器を再評価した。

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

粉状燃料デブリで想定される成分や粒径等を模擬した粉体を用いて、水素ガス発生量検証試験を行い、各影響因子（図1）の水素ガス発生への影響度合いを確認した。また、これら確認結果に基づき、同影響因子を水素発生量評価式へ反映する方法について考案した。

(2) 水素放出挙動・発生支配因子の考察

粉状燃料デブリ内に発生する水素ガスだまりについて、γ線照射試験でガスだまりによる体積膨張と上澄み形成（図2）を確認した。

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

収納容器内に設置するフィルタについて、腐食や熱等による経年変化（劣化）を再現するための劣化付与試験を行うとともに、同劣化付与がどの程度の劣化期間に相当するか整理・評価した。

(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

経年変化後における当該フィルタの性能を確認するため、劣化付与後のフィルタ（図3）を用いて、閉じ込め性能及び水素放出性能評価試験（図4）を行い、当該フィルタの寿命評価に必要なデータを取得した。

3. 収納方法・収納容器の再評価

1.、2. 項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・収納容器について、塊状燃料デブリを保管する場合と粉状燃料デブリを保管する場合における容器設計条件等を比較し、再評価した。

今後の方向性

- ・今回の試験結果等を踏まえ実機適用に向けた課題整理を基に、α線照射による水素発生量評価の確認を行う。また、水素ガスだまり生成に影響する因子の影響度合いの確認等を進め、ガスだまり対策を検討する。
- ・ガスだまり対策等を反映し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、再評価する。

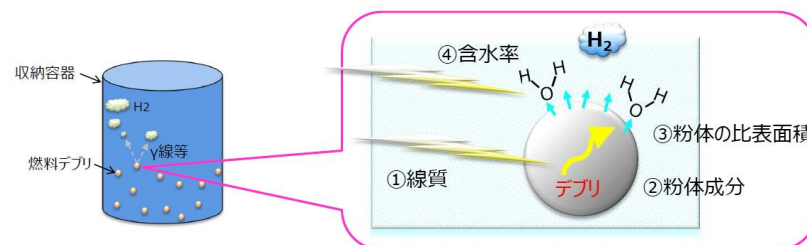


図1 粉状燃料デブリにおける水素ガス発生への影響因子

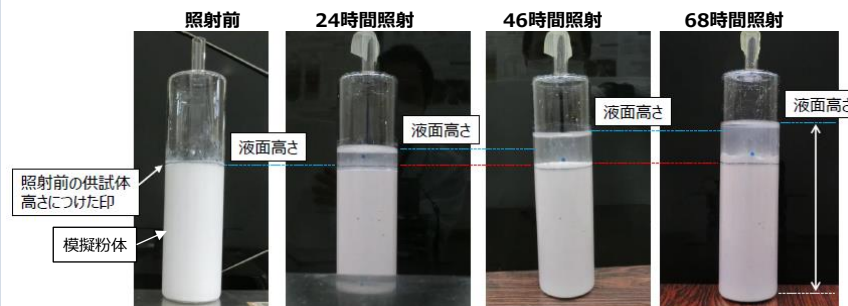


図2 水素ガスだまりの生成状況（一例）
（ガスだまり生成の結果、液面上昇が確認された）



図3 フィルタ外観
（熱劣化付与試験後：一例）

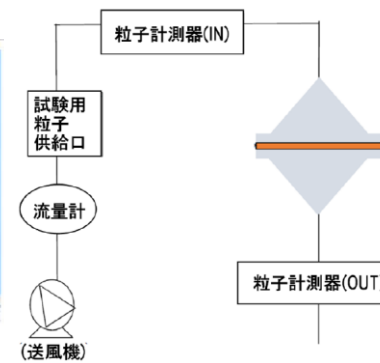


図4 試験装置イメージ
（フィルタ閉じ込め性能評価試験）

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) 低温固化処理の適用性及び固化体の安定性、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

