

以下、参考集

(参考 1)

2026 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(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。

実施内容

- 東京電力は、3号機を対象として、「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」の提言等に基づき、本格取り出しまでの工程を含む具体的な設計検討を進めている。準備作業としての環境改善に関わる課題に対し、必要な技術開発を実施する。なお、他号機を含め、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する。
- 原子炉建屋内の課題として、線量低減や作業エリア確保のために、高所や狭隘部など難度が著しく高い箇所への対策だけでなく、早期に低所の高線量配管への対策(撤去等)を安全、確実に進めることが必要である。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加え、低所のPCV貫通配管等配管内非破壊調査技術について、現場適用を可能とするための調査、検討、試験等による開発を行う。
- 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。

また、3号機原子炉建屋1階低所の配管調査技術について、対象配管調査、走行装置検討等を含む現地実証計画を検討する。

B1: 原子炉建屋内の環境改善のための技術開発(新規)

2. PCV貫通配管等配管内非破壊調査技術の開発

3号機原子炉建屋内の狭隘なエリアにある低所のPCV貫通配管等配管を対象とし、効率的、且つ、安全確実な配管内非破壊調査技術を開発する。

配管内の線源位置や内包物(残水など)の状況などの知見を得るために必要な機能(遠隔操作性、機動性、耐放射線性、線源位置や内容物の検知・判別性などの観点)を有する要素技術(走行装置などの走行技術や計測装置などの計測技術等)について、取り合いも含めて、設計検討を行う。開発した技術に対し、実証レベルの試験を行い、現場適用性の検証、評価を行う。なお、他号機への適用、配管類似機器への適用についても検討を行う。

(注記)

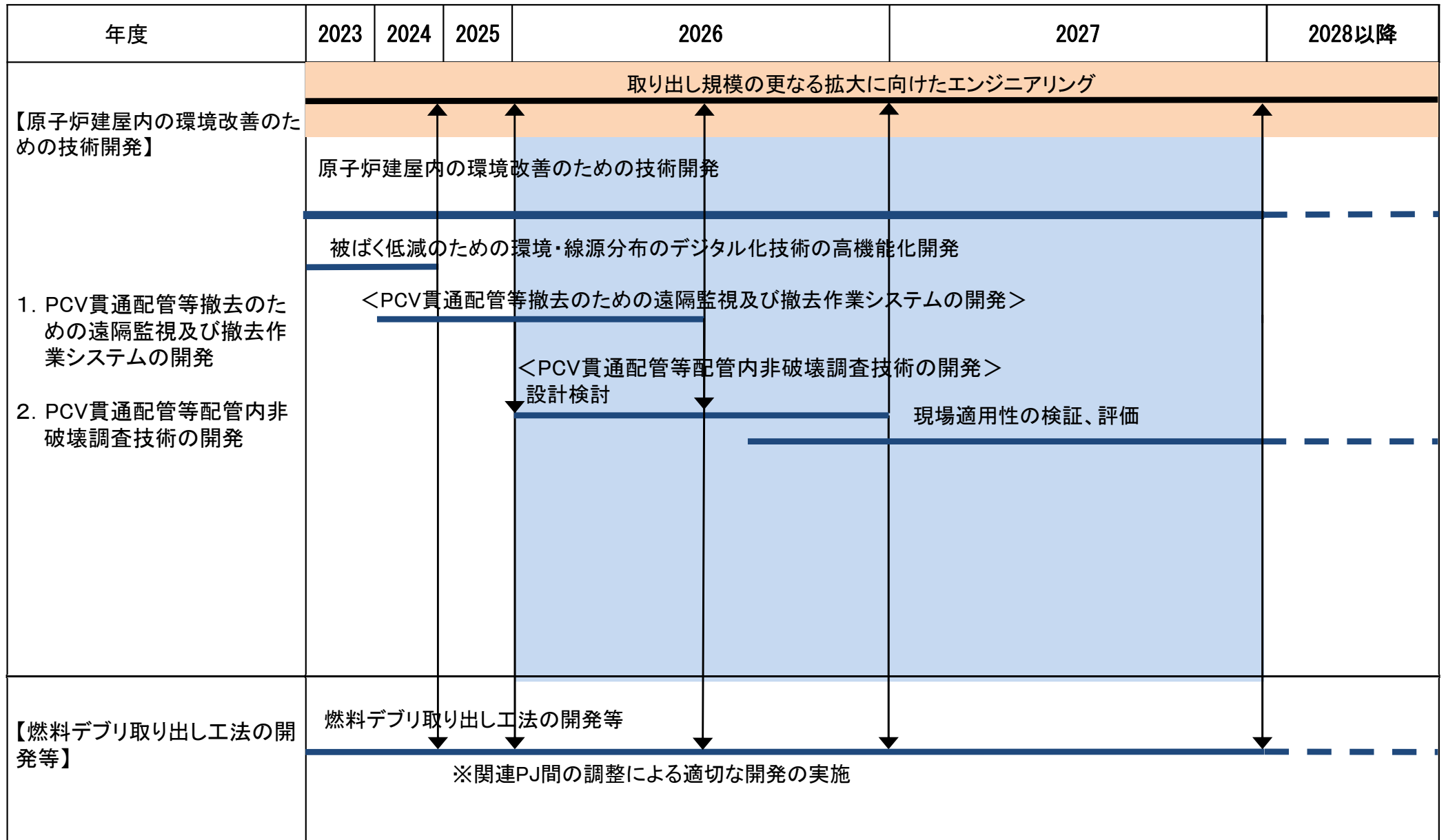
本開発においては、以下について取扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

- ・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及び低所配管調査技術の現地実証計画立案(2026年度)
- ・PCV貫通配管等配管内非破壊調査技術の設計検討の完了(2026年度)、試験による現場適用性の検証、評価(2027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(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. 小規模な上アクセス調査工法の技術開発

オペフロ上に使用済燃料取り出し装置・遮へい体を残置したまま、オペフロ耐荷重を考慮した小型セルを設置し、小口径(最大400mm程度まで)の開口を穿孔し、上部アクセスによるRPV内部調査(映像等)を行う計画である(3号機を想定)。そのため、2019年度までに開発された上部穴開け調査工法を参照して、設備を小型化(改善を含む)するとともに、構造物の加工物量が少ないアクセスルートを構築することに必要な要素技術(シールドプラグ、PCVヘッド、RPVヘッド、気水分離器等の穿孔、RPV内で調査装置の位置を変更する横展開機構装置等)の開発を行う。

2. 上部側面アクセス調査工法の技術開発

2025年度までにドライヤー・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RPV内部に進入して調査する上部側面アクセス調査工法が開発された。これまで検討されたシュラウド外側の調査工法から、さらにシュラウドを穿孔して炉心部にアクセスする調査や、アニュラス部のジェットポンプを経由した炉底部の調査等が可能となる工法、装置の開発を行う。

3. 下部アクセス調査工法の技術開発

2025年度までにX-6ペネトレーション・CRD開口からペDESTAL内にはロボットアームでアクセスして、RPV底部(開口部がある想定)から下部アクセス調査装置(テレスコパイプ等)でRPV内に柔軟性をもって伸長して調査する工法を開発した。この装置を搭載できるアクセス装置(アーム等)への適用拡大を目指して、装置を小型・軽量化するとともに、姿勢制御性を向上させた装置の開発を行う。

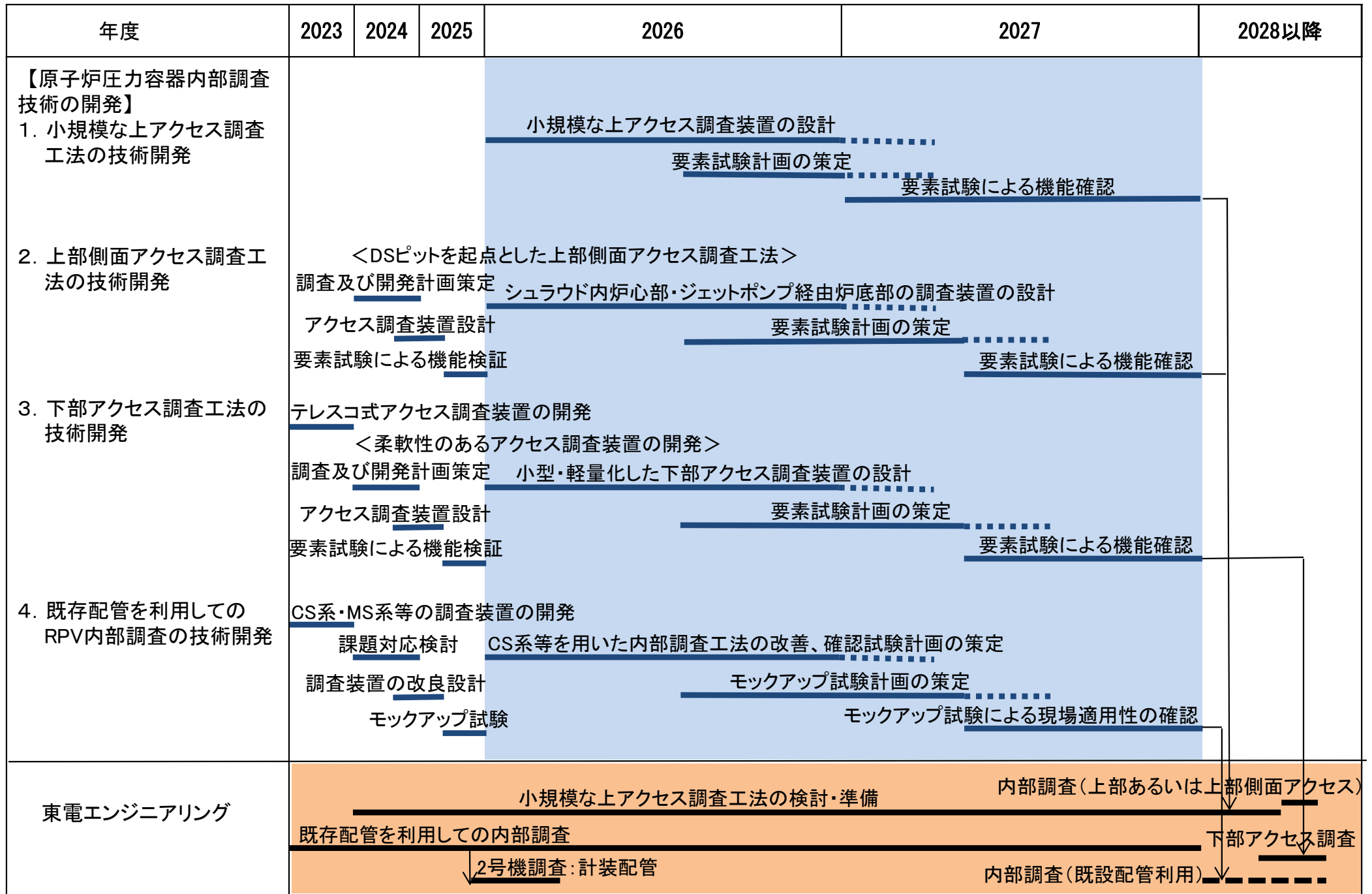
4. 既存配管を利用したRPV内部調査の技術開発

2025年度までに炉心スプレイ(CS)系、主蒸気(MS)系を用いたRPV内部調査工法を検討し、主な技術課題(バウンダリ構築、加工方法、調査装置の配管内移動性、等)を解決する見通しを得た。さらに現場適用に向けた課題(配管内の錆や堆積物、干渉物等の影響、バウンダリ構築の作業性・安全性等)について検討及び技術開発を行う。

目標達成を判断する主な指標の設定

- ・小規模な上アクセス調査装置の設計、要素試験計画の策定(2026年度)、試験による機能確認(2027年度)
- ・DSピットを起点とした上部側面アクセスによりシュラウド内の炉心部を調査する装置の設計(2026年度)、要素試験による機能確認(2027年度)
- ・小型・軽量化した下部アクセス調査装置の設計(2026年度)、要素試験による機能確認(2027年度)
- ・既存配管を用いた内部調査工法の改善、確認試験計画の策定(2026年度)、試験による現場適用性の確認(2027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(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。

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。福島第一原子力発電所とスリーマイル島原子力発電所の燃料デブリの分析データを比較・検討しながら、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、溶融物の状況等を解析評価すると

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)

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。

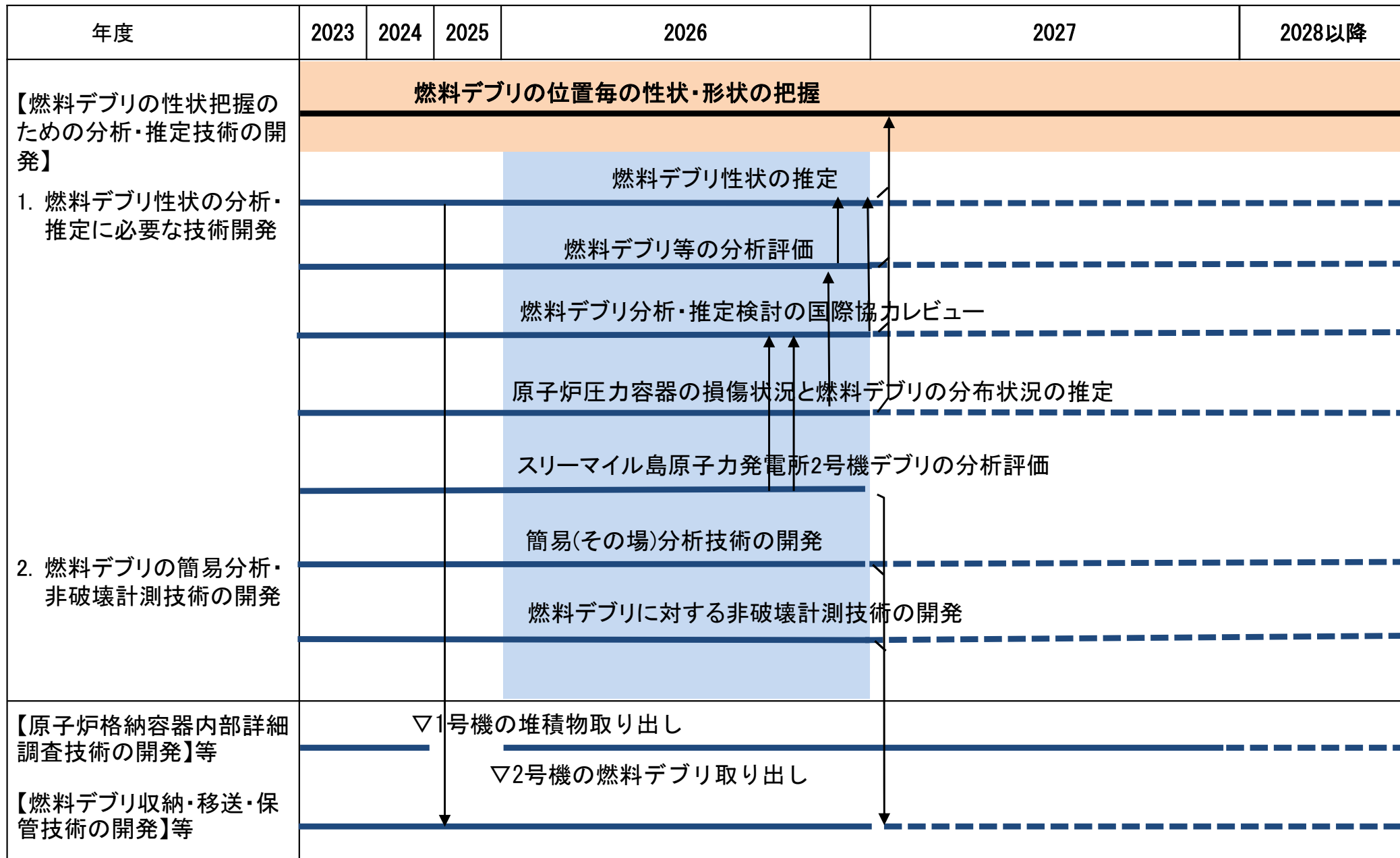
2. 燃料デブリの簡易分析・非破壊計測技術の開発

- (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)
- スリーマイル島原子力発電所2号機デブリの分析評価(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（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、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、設計検討を進め、一定の想定の下、検討結果を取りまとめた。また、想定した条件の検証も進めている。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。

○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。

○工法共通の課題として、既存の検出器より小型軽量で、内部調査等に活用可能な中性子検出器の開発を目指す。このため、要素技術の開発を行い、検出器の試作によって実現可能性を評価する。

○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、加工方法、回収方法、固液分離方法等の検討を実施し、試作・試験による検証を行う。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。