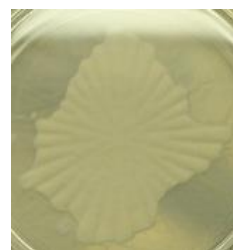
(1) 性状把握

(a) 分析データの取得・管理等

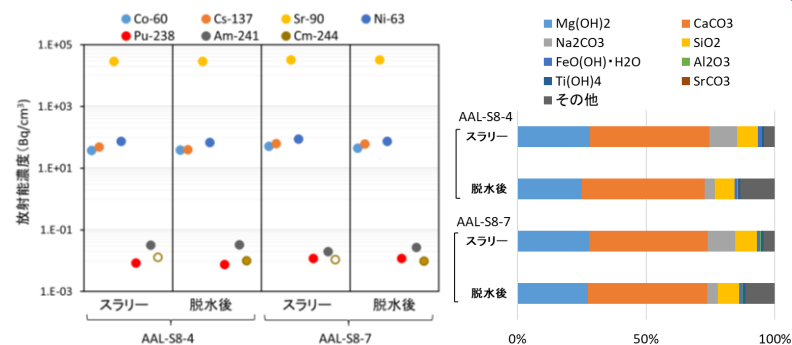
- 東京電力が策定した分析計画に資するよう水処理二次廃棄物や瓦礫の試料を選定し、茨城地区施設での分析を継続した。
- 多核種除去設備 (ALPS) にて発生した炭酸塩スラリーは安定な保管のために脱水される予定であり、脱水後の性状を明らかにするため分析した (図1 a)。脱水に伴う放射能濃度の変化は見られず、ろ液への損失が少ないことを確認した (図1 b)。スラリーは Ca と Mg 塩が主成分であり、かなりの Na がろ液へ移行し、除去された (図1 c)。また、セシウム吸着材の分析に着手した (図2)。
- 長半減期核種である I-129 について、放射能分析により検出されなかった瓦礫試料を対象として、加速器質量分析 (AMS) を進めている。C-14 は多様な化学種への対応方法を継続して検討した。
- 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。
- 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システムに関して、燃料デブリの事業と連携して今後の進め方を検討した。

(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するとともに、計画立案にあたって考慮すべき不確実性について性状把握の全般にわたり、その影響の検討に着手した。
- インベントリ推算手法は、対象や線量率に応じて取り組むよう進め方を検討した (図3)。分析とともに、シビアアクシデント解析手法等を適用した検討を進めた。



(a) 脱水したスラリーの外観



(b) 放射能濃度

(c) 推定した化学組成

図1 炭酸塩スラリーの脱水操作に伴う性状の変化に関する分析



図2 セル内で分取したセシウム吸着材

ニーズ分類	廃棄物の線量率		
	低	中	高
保管瓦礫類	1 mSv/h以下 関係者と情報を共有して進める	1-30 mSv/h	30 mSv/h以上 関連プロジェクトと協力して進める
解体廃棄物	その他の建屋 将来、拡張していく	1-3号機の付属建屋等	1-3号機原子炉建屋 シビアアクシデント・流体力学解析手法を利用
汚染水処理二次廃棄物	ALPS吸着材	スラッジ、スラリー	セシウム吸着材 分析を中心に進める

図3 インベントリ推算手法に関する検討の進め方

今後の方向性

- 分析のニーズに対して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) との連携を深めて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 の分析はそれぞれ多様な化学種と濃度に適した分析手法の選定に留意して分析を進める。
- インベントリ推算は、不確実性の低減に着目して廃棄物の特徴に配慮して検討する。
- C-14 は処分安全において重要な核種であり、分野間で協力して検討を進めていく。

(2)保管・管理

○ 解析的インベントリ推算手法の改良

- 汚染金属廃棄物のインベントリ推算精度向上のため、ALPS処理水評価報告書※1の炉内インベントリ情報を適用した推算モデルに更新した。
- また、FRAnDLi※2および東京電力HDホームページ掲載データ※3を用いて算出した水処理装置の除染係数分布を反映して、推算モデルの改良を行った(図1)。
- 上記の更新・改良した推算モデルを用いて、汚染金属廃棄物のインベントリ推算を実施した。

- 汚染金属溶融時の核種移行率に係る不確実性の低減 既存の7元素に加えて、重要核種となり得るヨウ素についても、溶融試験により移行率データ取得を継続している(図2)。
- また、実験炉と実機の設備規模などの相違による核種移行率への影響について、数値解析的手法を用いて評価を継続している。

○ 重要核種となり得る核種の選定方法の検討

- 重要核種となり得る核種の移行挙動を評価するため、既存の熱力学データを調査した。また、ストロンチウムの移行挙動を把握するため、基礎試験により熱力学データ取得を継続している。
- 元素のグループ分類の適正化については、各元素に対する有効な除去の可能性、元素の化学的・物理的性質、移行率の観点から検討を継続している。
- メタル層への核種移行率分布の設定については、「対数一様分布」、「対数正規分布」及び「対数三角分布」を用いて、複数の汚染金属(放射性物質により汚染された金属溶融対象物)について重要核種となり得る核種の選定割合を試算し、分布の種類による大きな差はないことを確認した。