(1) 小型軽量の中性子検出器の開発

現場状況把握を目的として取得した中性子の実測値は、燃料デブリ取り出し工法や必要な対応策の検討に活用されることが期待される。一方、燃料デブリへのアクセスは小開口とする方針であり、ペDESTAL周辺への経路は非常に狭隘となる。そのため、既存の検出器よりも小型軽量の中性子検出器の開発を進め、要素技術の開発と検出器の試作により、実現可能性を評価する。なお、実現可能性の評価に際しては、計測システムの試作や既存の検出器との比較を通じて、計測システム全体を対象とした開発課題を明らかにする。

2. 工法共通技術の開発

B3①： 燃料デブリ取り出し工法の開発（一部新規）

（注記）

気中工法の開発においては、以下について取扱い性、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

1. 気中工法の開発

(1) 燃料デブリの連続回収技術の開発

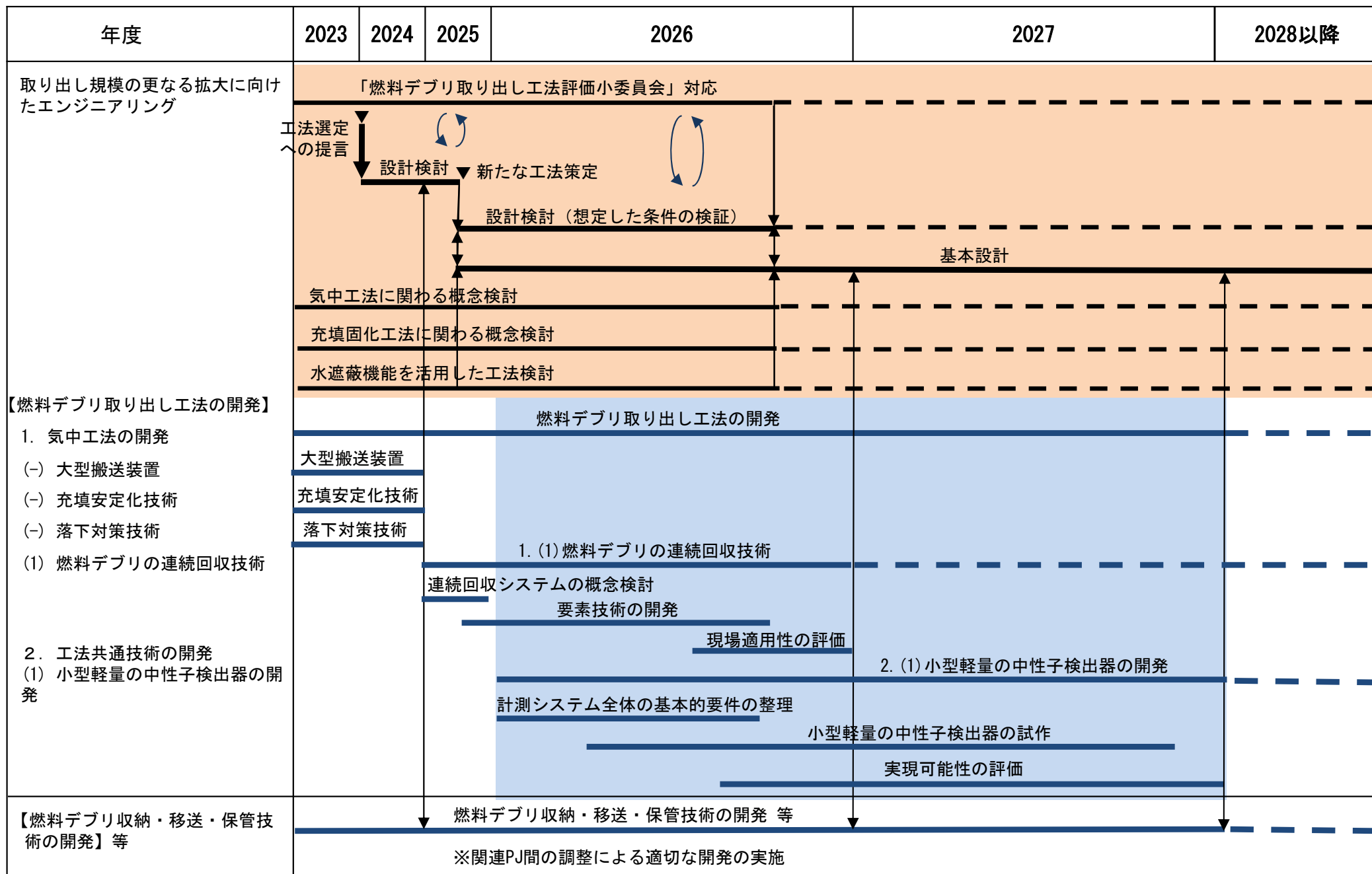
- ・要素技術（加工、回収、固液分離等）の試作・試験による検証（2026年度）
- ・現場適用性の評価（2026年度）

2. 工法共通技術の開発

(1) 小型軽量の中性子検出器の開発

- ・計測システム全体の基本的要件の整理（2026年度）
- ・小型軽量の中性子検出器の試作（2027年度）
- ・実現可能性の評価（2027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(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、効率的に汚染モニタリングを行い、作業時の安全を確保するために必要な技術開発を実施する。

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。
- 燃料デブリ取り出しにより汚染の拡大が懸念されるため、汚染モニタリングの頻度を上げなければならない。モニタリング試料の前処理時間も含めた分析に関する全体的な作業を迅速かつ効率的に行うための技術開発を行う。
- 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、放射性元素が溶出、混入し、建屋内に広範囲に汚染が分布する懸念がある。放射線のうち、 α 線及び β 線は透過力が弱く、容器に入れた状態での検出が困難である上、モニタリング用の試料では、核燃料物質、放射性元素の濃度は燃料デブリに比較して低く、質量分析を行うことになる。質量分析では、試料の均一溶解、同重体の分離等の前処理が重要である。今後の廃炉工程の進捗に伴い、汚染モニタリング用の試料の種類及び数が増加するため、溶解・分離等の前処理を含む分析の全体工程において、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。このため、試料中から目的とする核燃料物質、放射性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。 α 線を放出するウラン、プルトニウム等の核燃料物質については、陽イオンとなる元素が多く、 β 線を放出する放射性のヨウ素、塩素等については、陰イオンとなる元素が多い。溶解により、溶液中にイオンとして存在することから、それぞれの化学的な特性に応じて、以下の技術開発を行う。

- α 放射性元素の分析における迅速化、効率化

- β 放射性元素の分析における迅速化、効率化

- 弱エネルギーの放射性元素の前処理における迅速化

前処理における迅速化については、特定の元素を吸着、抽出する技術を開発する。これらの技術を開発する上では、原子番号が同じで質量数の異なる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

- α 放射性元素と β 放射性元素の化学的な特性に応じた多元素同時分析装置の試料供給安定性の向上(2026年度)
- 模擬サンプルの調整方法の検討(2027年度)
- β 放射性元素のうち、ヨウ素-129の検出感度の向上(2027年度)
- 固相吸着材の吸着性能評価(2026年度)
- 固相吸着材の生成効率の向上(2027年度)

B3②-3: ダスト飛散に係る影響評価技術の開発(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、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
- 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

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ニ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。

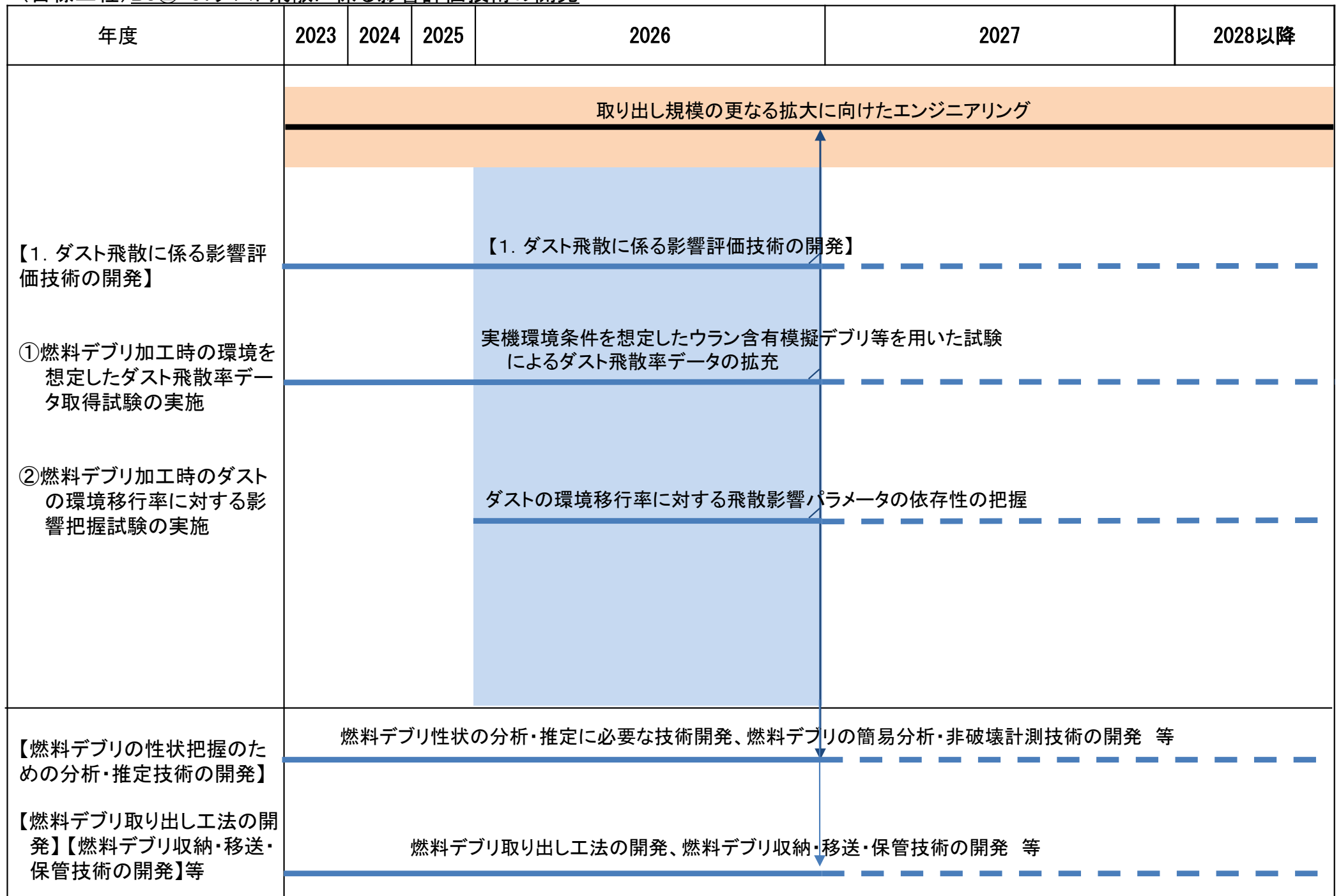
これらにより、環境条件(ドライ/ウェット条件)および組成条件(ホット/コールド供試体)の差異によるダスト飛散率への影響を評価する。

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



—— : 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(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。

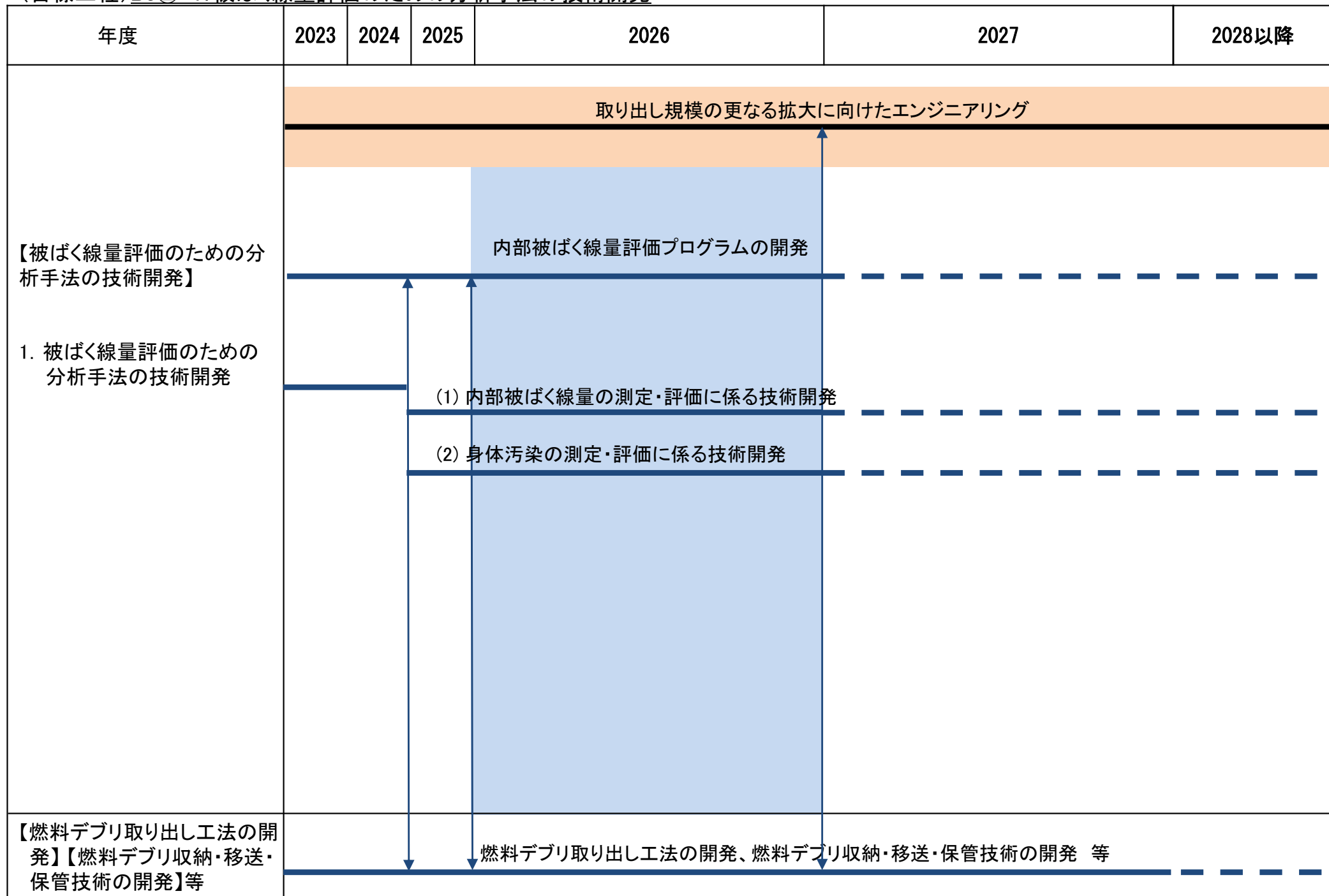
(2)身体汚染の測定・評価に係る技術開発

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 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(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。