○ 重要核種となり得る核種の放射能濃度の決定方法の検討

- 選定された重要核種となり得る核種の放射線測定法について、クリアランス認可された類似事例を参考に、技術検討を継続している。

○ クリアランス検認時の分析方法の検討

- 汚染金属の前処理・試料溶解方法の検討結果を踏まえ、次年度実施予定のRIを用いた実証試験計画を立案した。

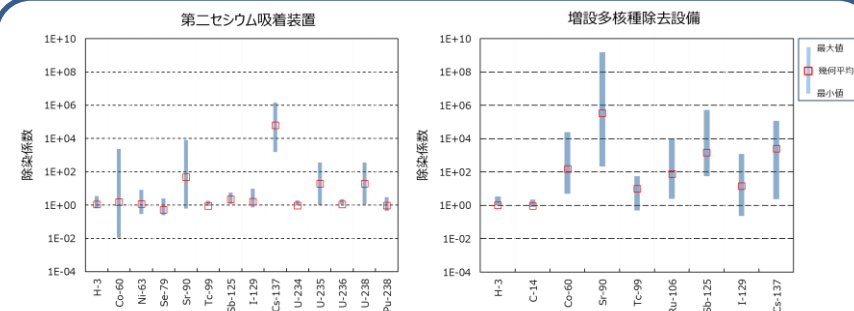


図1 水処理装置の除染係数分布の例

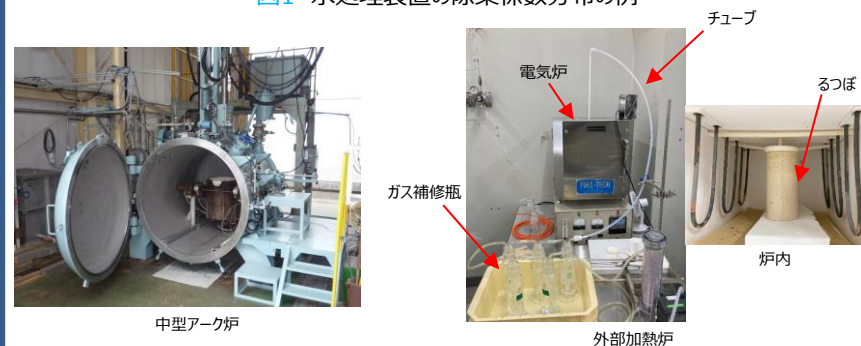


図2 試験に用いる溶融炉の例

今後の方向性

- 根拠データを明示した汚染金属廃棄物のインベントリ推算手法の改良を継続する。
- 重要核種となり得る核種について、溶融試験により移行率データを拡充する。
- 溶融試験や熱平衡計算結果などを踏まえた溶融時の核種移行率の評価を継続する。
- 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をまとめる。
- 選定された重要核種となり得る核種の放射線測定法の技術検討を継続する。
- 合理的かつ迅速性のある核種濃度測定方法、および合理的な固体試料の高感度元素分析手法の開発を行う。

※1 福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 参考資料 添付資料-2, 東京電力ホールディングス(株), 2023年2月

※2 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集, <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>

※3 福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果, https://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/ [2024年8月26日~2024年10月15日に抽出したデータを使用した]

実施内容及び成果

(4)処理・処分

(a)処理技術

①炭酸塩スラリーの低温固化可能性に関する調査

○炭酸塩スラリーに対する低温処理の適用性検討

- 炭酸塩スラリーに含まれる主要な化学成分5種類 (NaCl、Na₂CO₃、NaOH、MgCl₂、CaCl₂) を対象に、低温固化処理 (セメント、AAM 固化) への影響を確認するため、まずはこれらが単一 (陰イオン1対) で存在する条件で試験した。
- セメント固化では、Na₂CO₃が最も流動性を低下させることを確認した。AAM固化では、CaCl₂含有によりアルカリ活性剤が硬化し (図1)、混練ができなくなることを確認した。
- 固化処理に影響する元素の調査として、化学組成と圧縮強度の関係を基に試験を繰り返し、ニューラルネットワーク解析を実施中。

○スクリーニング手法の適用範囲の拡大に関する検討

- これまで開発した低温固化処理技術の適用性を簡易に評価するスクリーニング手法の適用範囲拡大のため、想定する廃棄物受入基準等を考慮し不適合評価の項目を整理した。

②固化体等の安定性評価

○炭酸塩スラリー脱水体の安定性に関する調査

- 炭酸塩スラリー脱水体の保管時の乾燥による変質評価を実施した。またこれらを固化処理する際は流動物として取扱うことが考えられるため、再度スラリー化が可能かを確認した (図2)。
- リン酸塩セラミックス固化技術について、前処理 (溶解、非溶解) 検討及び焼結条件 (温度・圧力) による緻密化 (図3) を評価した。

○固化体の溶出特性等の調査

- 炭酸塩スラリー模擬固化体の透水試験 (図4) 及び吸着試験を実施中。

○固化体の長期的な安定性の検討

- 水分による鉱物相変質の加速試験として水蒸気透過試験を行い、固化体の種類により水蒸気透過量が異なることを確認した (図5)。
- アルカリ土類金属イオンの共存下でN-A-S-Hの結晶化を確認し、短期間では共存による影響が見られないことを確認した。



図1 CaCl₂含有によりアルカリ活性剤が硬化した様子

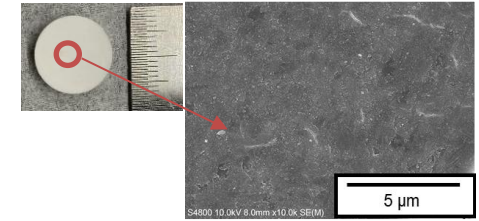


図3 リン酸塩セラミックス固化体の微細構造観察結果 (SEM)

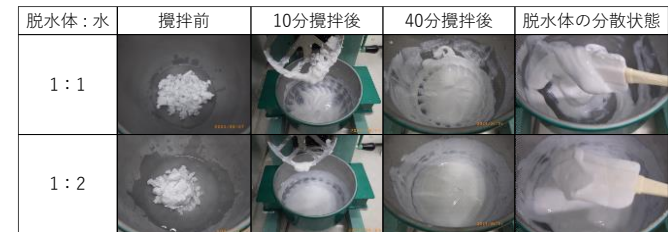


図2 模擬炭酸塩スラリー脱水体と水を攪拌した時の分散状態



図4 変水位透水試験装置 (JIS規格準拠)

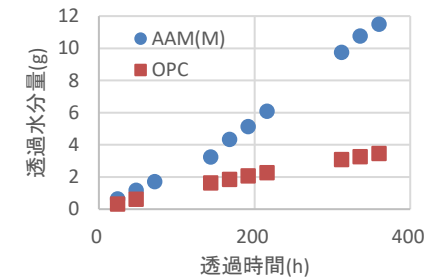


図5 固化体 (厚さ3mm) の水蒸気透過試験

今後の方向性

- 炭酸塩スラリーの低温固化可能性に関する調査として
 - ✓低温固化処理に対する複数の化学物質による影響の評価
 - ✓廃棄物中の有害物質等の簡易評価法の検討
- 固化体等の安定性評価として
 - ✓炭酸塩スラリー脱水体の安定化方法検討の継続
 - ✓廃棄物を含む固化体の溶出特性、透水係数等データ取得
 - ✓固化体の長期的な安定性検討の継続

(b) 処分概念の提示及び安全評価手法の開発

- 1F廃棄物の処分安全評価においては、廃棄体性状をはじめ、様々なインプット条件に大きな不確実性が存在する中で、安全に処分できる処分概念構築のための要件案を、廃棄物ストリーム全体の最適化の根拠情報として、適宜提示する必要がある。
- そこで、1) これまでに構築してきた手法を用いた検討対象廃棄物に対する処分概念に求められるニーズの把握と、ニーズへの対応策としての適切な処分概念オプション案とその構築のための要件案の提示、2) ストーリーボード等の安全評価の科学的根拠の整理、3) 安全評価の品質保証体系と情報管理ツールの具体化、に留意した安全評価手法の開発を進めた。

① 処分概念提示に必要な情報・知識の調査

- 鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーに対して、ニーズの把握、処分概念オプション案の検討を行った。鉄共沈スラリーは、人間接近シナリオの評価結果からは中深度処分以深の処分が必要であった。また、地下水シナリオのうち厳しい条件設定ケースにおいても、施設の通過流量の制限、セメントへの吸着などのC-14対策の実施により、目安線量を下回る見通しが得られた (図1)。

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

- 鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーに対して、候補処分概念のストーリーボードを検討した。また、吸着分配係数等のパラメータや評価モデルの現実的な設定に向けて、セメント・AAMに対するバッチ吸着試験、浅地中での核種移行挙動調査、植物への移行挙動調査等を実施するとともに、これまでの試験結果に基づき見直すべきパラメータの抽出を行った。
- 処分概念オプション案や安全評価の根拠情報を管理するための情報管理ツールについて、システム構成と操作環境構築に向けたインターフェースの検討を実施した。

○ 1F廃棄物の特徴を考慮した品質管理下安全評価検討

- これまでの安全評価結果を整理し、核種インベントリの制限が厳しい核種を明らかにした (図2)。また、これまでに構築してきた安全評価の品質保証体系に基づき、評価条件の根拠情報を整理し、文書として取りまとめた。鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーについては、リファレンスケースに加えて複数のケースにおける安全評価を行い、処分概念オプションの成立性等を評価した。

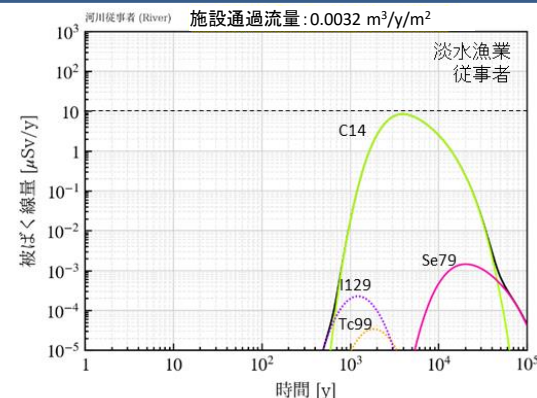


図1 鉄共沈スラリーの中深度処分における予察的な安全評価結果
(地下水シナリオ；厳しい条件、施設通過流量低減策実施後)