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。

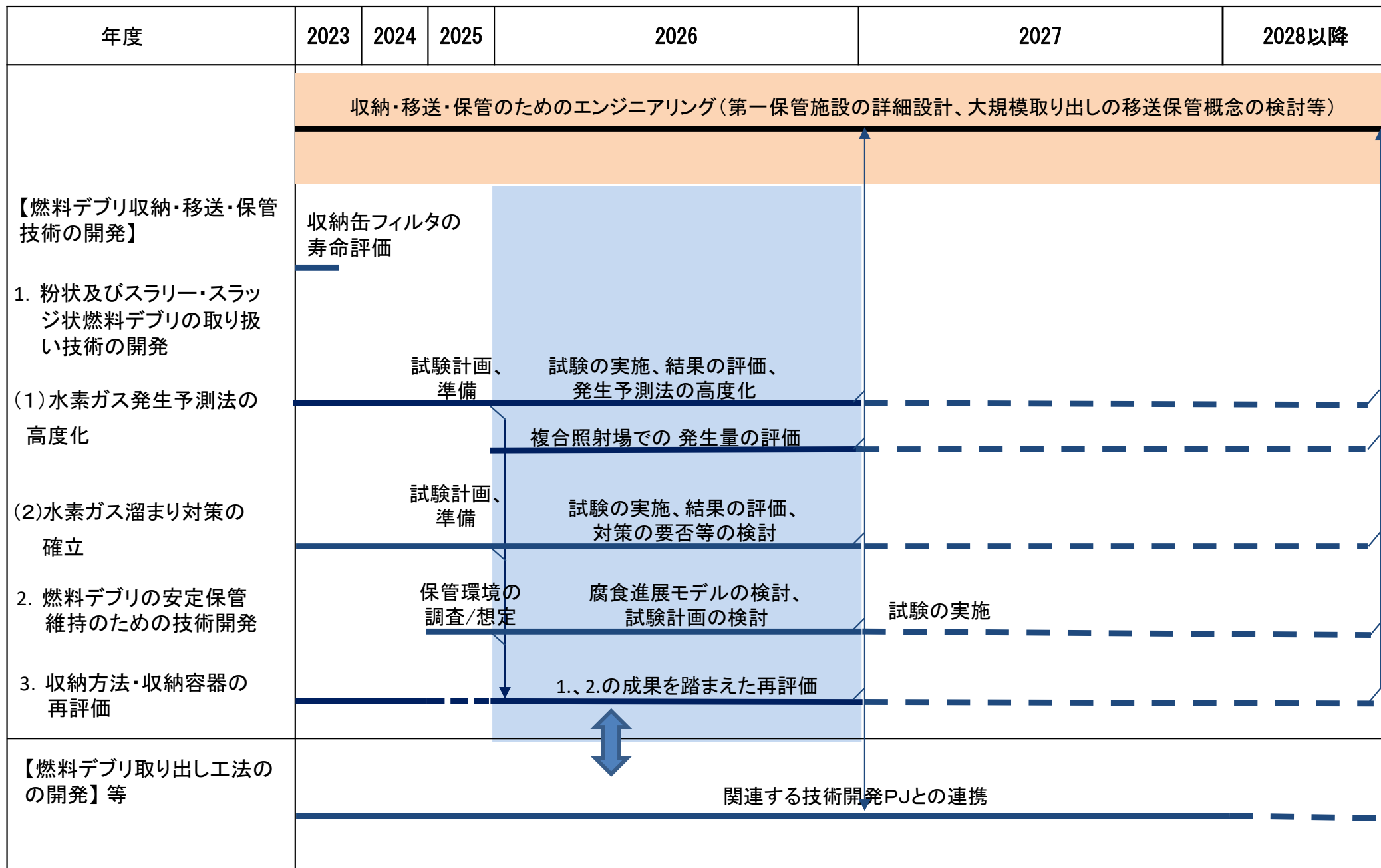
※関連する技術開発PJ

「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(2026年度)

- ・水素ガス発生量に対する α 線の影響確認及び α 、 β 、 γ 線の複合照射場における水素ガス発生量の試算による寄与度の評価
- ・試験結果を踏まえた水素ガス溜まり対策の要否とその内容の提案
- ・腐食種類毎の発生進展モデル案の構築
- ・燃料デブリの収納方法、収納容器に関する再評価

(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

B4: 過酷環境下の遠隔作業におけるフィジカルAIを搭載したロボット活用技術の開発(新規)

目的

狭隘部、高線量や視界不良など過酷な環境下での遠隔作業は熟練オペレータの技能に大きく依存しているため、技術継承や人員確保が課題となっている。また、遠隔作業の準備段階においても人が介在しているため、効率性や被ばくといった点が課題となっている。このため、熟練オペレータや準備作業を行う人に代わって作業を実施するフィジカルAIを搭載したロボットの活用可能性を検証するための技術開発を行う。

実施内容

- 原子炉建屋内では、線量低減や作業エリア確保のために、電源や通信環境が無く、狭隘部、高線量や視界不良など難度が著しく高い箇所での調査、作業を安全、確実に進めることが必要となる。このため、将来的には、上記のような過酷環境下においても人に代わってロボットが調査や準備作業等を行うことを目指し、本PJでは、原子炉建屋1階における調査・作業への導入の可能性を検証することを目的として、4足歩行ロボット等にフィジカルAIを搭載し、自律化させるための技術開発を行う。
- 本研究開発にあたっては、廃炉作業への活用を検討した上で、課題となる点を整理し、他分野産業技術等の活用(適用)可能性についても検討する。

1. 過酷環境下におけるフィジカルAIを搭載したロボットの活用による調査・作業技術の開発

原子炉建屋1階を対象とし、原子炉建屋入口外側から高線量箇所(HCU周辺等)まで自律移動し線量測定などの調査・作業を行い、原子炉建屋入口外側まで帰還する作業を念頭に置いた開発を行う。

フィジカルAIを搭載したロボットの開発を行うプロセスを検討・整理し、開発計画を策定する。想定される現場環境や作業内容を踏まえ、4足歩行ロボット等の姿勢を制御する機能や調査経路を最適化する機能などの動作に必要な要件を抽出する。また、障害物検知、カメラ、温度センサー等の一般的なセンシング技術に加え、放射線量センサーにより高線量箇所を把握する機能などの知覚に必要な要件を抽出し、原子炉建屋内作業を考慮したフィジカルAIを搭載した4足歩行ロボット等に求められる運用技術要件を整理する。

現場環境の点群データ等を基に仮想空間(デジタルツイン)を構築し、機械学習に必要な環境を整備する。仮想空間内の4足歩行ロボット等に機械学習を繰り返し行うことで、原子炉建屋内作業に必要な自律機能を習得させる。さらに、仮想空間で学習したAIモデルを4足歩行ロボット等実機へ移植し適合させる技術を開発する。

開発したAIモデルを搭載した4足歩行ロボット等の試作機を製作し、想定される作業環境を模擬したモックアップ施設等において、デジタル上で習得した自律移動や作業能力が、現実の物理法則や環境下でも再現され、安全確実に機能するかどうかを検証する。

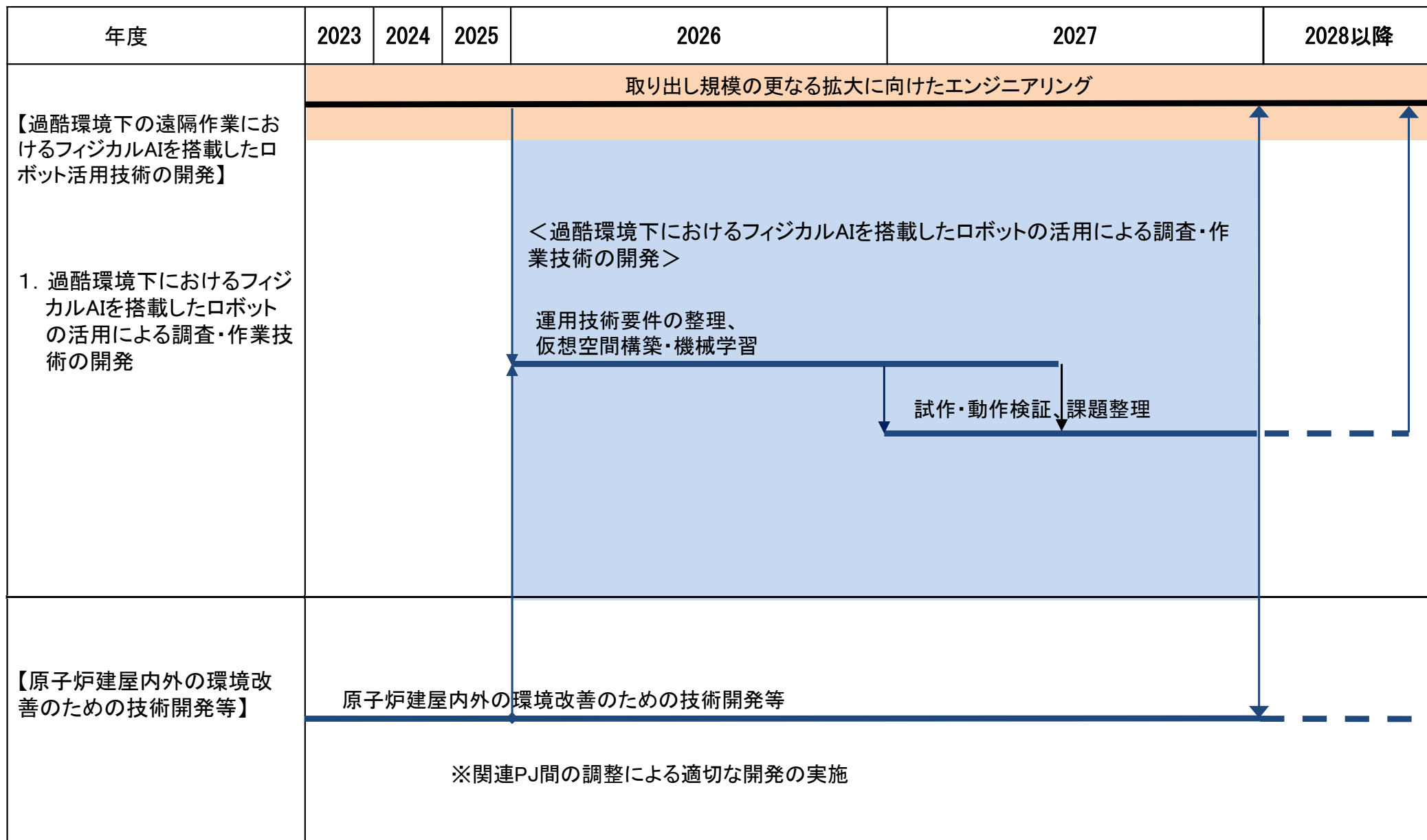
また、上記開発状況／検証結果等をふまえ、当該ロボットを原子炉建屋1階での想定作業に活用する上での課題等を整理する。

※フィジカルAIとは、ロボットに人工知能(AI)を搭載し、ロボット自身が現実世界の物理的な環境を認識し、それに基づいて自律的に行動ができるAIシステムである。

目標達成を判断する主な指標の設定

- フィジカルAI搭載の4足歩行ロボット等に求められる運用技術要件の整理、仮想空間内における原子炉建屋内作業に必要な自律機能の習得(2026年度)
- フィジカルAI搭載の4足歩行ロボット等の試作・モックアップ施設等での動作検証、課題整理(2027年度)

(目標工程)B4:過酷環境下の遠隔作業におけるフィジカルAIを搭載したロボット活用技術の開発



—— : 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

C: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発(1/2)(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、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、固体廃棄物*1の発生から再利用、処分までの具体的な固体廃棄物管理全体について適切な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・再利用技術及び震災影響を受けた廃樹脂の減容・安定化に関する技術の開発を行う。
- 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、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、必要なパラメータの取得、安全評価技術の改良を行った上で、提示した処分概念オプション案の安全評価を実施する。
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。

I. 性状把握

1. 分析データの取得と評価

固体廃棄物の処理・処分方法の検討及び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、炭酸塩スラリー等を対象とし、化学形態を考慮して前処理方法等を検討し、分析データの取得を行う。セシウム吸着塔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。

サンプリングが難しい廃棄物の情報に基づいて分析の必要性を踏まえ、サンプリングの優先度を検討する。燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物を対象としたガンマ線測定等の非破壊測定システムに関して、測定の要素技術(ガンマ線検出器等)を検討し、「燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発」*2と整合するシステムの概念を取りまとめる。

2. 性状把握の効率化

これまで開発を進めてきた廃棄物インベントリの統計論的手法に基づく推算システムを改良する。インベントリを推算して示し、その結果を処理・処分等の技術開発に提供する。瓦礫類の放射能濃度による管理への移行を目指し、保管容器の内容物の不均一さを評価し、インベントリを推算する方法を検討する。解析的な汚染推算手法により建屋内部の汚染分布を推算する方法を検討する。廃棄物インベントリに含まれる考慮が必要な不確実性を抽出し、定量的に評価する方法を検討する。

II. 保管・管理

1. 金属類の減容・再利用技術の開発

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、取得した実廃棄物の放射能濃度データを参照し、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とともに、溶融設備規模の相違が核種移行率に及ぼす影響を評価する。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。

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。また、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。クリアランス検認に向けた合理的かつ迅速性のある分析法の開発を行う。

2. 震災影響を受けた廃樹脂の減容・安定化に関する技術の開発

震災影響を受けた廃樹脂を減容処理する上で、有望な技術として検討されてきた熱分解処理について、供給方法、処理条件、安定保管等の処理残渣の取り扱い方法等に関する課題の検討を行う。

*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 「B2③:燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」の「2. 燃料デブリの簡易分析・非破壊計測技術の開発」の(2)部分で実施するもの。

C: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発(2/2)(新規)

Ⅲ. 処理・処分

1. 処理技術

安全かつ合理的な処理処分方策の検討に活用できる処理技術データベースを開発し、最新の処理技術に関する情報を調査・登録する。

処分安全評価に活用する固化体の浸出評価モデルを検討し、処分において重要な固化体の特性を取得する。粉体状廃棄物を入れたセメント系容器と充填材を一体化した固化体の特性について検討する。

固化体の長期的な安定性評価のため、非晶質相の変化に関する検討、水蒸気による加速試験により固化体の鉱物相の変質に関する検討、OHラジカルによる固化体の変質に関する検討を行う。

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。

柔軟かつ合理的な処理技術として実処理への適用性を評価した、脱水後のスラリーを保管容器ごとガラス溶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、事前乾燥処理の必要性等、実処理で想定される課題について検討を行う。

2. 処分技術

① 固体廃棄物の処分概念オプション案の提示

これまで検討してきた固体廃棄物のそれぞれの処分概念オプション案を構築する。その際、廃棄体特性・地質環境・生活環境を考慮した合理化したオプション案とその安全性を提示する。これらを廃棄物ストリーム案検討に反映する。

② 固体廃棄物処分の安全評価の実施

安全評価における核種移行挙動に係る影響パラメータや生活圏のパラメータを取得し、安全評価技術の改良を実施する。①で提示された処分概念オプション案について、上記の改良を反映して安全評価を実施する。得られた安全評価結果は、情報管理ツールを用いて根拠情報と評価結果を関連づけて統合する。

目標達成を判断する主な指標の設定

I. 性状把握

- 年間200個以上の試料を分析し、分析データ及び試料情報をデータベースに登録(2027年度)
- サンプリングが難しい廃棄物の情報に基づく分析の必要性を踏まえた、サンプリングの優先度を提示(2027年度)
- 「燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発」と整合する燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の測定システムの概念の提示(2027年度)

- 炭酸塩スラリー等のC-14, I-129の分析結果の提示(2027年度)
- セシウム吸着塔から採取した吸着材の前処理、分析方法等の検討結果と分析結果の提示(2027年度)
- 統計論的インベントリ推算システムの改良(2027年度)
- 内容物の不均一さを考慮したインベントリ推算方法の提示(2027年度)
- 建屋内部の汚染分布を推算する方法の検討結果の提示(2027年度)
- 性状把握の各段階に含まれる考慮が必要な不確実性を抽出し、定量的に評価する上での課題を提示(2027年度)

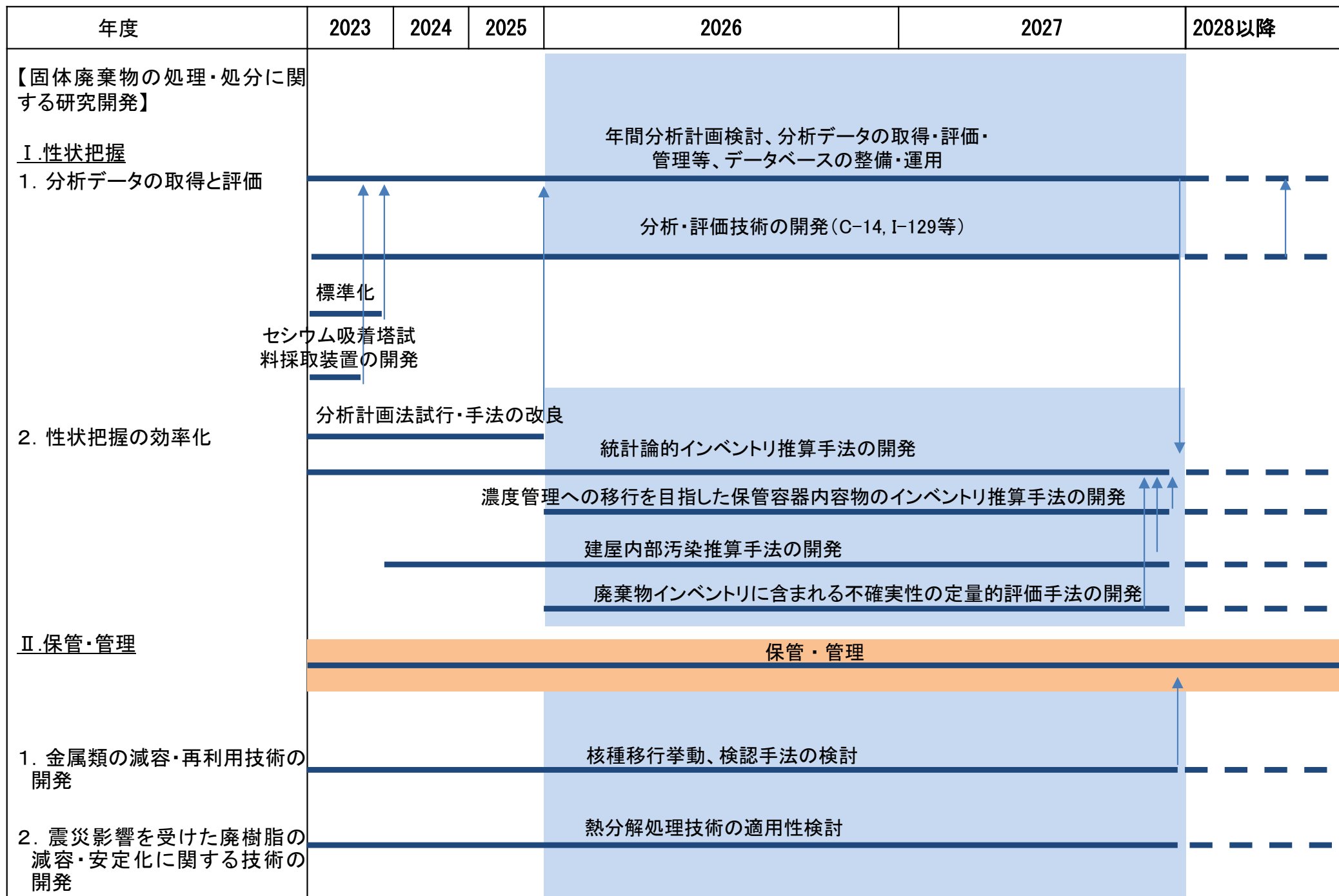
II. 保管・管理

- 汚染金属の解析的インベントリ推算手法の改良(2027年度)
- 改良した推算手法による汚染金属のインベントリ推算結果及びその妥当性の提示(2027年度)
- 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核種移行率の評価結果の提示(2027年度)
- 設備規模の相違が核種移行率に及ぼす影響評価結果の提示(2027年度)
- クリアランス検認時に重要核種となり得る核種の提示(2027年度)
- クリアランス対象の汚染金属の分析計画(案)の提示(2027年度)
- クリアランス検認に向けた合理的かつ迅速性のある分析法の開発成果の提示(2027年度)
- 震災影響を受けた廃樹脂を対象に熱分解処理を適用した際の、供給方法、処理条件、安定保管等の処理残渣の取り扱い方法等に関する検討結果の提示(2027年度)

III. 処理・処分

- 処理技術データベースの開発(2027年度)
- 低温処理により作製する固化体の特性の提示(2027年度)
- 粉体状廃棄物、容器、充填材を一体化した固化体の特性の提示(2027年度)
- 非晶質相の長期変遷過程モデルの構築に寄与する結果の提示(2027年度)
- 加速試験等による固化体の変質結果の提示(2027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)
- 炭酸塩スラリー脱水物と保管容器の一括ガラス溶融固化試験の結果(2026年度)
- これまで検討してきた固体廃棄物についての処分概念オプション案の提示と廃棄物ストリーム案検討への反映(2027年度)
- これまで検討してきた固体廃棄物についての処分概念オプション案の根拠情報と関連付けた安全評価結果の提示(2027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)

年度	2023	2024	2025	2026	2027	2028以降
Ⅲ. 処理・処分 1. 処理技術				処理技術に関するデータベースの開発		
				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 (ガレキ、ALPSスラリー)			柔軟かつ合理的な処理技術の可能性検討 (ALPSスラリー)		
	処分概念提示に必要な情報・知識の調査			これまで検討してきた固体廃棄物の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			安全評価技術の改良及び改良された技術を反映した固体廃棄物の処分概念オプション案の安全評価の実施		

— : 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)

2026 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(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>

東京電力は、3号機を対象として、「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」の提言等に基づき、設計検討を進めている。準備作業としての環境改善に関わる課題に対し、必要な技術開発を実施する。なお、他号機を含め、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する。

原子炉建屋内の課題として、線量低減や作業エリア確保のために、高所や狭隘部など難度が著しく高い箇所への対策だけでなく、低所の高線量配管への対策(撤去等)を安全、確実に進めることが必要である。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加え、低所のPCV貫通配管等配管内非破壊調査技術について、現場適用を可能とするための調査、検討、試験等による開発を行う。(下図1、2参照)。なお、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では、計画変更により、3号機原子炉建屋1階低所の配管調査技術の現地実証計画の検討を追加した。

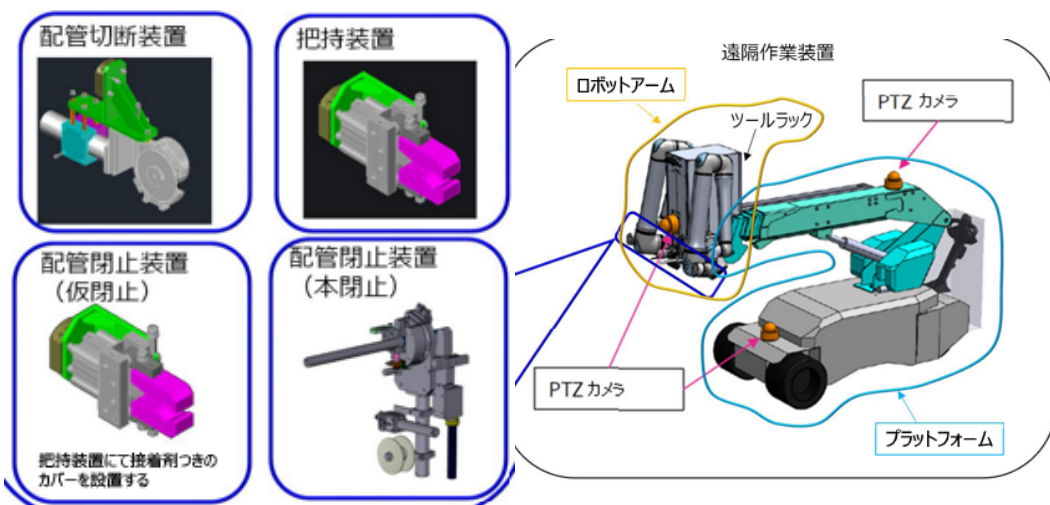


図1 PCV貫通配管等撤去のための遠隔監視及び撤去作業システムの開発(配管隔離・撤去技術)のイメージ図

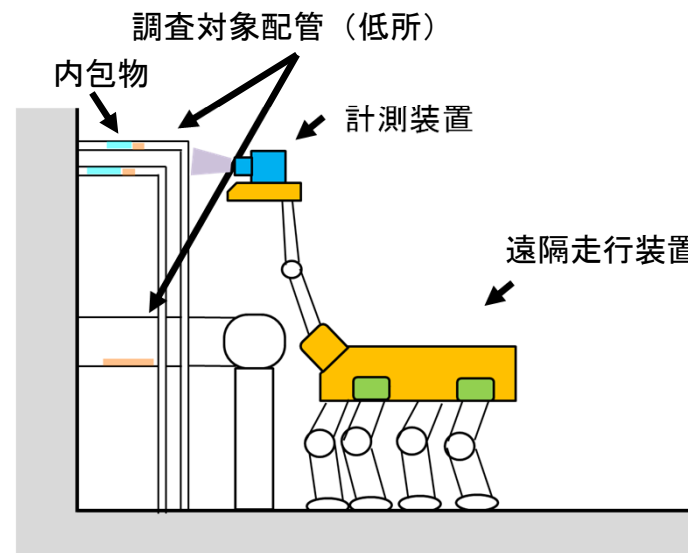


図2 PCV貫通配管等配管内非破壊調査技術のイメージ図

[B2②] 原子炉圧力容器内部調査技術の開発(新規)

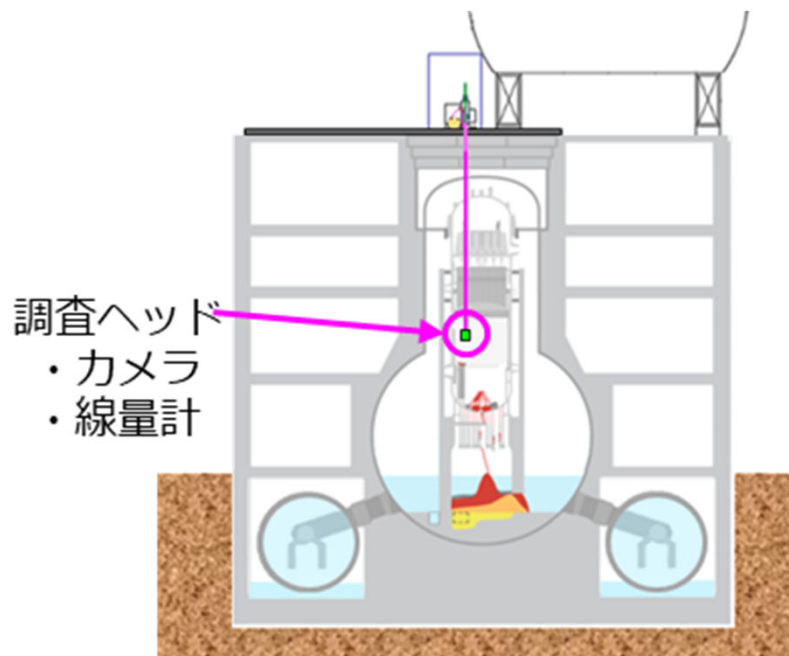
<目的>

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. 小規模な上アクセス調査工法の技術開発

オペフロ上に使用済み燃料取り出し装置・遮へい体を残置したままで、オペフロ耐荷重を考慮した小型セルを設置し、小口径(最大400mm程度まで)の開口を穿孔し、上部アクセスによるRPV内部調査(映像等)を行う計画である(3号機を想定)。そのため、2019年度までに開発された上部穴開け調査工法を参照して、設備を小型化(改善を含む)するとともに、構造物の加工物量が少ないアクセスルートを構築することに必要な要素技術(シールドプラグ、PCVヘッド、RPVヘッド、気水分離器等の穿孔、RPV内で調査装置の位置を変更する横展開機構装置等)の開発を行う。



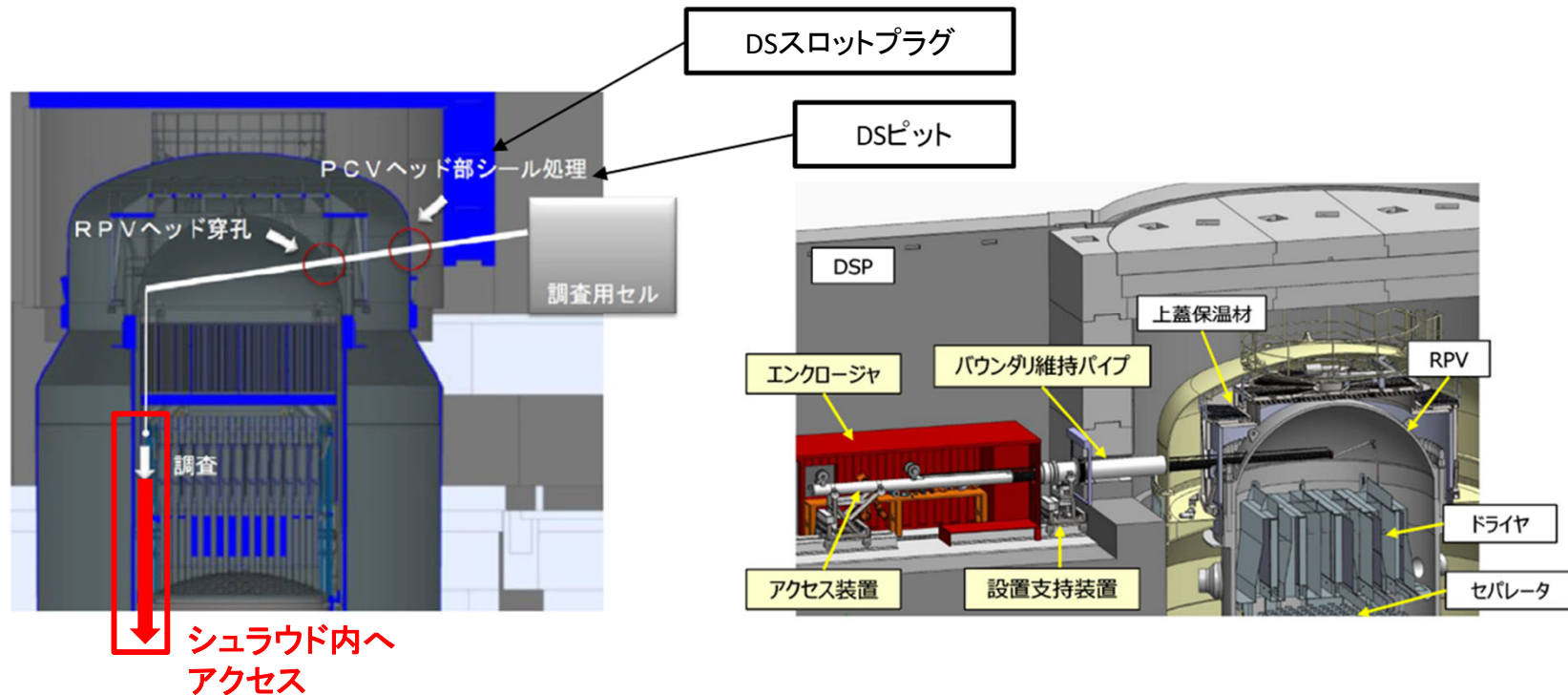
上アクセス燃料デブリ取り出しの内部調査イメージ

出典:「3号機 燃料デブリ取り出しに係る設計検討について」2025年7月31日、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局
会議資料

<次年度研究開発のポイント>

2. 上部側面アクセス調査工法の技術開発

2025年度までにドライヤー・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RPV内部に進入して調査する上部側面アクセス調査工法が開発された。これまで検討されたシュラウド外側の調査工法から、さらにシュラウドを穿孔して炉心部にアクセスする調査や、アニュラス部のジェットポンプを経由した炉底部の調査等が可能となる工法、装置の開発を行う。



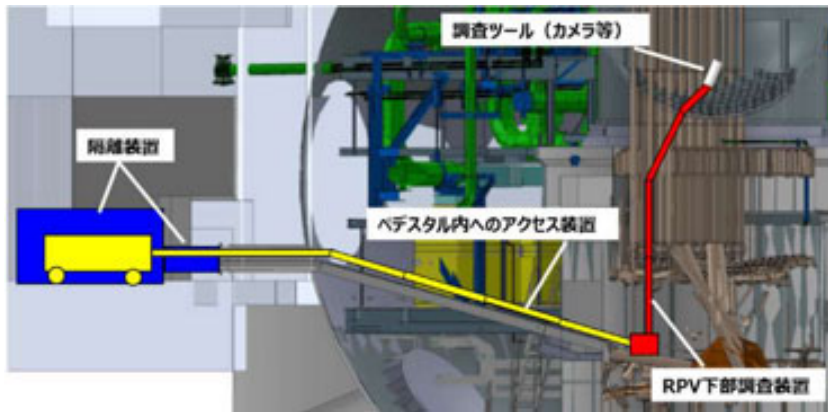
2025年度までの上部側面(DSP起点)アクセスRPV内部調査方法の全体構成
とシュラウド内の炉心部へのアクセスイメージ

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

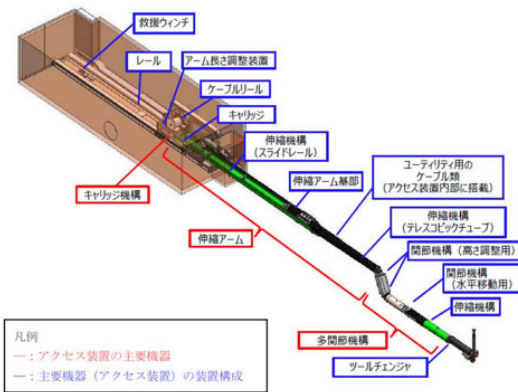
<次年度研究開発のポイント>

3. 下部アクセス調査工法の技術開発

2025年度までにX-6ペネトレーション・CRD開口からペDESTAL内へロボットアームでアクセスして、RPV底部(開口部がある想定)から下部アクセス(RPV)調査装置(テレスコパイプ等)でRPV内に柔軟性をもって伸長して調査する工法を開発した。この装置を搭載できるアクセス装置(アーム等)への適用拡大を目指して、装置を小型・軽量化するとともに、姿勢制御性を向上させた装置の開発を行う。