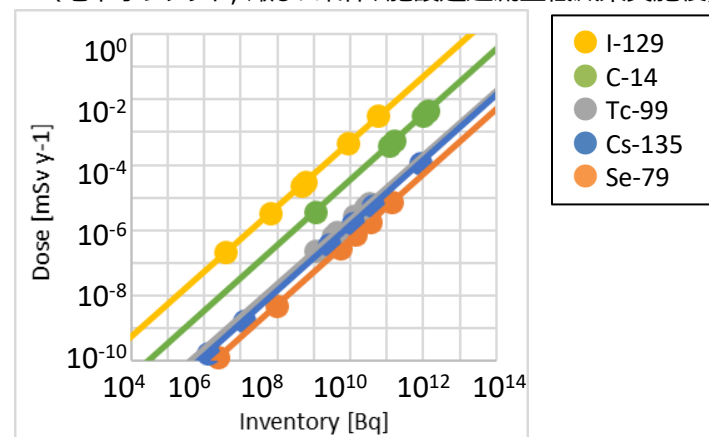


図2 浅地中処分の地下水シナリオにおける線量当たりの核種インベントリの推定
単位線量を与えるインベントリが小さい核種ほど、より低濃度の分析が必要

今後の方向性

- これまでに構築してきた手法を、全ての検討対象廃棄物に適用し、処分概念オプション案の提示と安全評価を進める。また、ストーリーボードや実験・調査・分析に基づき、見直すべきシナリオ、モデル、パラメータ等の抽出を進め、改善案を提案する。
- 処分概念オプション案や安全評価の根拠情報を管理するための情報管理ツールと安全評価データベースの構築を進め、その運用例を提示するとともに、情報の収集・収納を開始する。

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

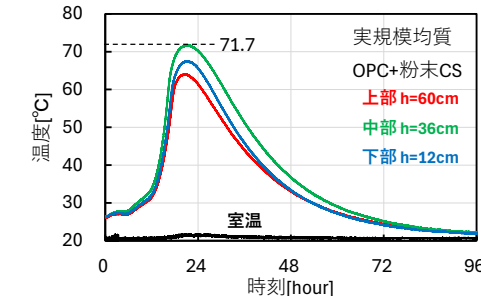
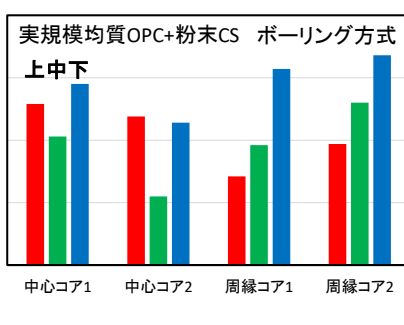
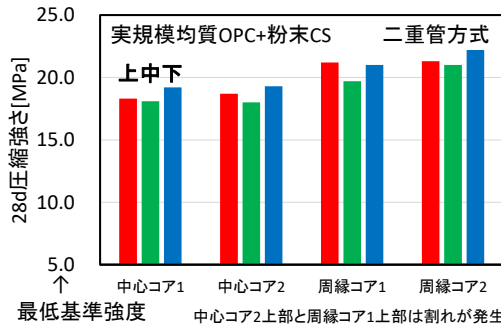
炭酸塩に含まれ得る物質をそれぞれ単独でセメントに添加した結果、 Na_2CO_3 を添加した際は流動性の低下と著しい発熱が生じ、セメント成分量の減少とモノカーボネート様水和物の生成も確認された。これらの事から、急結の発生は、炭酸塩中の Na_2CO_3 がセメント中の石膏を溶解させる事でセメント中のアルミネートの水和反応が亢進し、針状水和物が多量生成して粒子間摩擦を増大させるためと考えられる。反応遅延剤としてグルコン酸と酒石酸を添加すると、 Na_2CO_3 による反応促進と流動性低下を抑制できた。セメント(OPC)、炭酸塩、水、グルコン酸+酒石酸の量を変化させた結果、質量比で35:30:23:0.079×2とすると良質な固化体を作製できる事が判った。この際、OPCと水と遅延剤を35:12:0.079×2で混合し、別容器で炭酸塩と水を30:11で混合してからOPCペーストと炭酸塩ペーストを混合する手順を踏むと、固化体の均質性を高くしやすい。インドラム・アウトドラム方式の双方で実規模ドラム缶固化体を作製し、直径5cmのコア試料を採取して分析した。コアの採取は、硬化前に管筒を挿入する方法(二重管方式)と硬化後に散水しながらボーリングする方法(ボーリング方式)を用いた。二重管方式は簡便だが、管内壁を伝わって水分の分離があり得ると判明した。一方、ボーリング方式は試料に衝撃がかかるため、二重管方式よりも低強度になり、強度測定値のばらつきも大きい。それでも10MPaを超える高強度を示した。ボーリング方式では試料が水に触れるものの、自由水量の測定に影響は無い。自由水量や構成元素量はコア採取方式や場所による差が見られず、高い均質性を示した。セメントの反応によって固化体中心部の温度は70℃以上に達し、高温の影響で中心部のエトリンガイト量が僅かに多く、モノカーボネート量が僅かに少なくなる事をXRD分析によって確認したが、強度に対する影響は殆ど無い。