(a) 下部アクセス調査のイメージ



(b) アクセス装置の例

小型・軽量化の検討



(c) 下部アクセス(RPV)調査装置

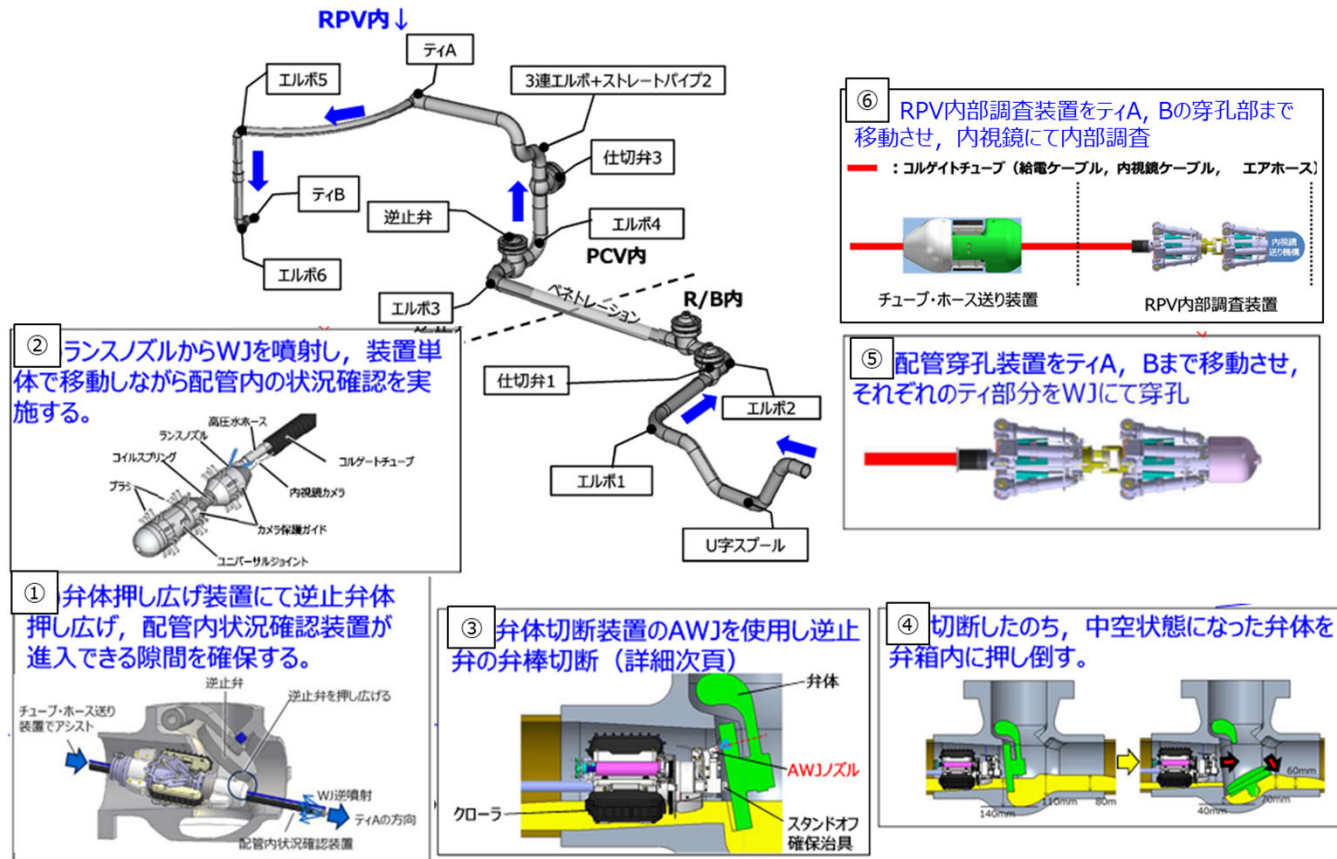
2025年度までの下部アクセスRPV内部調査工法の検討状況と下部アクセス(RPV)調査装置の小型・軽量化の対象

出典:「原子炉圧力容器内部調査技術の開発(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)」
 廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金、第1回 中間報告資料、2025年5月13日、東双みらいテクノロジー

<次年度研究開発のポイント>

4. 既存配管を利用してのRPV内部調査の技術開発

2025年度までに炉心スプレイ(CS)系、主蒸気(MS)系を用いたRPV内部調査工法を検討し、主な技術課題(バウンダリ構築、加工方法、調査装置の配管内移動性等)を解決する見通しを得た。さらに現場適用に向けた課題(配管内の錆や堆積物、干渉物等の影響、バウンダリ構築の作業性・安全性等)について検討及び技術開発を行う。



2025年度までのCS系配管を利用したRPV内部調査装置の検討状況

出典：「原子炉圧力容器内部調査技術の開発(既存配管を利用しての原子炉圧力容器内部調査の技術開発)」、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金、事業成果報告会資料、2025年10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(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

(1)PCV内から採取さ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。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。

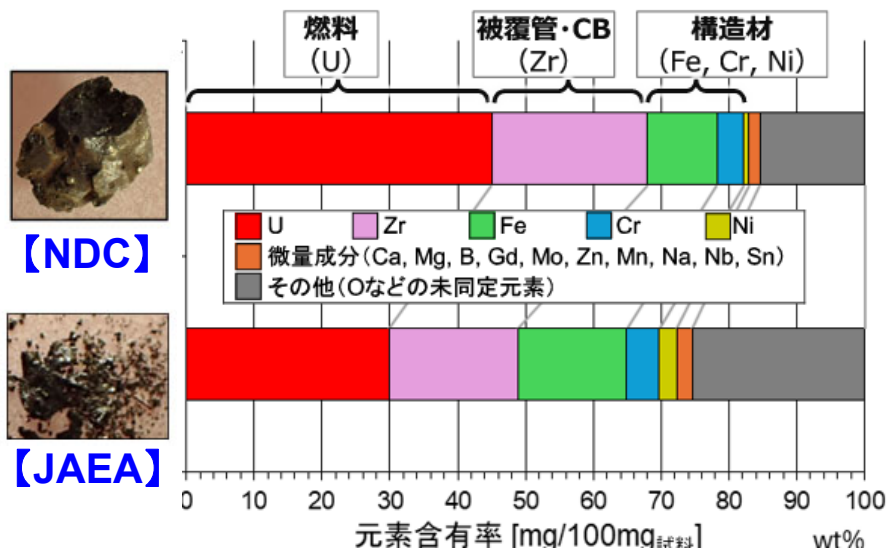


図1 1回目燃料デブリサンプル元素組成

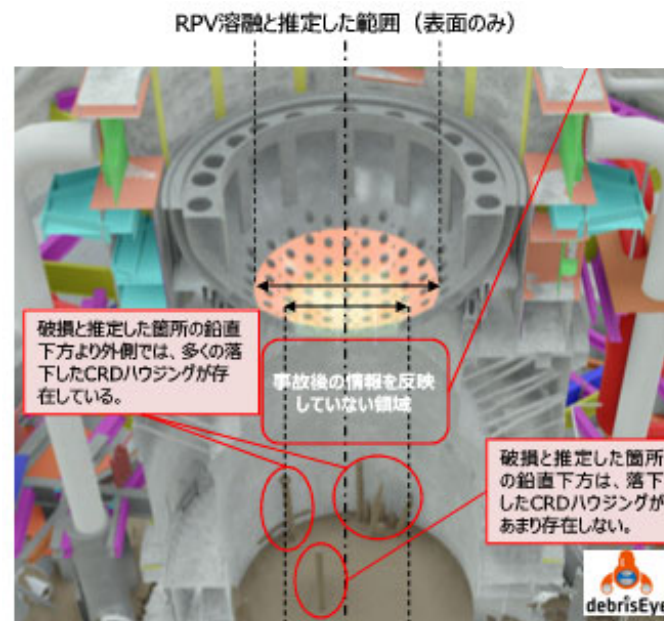


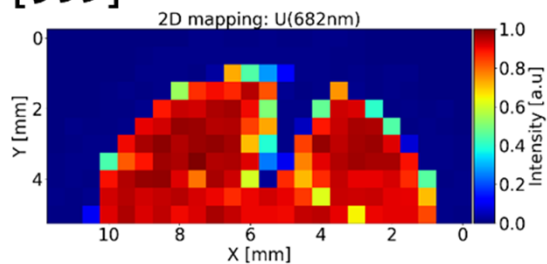
図2 1号機の3D炉内状況推定図

<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。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、アクティブ中性子法とミュオン散乱法を選定し、その2つの非破壊計測手法の検出効率・精度の向上、収納容器の形状影響等を検討する。また、仮想空間上で非破壊計測システムを構築した場合の課題を抽出し、非破壊計測を行う場合のシナリオ及び簡易スクリーニングを行う場合の計測項目を検討する。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。

[ウラン]



[ジルコニウム]

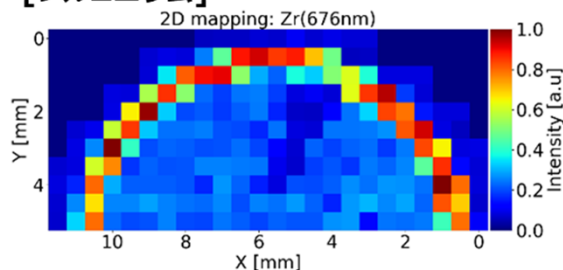


図3 燃料ペレットの断面組成二次元分布評価結果
日本原子力研究開発機構(JAEA) 2024年度最終報告資料

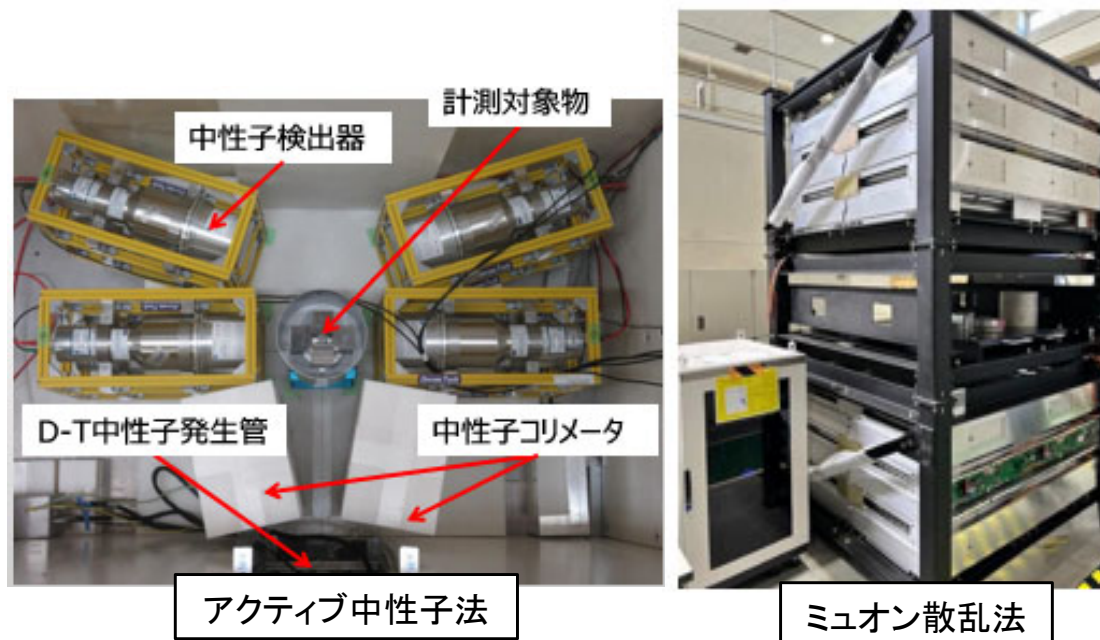


図4 非破壊計測の試験装置
東双みらいテクノロジー株式会社 2024年度最終報告資料

[B3①] 燃料デブリ取り出し工法の開発(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、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、設計検討を進め、一定の想定の下、検討結果を取りまとめた。また、想定した条件の検証も進めている。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。
- ・ 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。(図1参照)
- ・ 工法共通の課題として、既存の検出器より小型軽量で、内部調査等に活用可能な中性子検出器の開発を目指す。このため、要素技術の開発を行い、検出器の試作によって実現可能性を評価する。(図2参照)

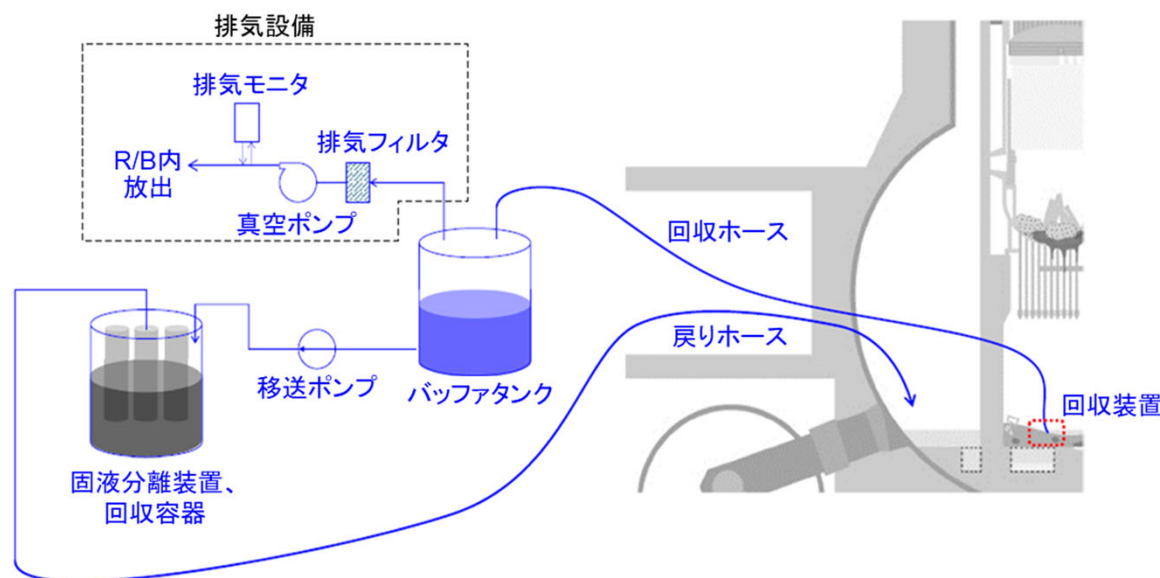


図1 燃料デブリの連続回収システム概念図(一例)

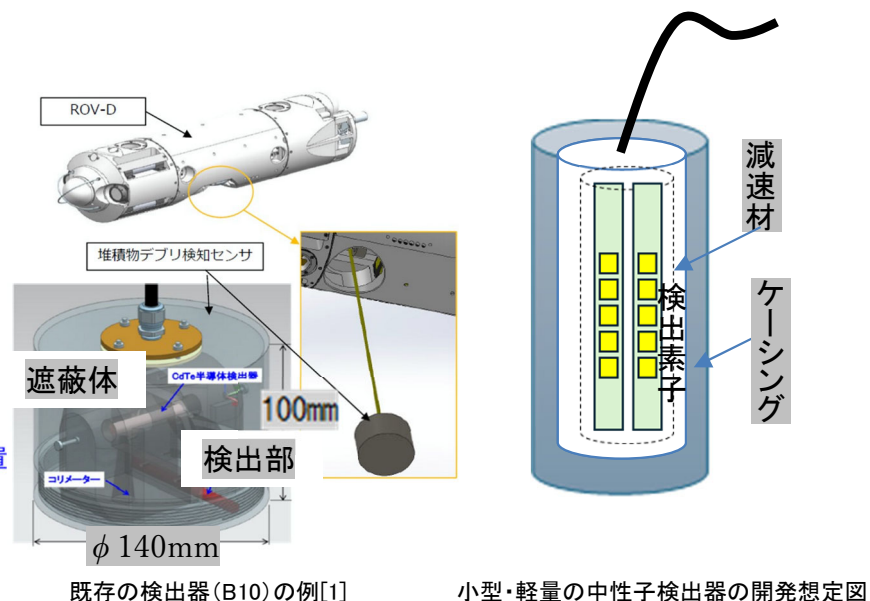


図2 小型軽量の中性子検出器イメージ図(一例)

[1] 東京電力 HD. (2023年2月22日). 1号機 PCV 内部調査(後半)について 2023年

[B3②-2] 汚染モニタリングのための分析技術の開発(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、効率的に汚染モニタリングを行い、作業時の安全を確保するために必要な要素技術開発を実施する。

<次年度研究開発のポイント>

今後の廃炉工程の進捗に伴い、汚染モニタリング用の試料の種類及び数が増加するため、溶解・分離等の前処理を含む分析の全体工程において、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。このため、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。具体的には、(i) α 放射性元素の分析と(ii) β 放射性元素の分析における迅速化、効率化、及び(iii)弱エネルギーの放射性元素の前処理における迅速化の技術開発を行う。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。

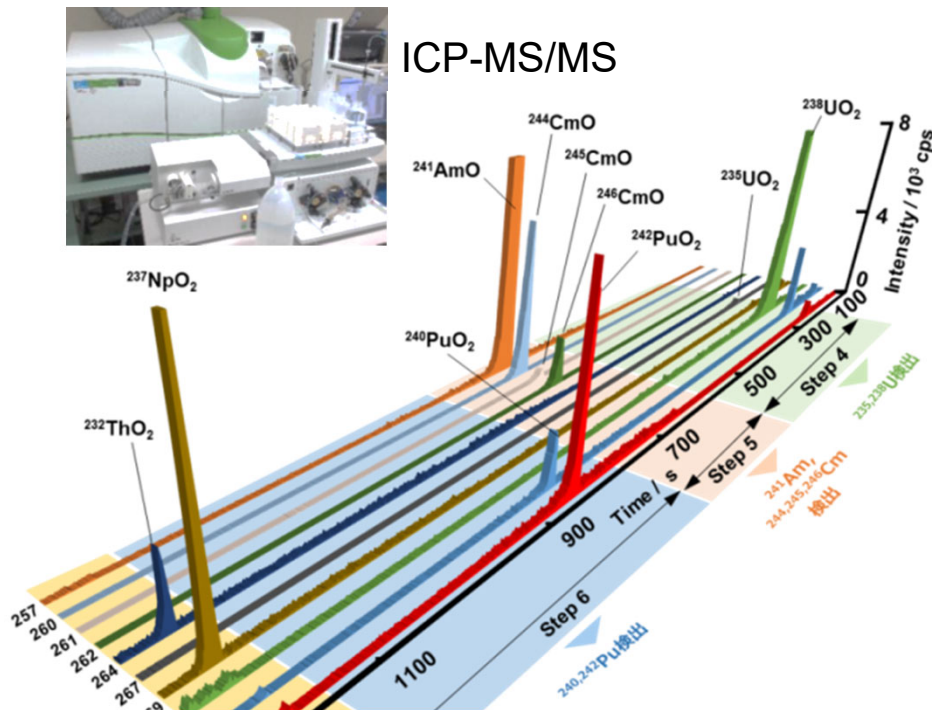


図1 α 放射性元素の多元素同時分析(イメージ図)

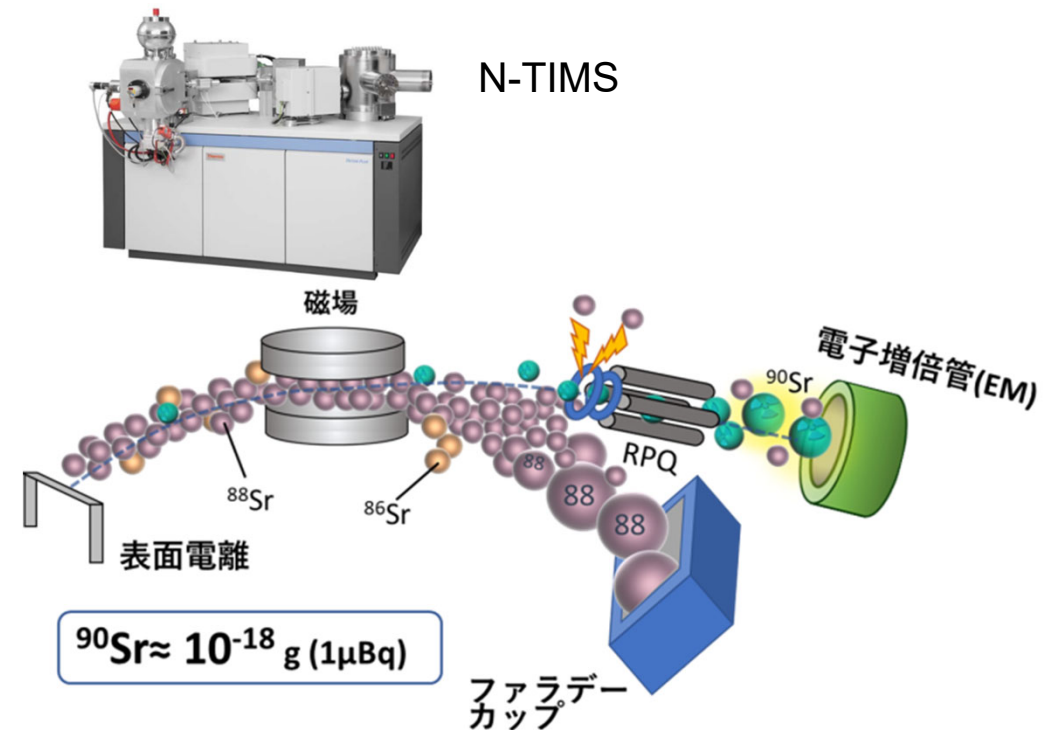


図2 難分析同位元素の分析(イメージ図)

[B3②-3] ダスト飛散に係る影響評価技術の開発(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1参照)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3参照)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)

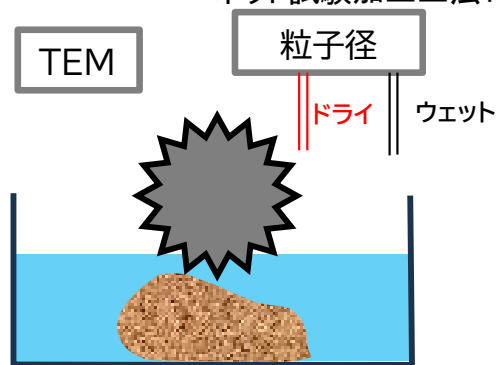


図1 ウラン含有模擬デブリのウェット条件加工試験(イメージ)

【コールド試験】

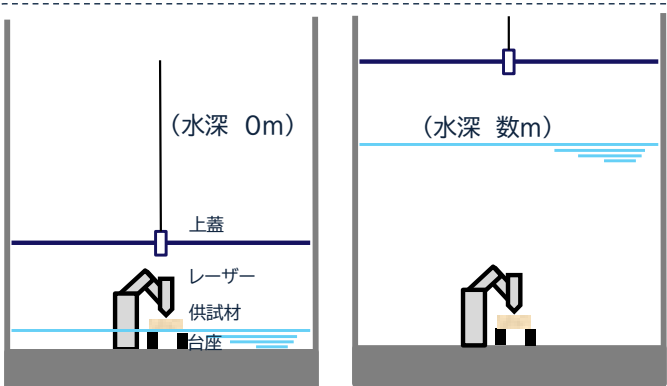


図2 深水中レーザー加工試験(イメージ)

○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

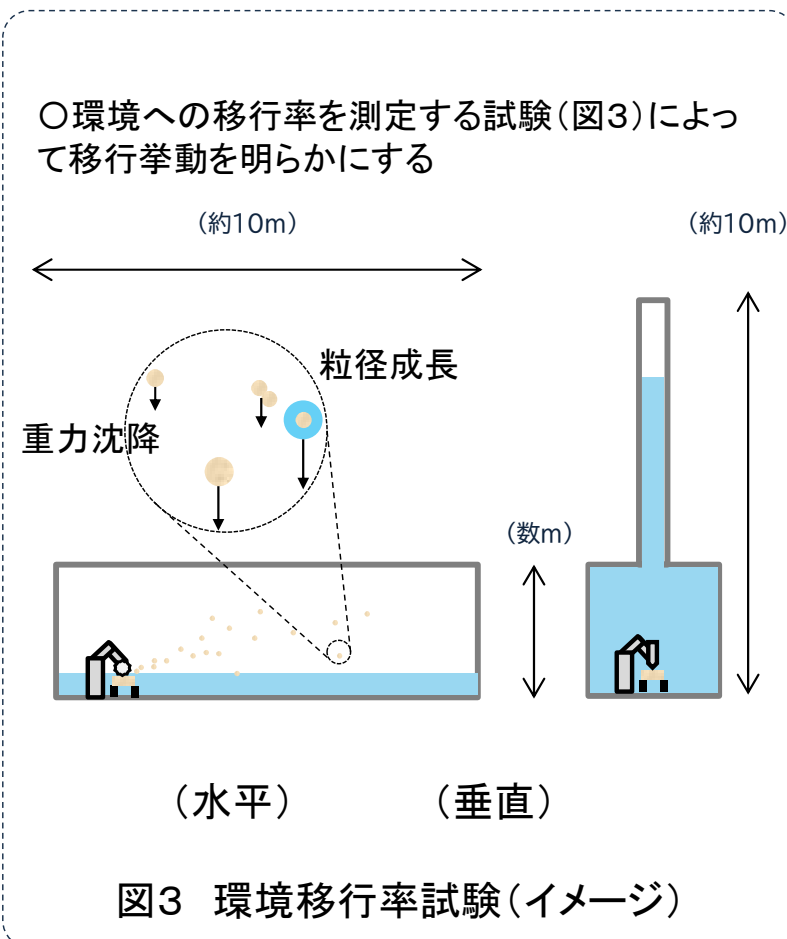


図3 環境移行率試験(イメージ)

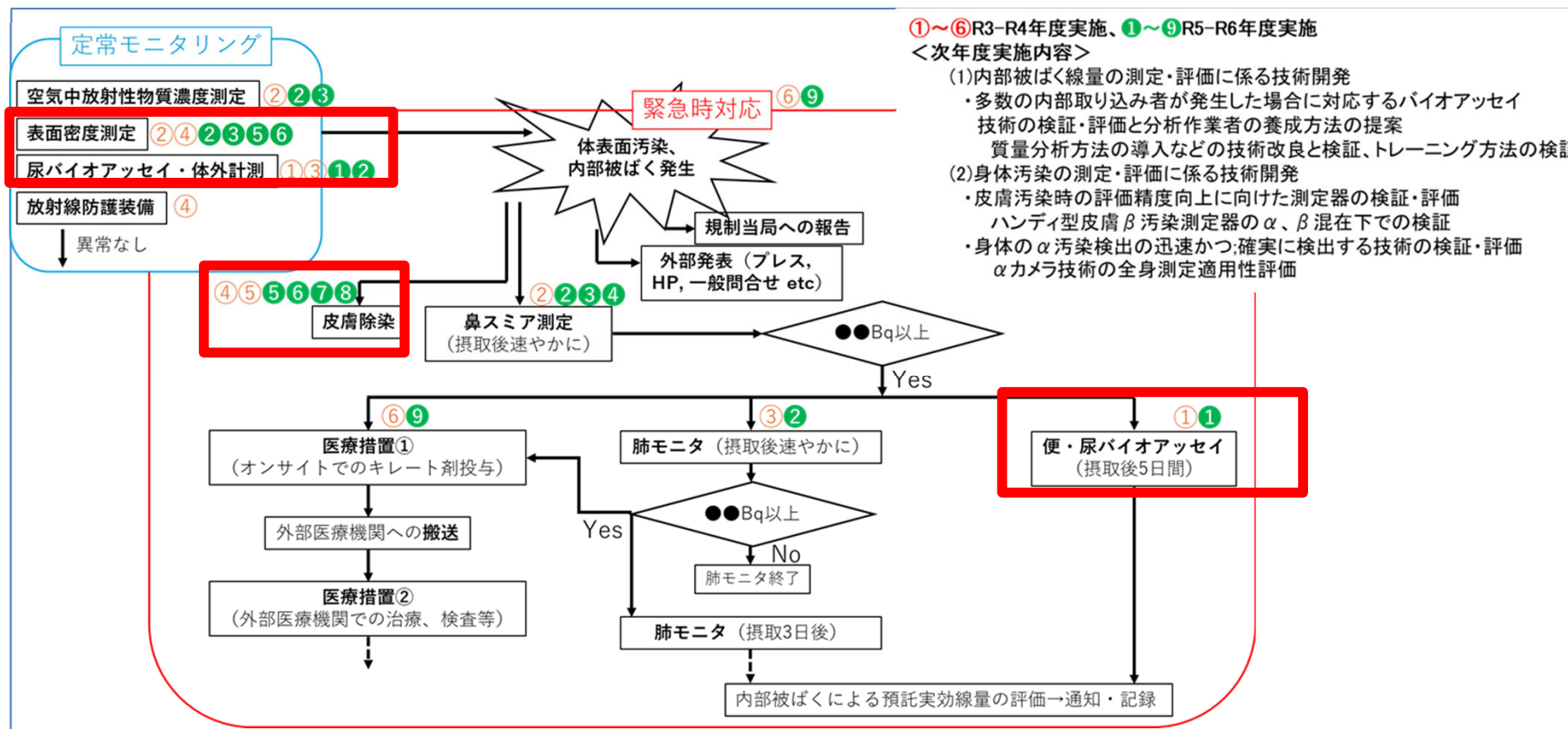
[B3②-4] 被ばく線量評価のための分析手法の技術開発(継続)

<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>

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、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(図参照)を行う。



出典:被ばく線量評価のための分析手法の技術開発 日本原子力研究開発機構(JAEA) 抜粋

図 内部被ばく線量評価プログラムの開発

[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。

今年度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を継続する。



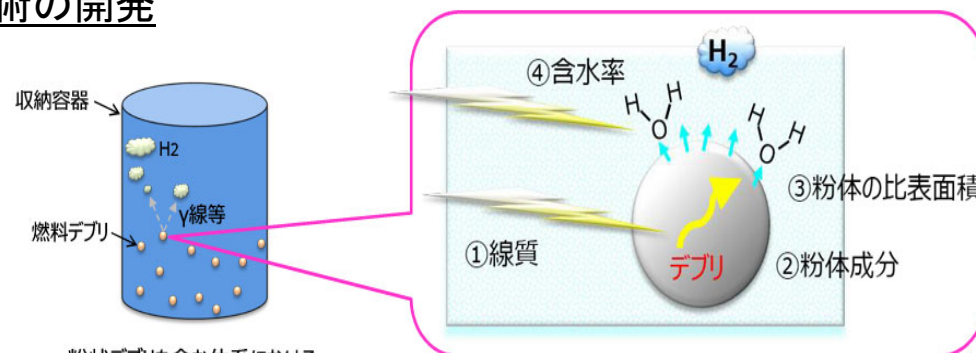
国際廃炉研究開発機構 (IRID)
2021年度研究開発成果
(燃料デブリ収納・移送・保管
技術の開発)

<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、単一照射場における水素ガス発生量評価法を用いて、 α 、 β 、 γ 線複合照射場における水素ガス発生量を試算を行い、それらの寄与の程度を評価する。