インドラム方式で作製した実規模固化体の物性
(自由水量は固化体中の6箇所から測定)

J14漏斗 流下時間 [s]	材齢28dの自由水量[mass%]	
	二重管 方式(n=6)	ボーリング 方式(n=6)
8.5	20.6 ± 0.2	20.2 ± 0.4

インドラム方式で作製した実規模固化体の構成元素量(XRFによる測定)(酸化物換算)(固化体中の6箇所から測定)

[mass%]	CaO	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	SO ₃	MgO	Na ₂ O
二重管 方式(n=6)	59.97 ± 0.10	11.86 ± 0.03	3.06 ± 0.04	1.84 ± 0.01	1.74 ± 0.06	18.44 ± 0.16	2.03 ± 0.02
ボーリング 方式(n=6)	60.23 ± 0.09	11.84 ± 0.07	3.06 ± 0.05	1.86 ± 0.01	1.70 ± 0.04	18.30 ± 0.21	1.95 ± 0.04



インドラム方式で作製した実規模固化体のコア強度

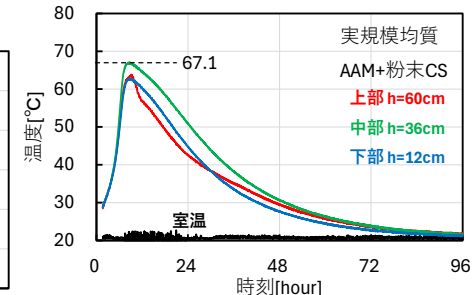
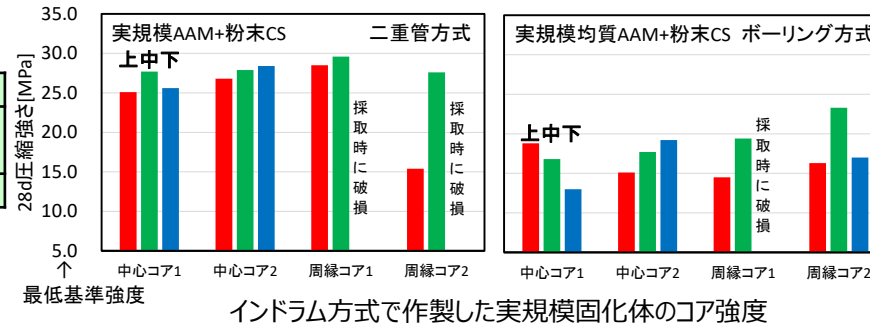
インドラム方式で作製した
実規模固化体の内部温度

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末を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、炭酸塩を固化した。高炉スラグの含有率、溶液濃度、炭酸塩量を変化させて150種類以上の配合の物性を評価した結果、7種類の適切な配合を見出し、その内の一つを最適配合として抽出してインドラム・アウトドラム方式の双方で実規模固化体を作製した。従来研究の想定よりも低い流動性であったが、混練方法の調整などをおこなえば適切な固化体を作製できた。AAMは剪断力に弱いため、コア採取時の衝撃で破損する例が見られ、ボーリング方式で採取したコアは場所による強度差も大きかった。一方、硬化前に管筒を挿入する二重管方式で採取したコアでは衝撃を最小限にできたため、破損例があったものの場所による強度差が小さい傾向であった。採取した試料の全てで高い均質性と高強度を確認できた。固化体中心部の温度は最高で67℃程度であり、AAMの変質可能性は無視できる。

インドラム方式で作製した実規模固化体の物性
（自由水量は固化体中の6箇所ずつから測定）

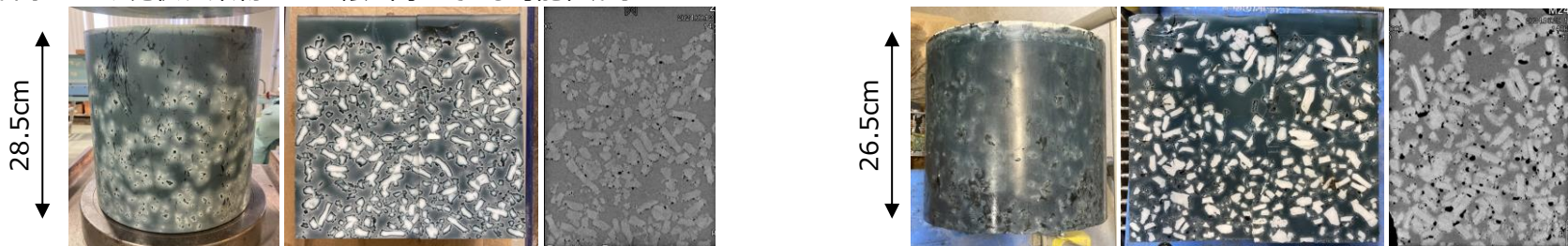
J14漏斗 流下時間 [s]	材齢28dの自由水量[mass%]	
	二重管 方式(n=6)	ボーリング 方式(n=6)
6.2	31.9 ± 0.2	31.3 ± 0.1