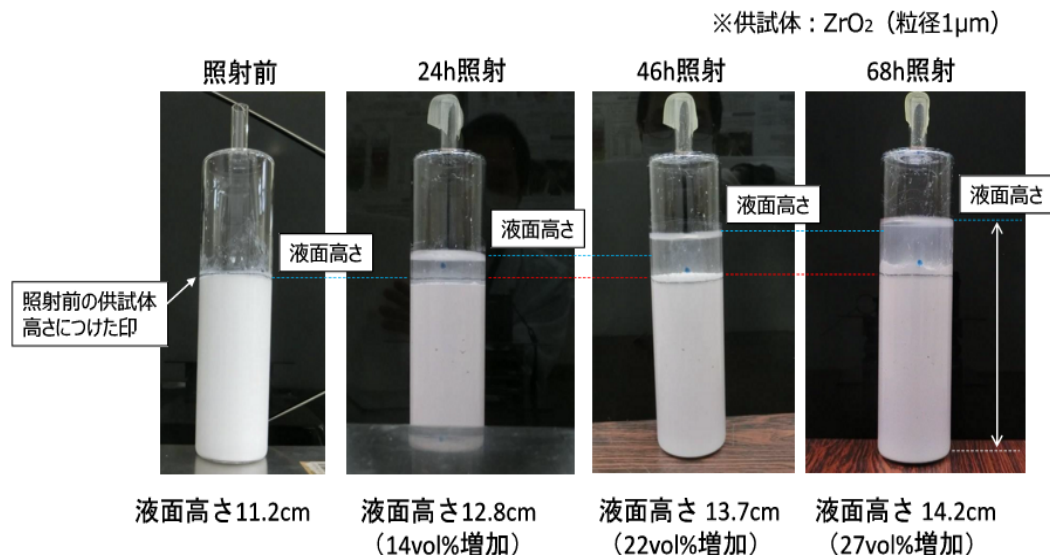
粉状デブリを含む体系における放射線分解による水素発生イメージ

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。



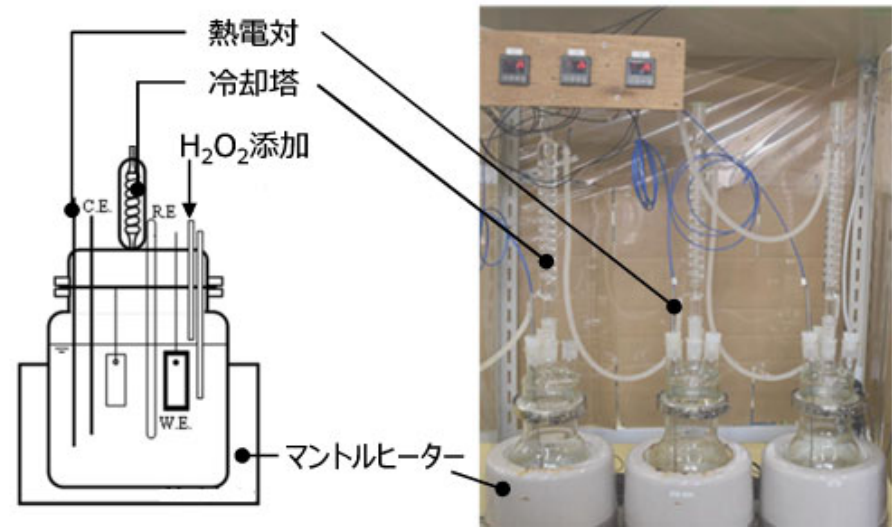
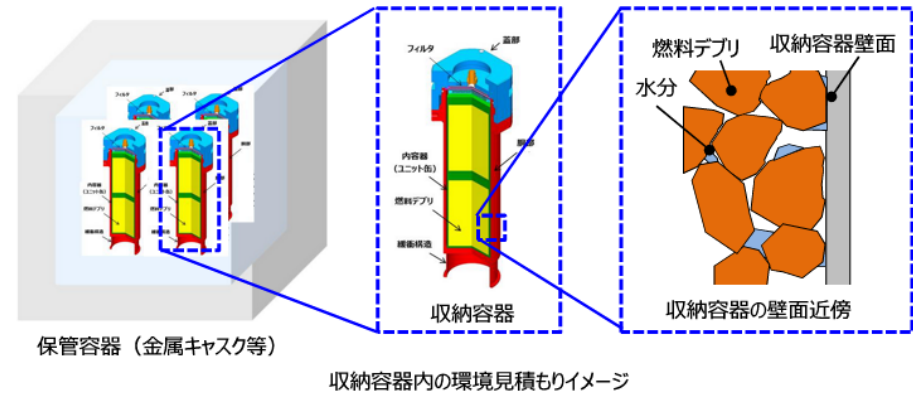
照射前と比較して、照射後は供試体の液面の上昇が確認された。照射前の水の一部が照射により水素（+酸素）となって、気泡として供試体内部に蓄積し、供試体に含まれる水を上方に押し上げたものと考えられる。

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. 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。



腐食発生進展モデル（案）のcold検証試験
（候補材を対象とした腐食試験）のイメージ

東双みらいテクノロジー（株）提供資料

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。

[B4] 過酷環境下の遠隔作業におけるフィジカルAIを搭載したロボット活用技術の開発(新規)

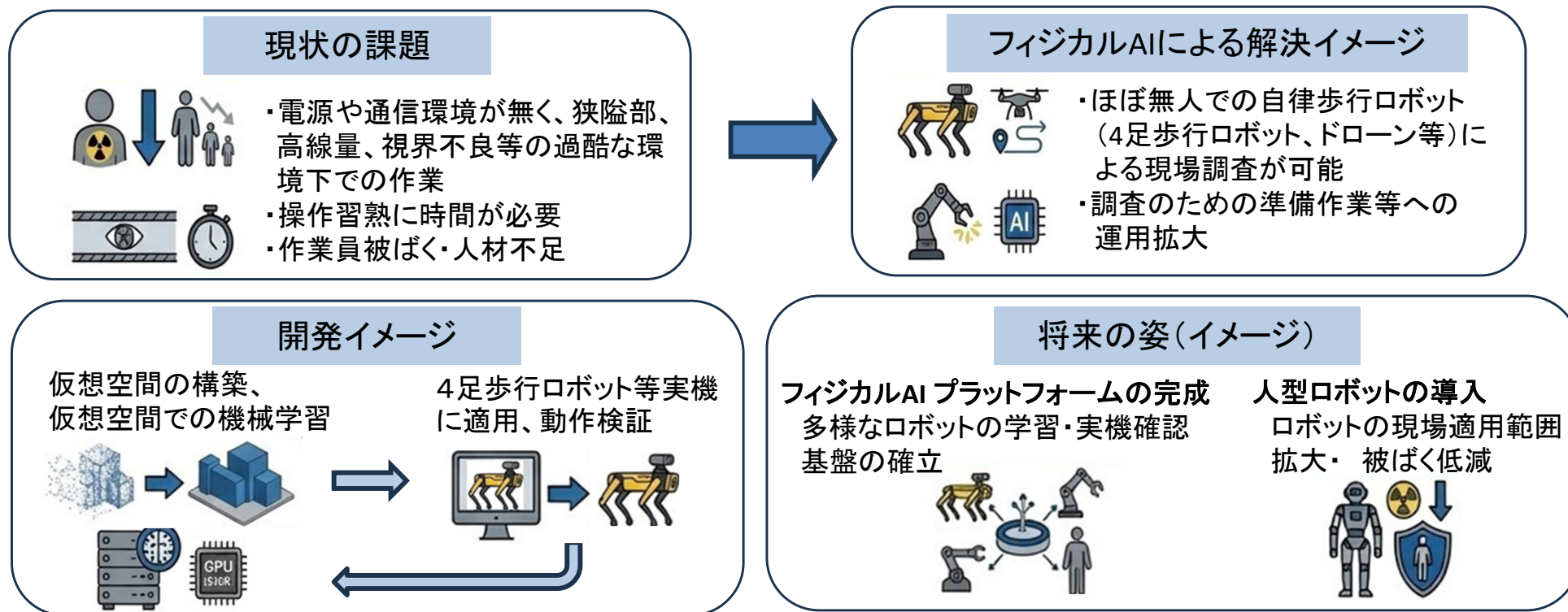
<目的>

電源や通信環境が無く、狭隘部、高線量や視界不良など過酷な環境下での遠隔作業は熟練オペレータの技能に大きく依存しているため、技術継承や人員確保が課題となっている。また、遠隔作業の準備段階においても人が介在しているため、効率性や被ばくといった点が課題となっている。このため、熟練オペレータや準備作業を行う人に代わって作業を実施するフィジカルAIを搭載したロボットの活用可能性を検証するための技術開発を行う。

<次年度研究開発のポイント>

原子炉建屋内作業を考慮したフィジカルAIを搭載した4足歩行ロボット等に求められる運用技術要件を整理する。原子炉建屋1階を対象とし、仮想空間を構築し、想定される作業内容(原子炉建屋入口外側から高線量箇所(HCU周辺等)まで自律移動し線量測定などの調査・作業を行い、原子炉建屋入口外側まで帰還する作業)について、仮想空間内の4足歩行ロボット等に機械学習を繰り返し行うことで、原子炉建屋内作業に必要な自律機能を習得させる。開発したAIモデルを搭載した4足歩行ロボット等の試作機を製作し、想定される作業環境を模擬したモックアップ施設等において、動作検証を実施する。また、原子炉建屋での想定作業に活用する上での課題等を整理する。

※フィジカルAIとは、ロボットに人工知能(AI)を搭載し、ロボット自身が現実世界の物理的な環境を認識し、それに基づいて自律的に行動ができるAIシステムである。



[C] 固体廃棄物の処理処分にに関する研究開発（新規、一部継続）

＜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、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、固体廃棄物の発生から再利用、処分までの具体的な固体廃棄物管理全体について適切な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。

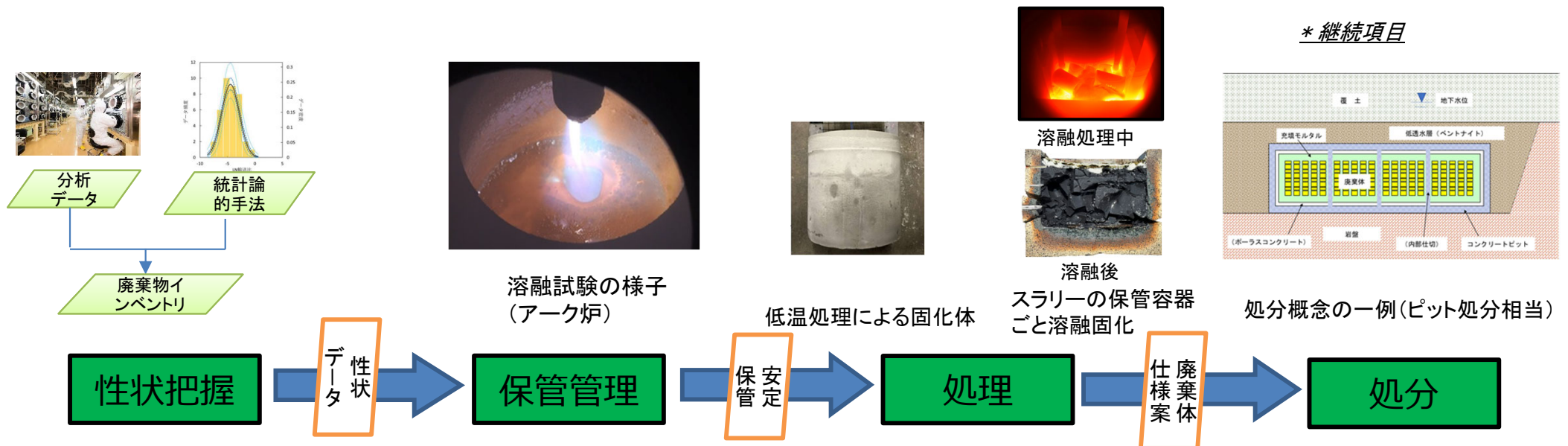
II. 保管・管理

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及び震災影響を受けた廃樹脂の減容・安定化に関する技術の開発を行う。

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(固化体等の長期安定性評価、実規模処理(200リットル規模)の適用性等)の検討、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し、廃棄物ストリーム案の検討に反映するとともに、必要なパラメータの取得、安全評価技術の改良を行った上で、提示した処分概念オプション案の安全評価を実施する。



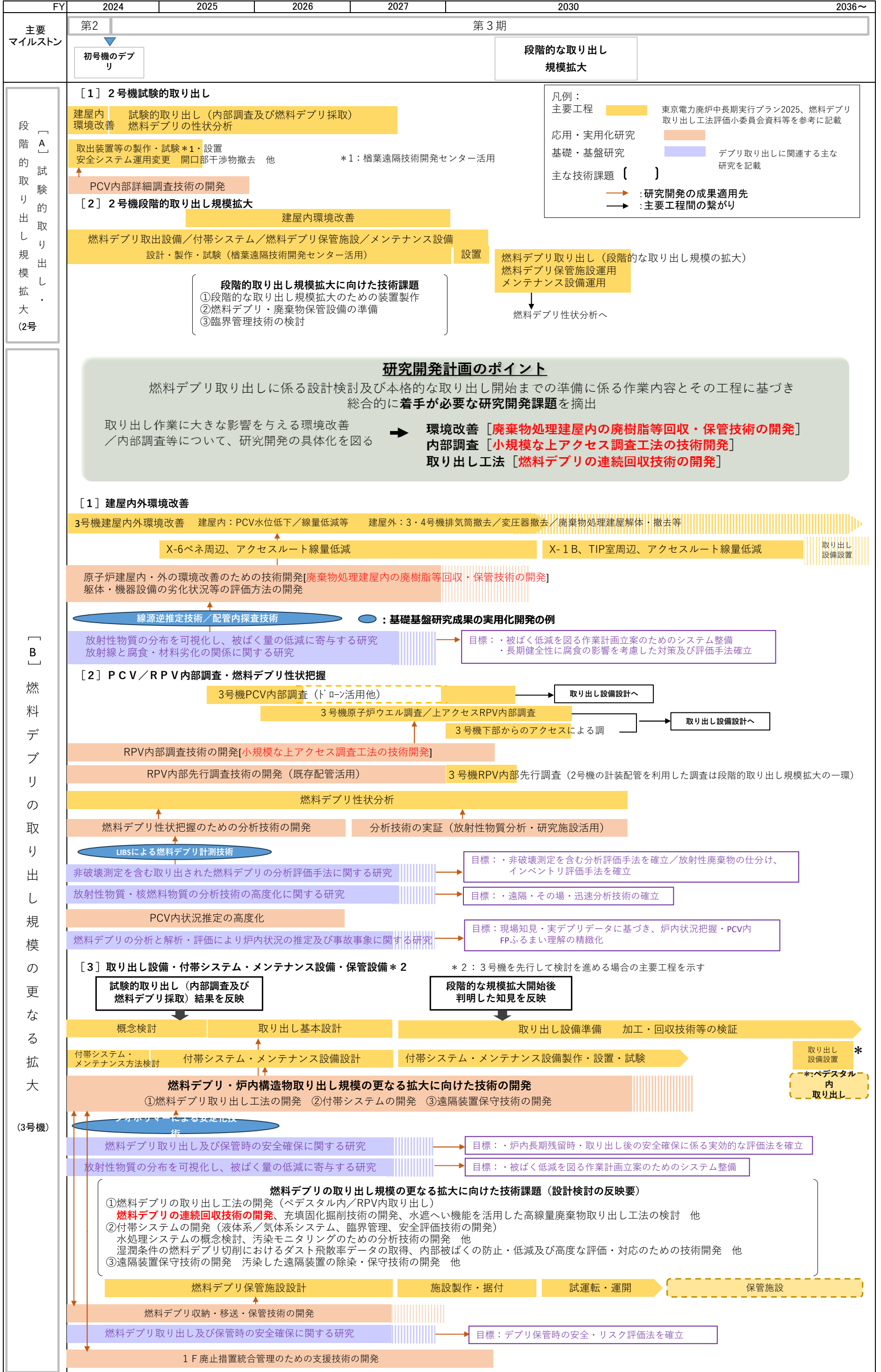
* 継続項目

(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。2025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



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

FY	2024	2025	2026	2027	2030	2036～
主要 マイルストーン	第2 初号機のデブリ	第3期 段階的な取り出し 規模拡大				
「C」 廃棄物 対策	[1] 性状把握					
	性状把握					
	分析データの取得・管理等					
	性状把握の効率化					
分析データの取得・管理／性状把握の効率化のための技術課題 ①C-14等の合理的管理手法の検討 ②セシウム吸着材の分析 ③サンプリングが難しい試料の分析に関する検討 ④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開発 他 関係する課題・ニーズを基礎・基盤研究の全体マップの処理・処分分野に取り上げ、基礎基盤研究として実施						
[2] 保管・管理						
保管・管理						
金属類の減容・再利用技術の開発						
震災影響を受けた廃樹脂の減容・安定化に関する技術の開発						
[3] 処理・処分						
処理技術の開発 処分技術の開発 廃棄物ストリームの検討						
処理・処分技術の開発課題 ①低温処理技術の開発 ②固化体等の安定性評価 ③柔軟で合理的な処理技術の検討 ④固体廃棄物の処分概念オプション案の提示 ⑤固体廃棄物処分の安全評価の実施 他 関係する課題・ニーズを基礎・基盤研究の全体マップの処理・処分分野に取り上げ、基礎基盤研究として実施						
研究開発中長期計画の検討に当たっては、東京電力、文部科学省、経済産業省、NDFの参加する研究開発企画会議等を通じて、求められる成果、必要とされる時期、実施体制等の検討を行っている。廃炉・汚染水・処理水対策事業を代表とする応用・実用化研究に、基礎・基盤研究の内容も取り込み一体として計画を作成している。						

(参考 4)

2025 年度研究開発プロジェクトの進捗状況

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

① 現場環境調査・監視技術の向上（図1）

四足歩行ロボットに関して、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、複数装置連動制御の機能分担等の機能向上を目的とした開発を実施し、各種機能を実装した試作機の製作を完了。単体性能試験を実施中。