インドラム方式で作製した
実規模固化体の内部温度

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

メタカオリンと高炉スラグの混合粉末を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、固化させた。高炉スラグの含有率、溶液濃度を変化させて40種類の配合の物性を評価した結果、7種類の適切な配合を見出し、その内の一つを最適充填材として抽出した。均質・充填固化で同じ溶液濃度が最適となったことから、溶液濃度がAAMの性質に大きな影響を与えると示唆される。1.57L固化体中の塊状廃棄物量の上限は未乾燥炭酸塩が40mass%、乾燥炭酸塩が30mass%であった。最適充填材で中・実規模固化体を作製し、高い強度と少ない空隙量を確認できた。実規模では塊状廃棄物の配置の自由度が高いため、塊状廃棄物量の上限を向上できる可能性が示された。



中規模固化体の側面外観と断面とCTスキャン画像（左が未乾燥炭酸塩の固化体、右が乾燥炭酸塩の固化体）

今後の方向性

1. セメント系均質固化において、無機系遅延剤の検討が望まれる。
2. AAM系充填固化において、未乾燥炭酸塩の固化体は強度が少し低い。充填材の改良と振動打設の併用による最適化の余地がある。
3. 充填固化は廃棄物の粉末化が不要で、作製時間も短いなどメリットが多い。セメント系充填固化の実現可能性も検討が求められる。
4. ALPS鉄共沈スラリーに対する検討も同様に求められる。

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。海水の影響を受けた廃樹脂に対して、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および処理後の残渣の性状把握等を進めた。また、熱分解の適用が困難と考えられた炭酸塩スラリーに対して、ガラス混練固化（*2）による安定化の検討を実施した。

（*1）：廃樹脂（運転廃棄物）、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、

（*2）：従来のガラス固化に比べて、熔融温度を低温化（800℃以下）し、廃棄物とガラスを混練することにより、水分除去や水酸化物等の一部化合物の分解を行う中間処理技術

実施内容及び成果

1) 廃樹脂の熱分解処理性向上に関する検討

① 熱分析基礎データ等による海水の影響評価

- 海水成分を含んだ廃樹脂（模擬物）に対して、元々の通常運転での廃樹脂含水状態に海水混入したことを考慮し、海水成分濃度を变化させた条件で、不活性環境下及び水蒸気環境下にて示差熱分析（*3）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。

（*3）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

- 熱分解後の試料の成分分析等を実施し、残留成分の差異等を確認した。（図1）

② 実規模装置を用いた海水の影響評価

- ①の結果を受け、廃樹脂中の海水成分濃度等を変化させた条件にて実規模試験装置による熱分解試験を実施予定。（図2）

③ 炉内付着物に対する除去方法の検討

- 海水成分を含んだ廃樹脂を熱分解処理した際に熱分解炉内部に確認された炉内付着物の除去方法として、エアブローやブラシによる遠隔除去方法を検討した。

2) 低融点ガラスを用いたガラス混練固化の検討

① 処理温度の選定および原料ガラス組成の検討

- 熱力学計算等を基にガラス混練固化に適用する原料ガラスとして、600～700℃で熔融できるガラス組成を複数種類検討し、るつぼ試験にて実際の熔融性確認を行うことで、候補組成を選定した。

② 温度の選定および混練ガラス組成の検討

- 炭酸塩スラリー脱水体（含水率25wt%程度）及び①で選定した原料ガラスを700℃にて加熱・混合する混練固化を実施中。（図3）

③ ガラス混練固化の適用性確認（管状炉試験）

- 管状炉を用いた実験室規模試験（数10kg規模）にて連続処理試験を実施し、作製したガラス混練固化体に対する適用性を評価予定。

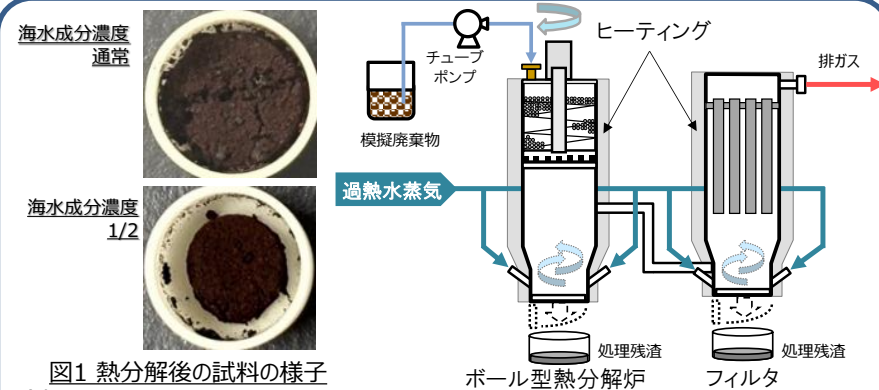


図1 熱分解後の試料の様子
 （廃樹脂、500℃、水蒸気環境）
 *①熱分析基礎データの取得試験後

図2 熱分解処理炉概要（実規模試験装置）

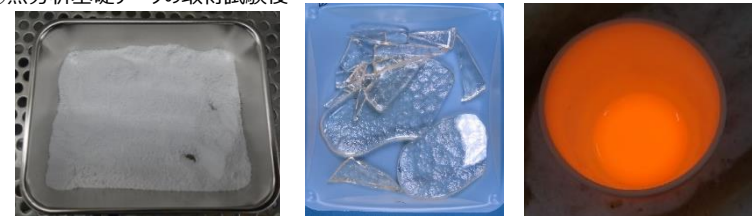


図3 炭酸塩スラリー脱水体（模擬物）：左図、
 原料ガラススカレット：中央図、るつぼ内での熔融状態例

今後の方向性

- 海水成分濃度を变化させた廃樹脂に対して、実規模試験装置による熱分解試験を実施し、海水影響が炉内付着物に与える影響を確認する。また、長時間試験を実施し、処理時間が熱分解炉内の炉内付着物の量に与える影響を確認する。
- 机上検討した炉内付着物の除去方法を用いて、実際の実規模試験にて炉内付着物の除去性能の確認を実施する。
- ガラス混練固化に関して、るつぼ規模で選定した原料ガラスを用いて、実験室規模での連続処理試験を実施し、ガラス混練固化体の適用性について評価を実施する。

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、通常であれば事前の分別が必要であるが、GeoMelt®ICV™は、様々な廃棄物に対するガラス固化の実績があり、煩雑な分別作業を行うことなく一括処理できる可能性がある。そこで、本事業では、「分別困難な瓦礫類」、「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：分別困難なガレキ類を一括固化する技術の検討

建屋内滞留水に浸漬したコンクリート、保温材および金属、難燃物等から構成される電気盤の一括処理を検討している。前事業では予め初期充填した廃棄物の熔融試験で一括処理の見通しを得たので、本事業では追加投入を主体とした運転方法を確立し、廃棄物の減容効果の確認を行っている。

試験施設：大栄環境 実験室規模GeoMelt®ICV™試験設備（10kg）

試験内容：電気盤の構成物である金属、難燃物の熔融挙動と追加投入の運転方法を段階的に確認するため、表1に示すように処理対象物を変えた7回の熔融試験を実施した。

試験結果：概ねすべての処理対象物について追加投入により処理できることを確認できた。ただし、MX-7では模擬盤の筐体（炭素鋼）が一部熔融できずに残存していることが確認された。

タスク2：

脱水処理後のALPSスラリーを脱水物保管容器ごと処理する技術の検討

タスク1と同様に、追加投入により減容効果を最大化することを目的に、段階的に投入するALPSスラリー脱水物容器を増やす工学規模試験を実施中である。工学規模試験は、全4回を予定しており、うち1回目（Melt15）を完了した。

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

試験内容：炭酸塩スラリー脱水物を内包した鋼製容器（2L）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。

試験結果：追加投入にて23個の容器および脱水物を処理できた（表2参照、27.5%（=46kg/167kg）の充填率に相当）。容器は完全に熔融され炉底部に金属塊を形成した。

表1 タスク1実験室規模試験の概要

試験	主な処理対象物
MX-1、2	土壌、コンクリート、保温材
MX-3、4	土壌、金属（鉄、銅）
MX-5、6	土壌、難燃物
MX-7	土壌、コンクリート、保温材、模擬盤

表2 タスク2工学規模試験（Melt15）の供給原料

供給原料	重量(kg)
スラリー脱水物（23個分）	46
ガラス形成材	121
合計	167

タスク1の熔融試験設備および試験状況

実験室規模熔融炉



MX-7の試験状況

IRカメラ炉内画像



ガラス固化体



タスク2の熔融試験設備および試験状況

工学規模熔融炉

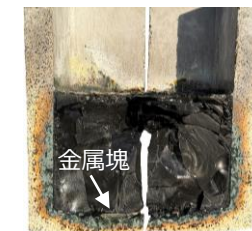


Melt15の試験状況

IRカメラ炉内画像



ガラス固化体



今後の方向性

タスク1は、実験室規模の熔融試験をさらに2バッチ程度実施し、鉄鋼材の熔融の運転方法を確立する。その後、スケールアップした1t規模の熔融試験を実施し、より実機に近いサイズでの熔融挙動の確認および減容効果の確認を行う。

タスク2は、引続き容器の供給量を増加させた工学規模試験を実施し、脱水物の充填率を最大化する。脱水物の充填率が増えると結晶が生成される可能性があり、製作したガラスの浸出性も確認する。