② 配管内非破壊調査技術の開発（図2）

先行する補助事業の成果を活用し、線源逆推定解析技術の適用の開発を実施し、試作機の製作を完了。単体性能試験で検出性能等確認中。

また独立する計測装置（3Dマッピング装置、ガンマカメラ及びスペクトロメータ）をハード及びソフト面で統合させ、線源所在・分布及び核種同定を効率的に実施可能な計測装置の開発を実施。シミュレーションで検出性能等の検証を実施。試作機製作中。単体性能試験で検出性能等確認予定。

なお上記計測装置について遠隔作業装置への搭載のため、装置の小型・軽量化、モジュール化等について開発を併せて実施し試作機設計に反映。

③ 配管隔離・撤去技術の開発（図3、図4）

ロボットアームとそれを搭載するプラットフォームを組合せた遠隔作業装置の開発を実施し、各種機能を実装した試作機の製作を完了。単体性能試験を実施中。

またロボットアームに搭載し、一連の配管遠隔撤去作業（残水調査・系統隔離・切断撤去・閉止処置 他）を行う各種先端ツールの開発を実施し、試作機の製作を完了（一部製作中）。単体性能試験で各種機能の性能を確認中。

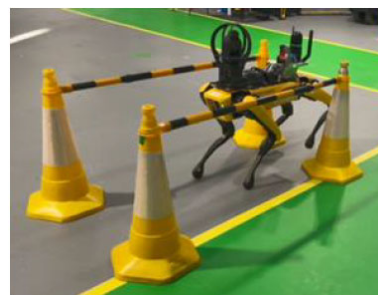


図1 四足歩行ロボット単体性能試験状況（狭隘部走行試験）

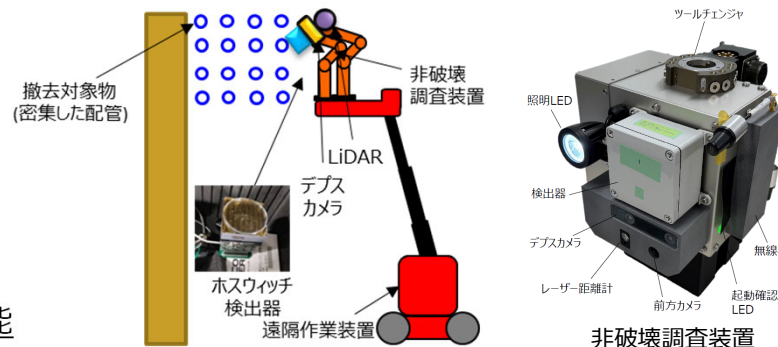


図2 配管内非破壊調査装置調査作業イメージ（線源逆推定解析技術の適用）

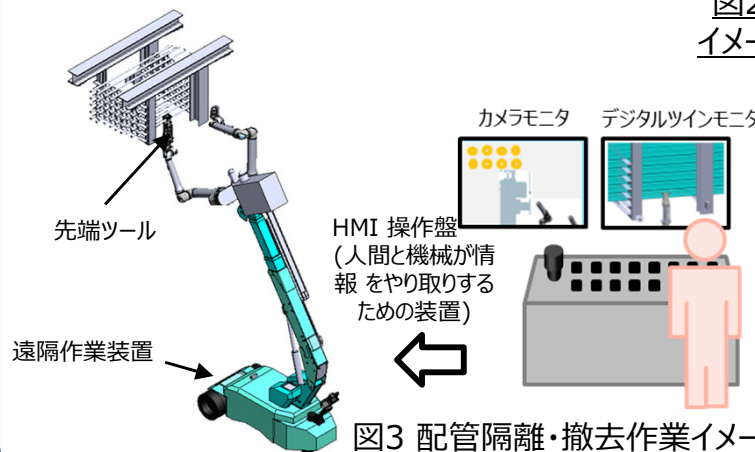


図3 配管隔離・撤去作業イメージ

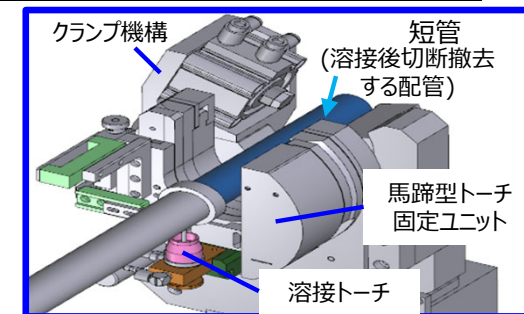


図4 配管隔離・撤去作業先端ツール例（配管閉止装置）

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 低所配管への適用のための追加検討

本事業では当初アクセス困難なエリアへの適応範囲拡大を目指す方針から、高所配管を適用対象としていたが、事業者の直近のニーズを反映し低所配管も適用対象とする方針に変更し追加検討を実施する。

② 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、「実施内容及び成果」項目で製作した試作機を組み合わせて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・シール方法、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内部を調査するための「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

2つの開発工法（上部側面アクセス調査工法、下部アクセス調査工法）のそれぞれにおいて、実機規模の試験設備、装置試作機を用い要素試験を実施し、今後の開発につながる成果を得た。

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を抽出し、これらに対する要求機能を整理した。

【上部側面アクセス調査工法】

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】

インクロージャ、アクセス装置、調査装置、計測装置等

2. システム及び装置概念検討

- ① 調査工法ごとに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及び試験実施

- 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し、整理した。各調査工法における主要課題を基に、要素試験項目を定め表1及び表2の試験を実施し、今後の開発につながる成果を得た。現在結果のまとめを実施中。

表1 試験概要
（上部側面アクセス調査工法）

#	試験名称	概要
1	バウンダリ構築試験	遠隔操作でコーキング、溶接の各々でPCVバウンダリを構築しリークのないことを確認
2	ホールソーによるPCV穿孔試験	遠隔操作でのホールソーによるΦ420の穿孔可否、穿孔片の回収可否の確認
3	レーザーによるRPV穿孔試験	遠隔操作でのレーザー切断による、計画した手順（保温材→ヘッドボルト→ヘッド）での穿孔可否、ヘッド穿孔片の回収可否の確認
4	RPV内アクセス性確認	各角度(45°,135°,225°,315°)への投入性、カメラによる観察性、散水時の観察性の確認
5	ウェル内アクセス性確認	アームによる重量物(5kg)の可搬性、アクセス性の確認、カメラによる視認性、3Dスキャナでの点群取得可否の確認

表2 試験概要
（下部アクセス調査工法）

#	試験名称	概要
1	RPV内部調査装置の主要機能検証	RPV内部調査装置の要素試験機を用いて、ペイロード、調査用計測装置の調査機能、アクセス性、ケーブルマネジメント機能、遠隔操作制御性の各種性能の確認。
2	アクセス装置の主要機能検証	アクセス装置の要素試験機を用いて、ペイロード、アクセス性、ケーブルマネジメント機能、遠隔操作制御性の各種性能の確認
3	干渉物撤去機能検証	干渉物撤去の先端ツールを用いて、ペDESTAL内干渉物（CRDガイドチューブ）に対する切断、把持、移送の各機能の確認

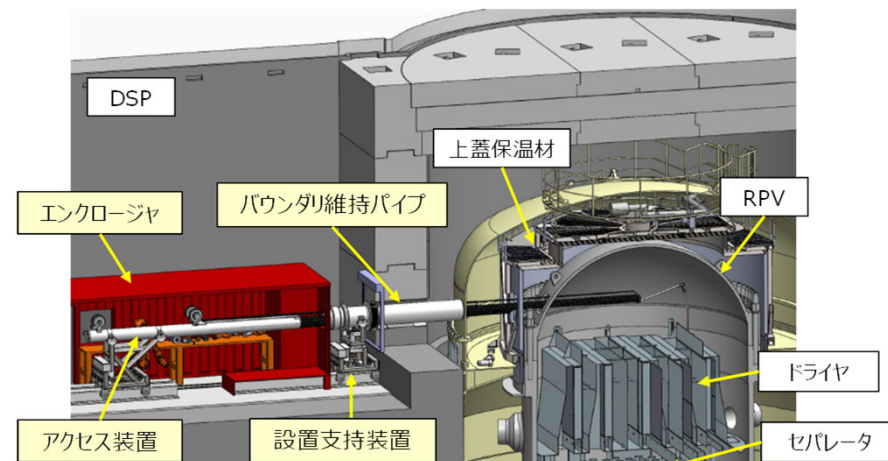


図1 上部側面アクセス調査工法の主要構成装置イメージ

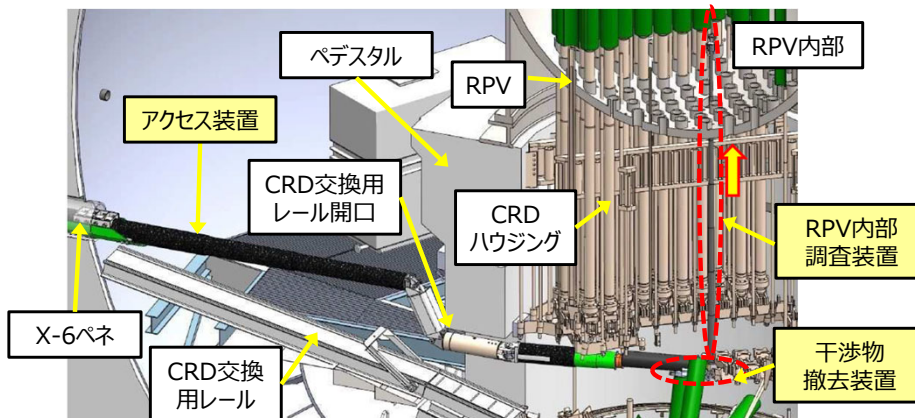


図2 下部アクセス調査工法の主要構成装置イメージ

今後の方向性

左記の実施内容及び成果を踏まえて、以下の開発を継続する。

- 各要素試験から、得られた成果をまとめる。<継続>
- 上記の結果から、現場適用化に向けた課題抽出
- 今後の開発計画の策定

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、既存の「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」等の要素技術及び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結果に加え、調査手順(作業ステップ)を明らかにすることで、課題を抽出・整理した。

【主要な課題：CS系】

移動経路上でのスタック対策、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】

移動経路上でのスタック対策、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)からの閉じ込め性を確保した装置投入、既設構造物との干渉回避

② これら課題への対策を立案した。

開発計画：装置サイズを過度に変更することなく（改良したことによる他への悪影響が発生しないよう配慮し）構造を見直すことや機能を追加することを計画した。また、閉じ込め性確保のために、装置収納ボックスなどの装置を追加で開発する計画とした。

2. アクセス・調査装置の開発

試験計画の策定及び試験の実施

実機規模の試験設備をCS系・MS系ともに製作の上、配管内を進行しRPV内を調査するために必要な機能ごとに装置ユニット※を試作し、一連作業の成立性を確認した。調査装置の一例を図1-2、図2-2に示す。

※ CS系：1)配管内状況確認ユニット（弁体押し広げ等）、2)逆止弁加工ユニット（弁体切断、アブレイシブの撤去等）、3)配管加工ユニット（RPV内進入用の穿孔等）、4)RPV内部調査ユニット（穿孔穴からのRPV内観察等）

MS系：1)配管エルボ加工ユニット（エルボ切断等）、2)MSIV弁体加工ユニット（弁体穿孔、アブレイシブの撤去等）、3)配管内状況確認ユニット（配管内の観察、SRVの観察等）、4)RPV内部調査ユニット（RPV内観察等）

【CS系配管】

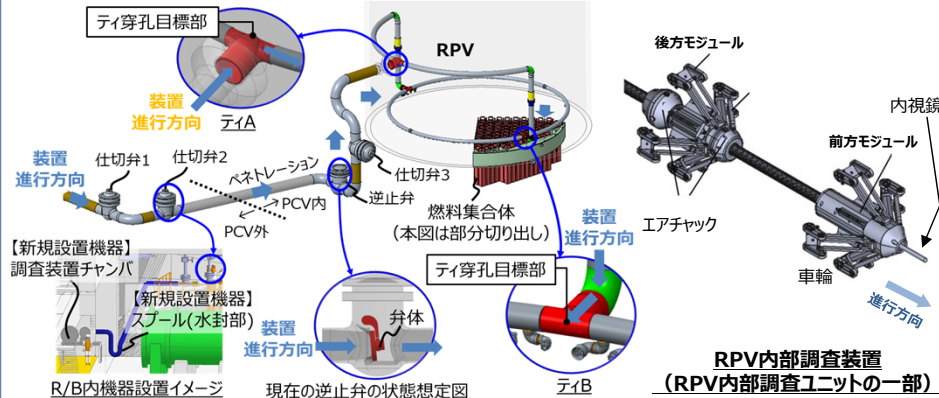


図1-1 CS系配管ルート概要

図1-2 調査装置（開発中）

【MS系配管】

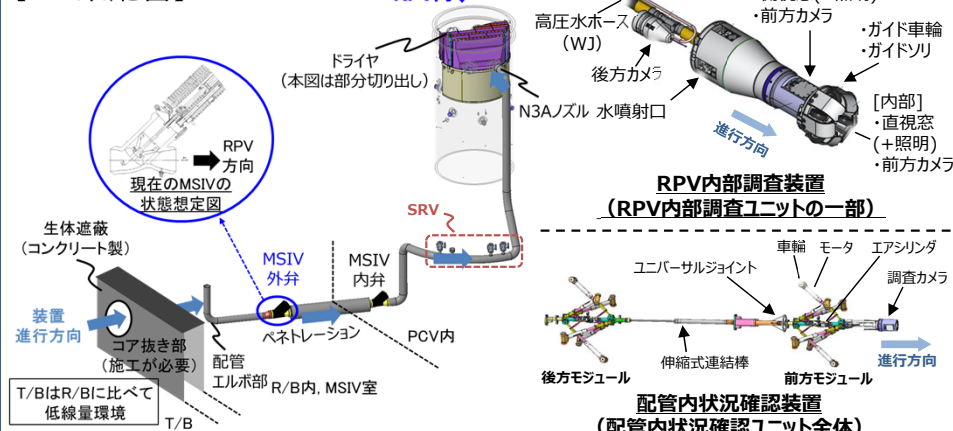


図2-1 MS系配管ルート概要

図2-2 調査装置（開発中）

今後の方向性

左記の実施内容及び成果を踏まえて、実機適用に向けて以下の開発を継続する。

- ・ 試験結果からの課題抽出
- ・ 今後の開発計画の策定（想定実機環境(可能な範囲)への対応等）

(1) 燃料デブリ性状把握のための分析・推定技術の開発 (1/2)

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、現在の炉内推定に資するためのサンプル取得箇所の情報及び事故時の炉内推定情報を提供する。また、本格的な燃料デブリの分析に備え、過去に国外の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 (令和5年度開始事業*1)

① 得られる燃料デブリサンプル等の分析

1F2号機の1回目の試験的取り出し作業（2024年11月終了）で採取された燃料デブリ（1回目サンプル）は、JAEA大洗研に受け入れられた。その後、複数の分析機関による詳細分析（固体分析、溶液分析）を実施し、サンプルの化学組成、Uの同位体比、価数、結晶構造等を評価した。主要な成果の例を以下に示す。

- サンプルのU濃縮度は炉心平均に近い（図1）。ある程度広い範囲で溶融・混合が進んでいた可能性がある。
- ^{154}Eu 及び ^{244}Cm については、Uとの帯同性を確認した。
- サンプル内部は主に、Zr-U-O相、Fe-Ni金属相、微細混合相及び空隙で構成されていた（図2）。微細な相や空隙が入り混じっていることで、比較的破碎しやすい状態であったと考えられる。
- サンプルの構成相から到達温度や下部構造物の巻き込みの可能性等、サンプルの生成過程を暫定評価した（図3）。

これらの成果は、燃料デブリ取り出し時の安全対策や保管方法の検討、取り出し工法・工具の検討、炉内状況推定図の精緻化等に資する。複数のサンプルでの比較等、今後も評価を継続していく。

③ 分析精度向上のための技術開発

比較的大型かつ放射性的のサンプルとして、スリーマイル島原子力発電所2号機の過酷事故により圧力容器内で生成した燃料デブリ（TMI-2燃料デブリ）のサンプルを分析対象とした。各分析機関での溶液分析及び固体分析により、放射能濃度、構成相の組成や結晶構造等を評価し、得られた分析結果の不確かさや分析機関間の差異を生じうる要因とそれらの評価方法を検討した。

*1 令和5年度開始事業のうち、「①得られた燃料デブリサンプル等の分析」及び「③分析精度向上のための技術開発」について、1F2号機の試験的取り出しの開始時期、及びTMI-2燃料デブリの許認可取得時期を踏まえ、事業期間をそれぞれ①2025年10月末及び③2026年3月末まで延長して実施した。

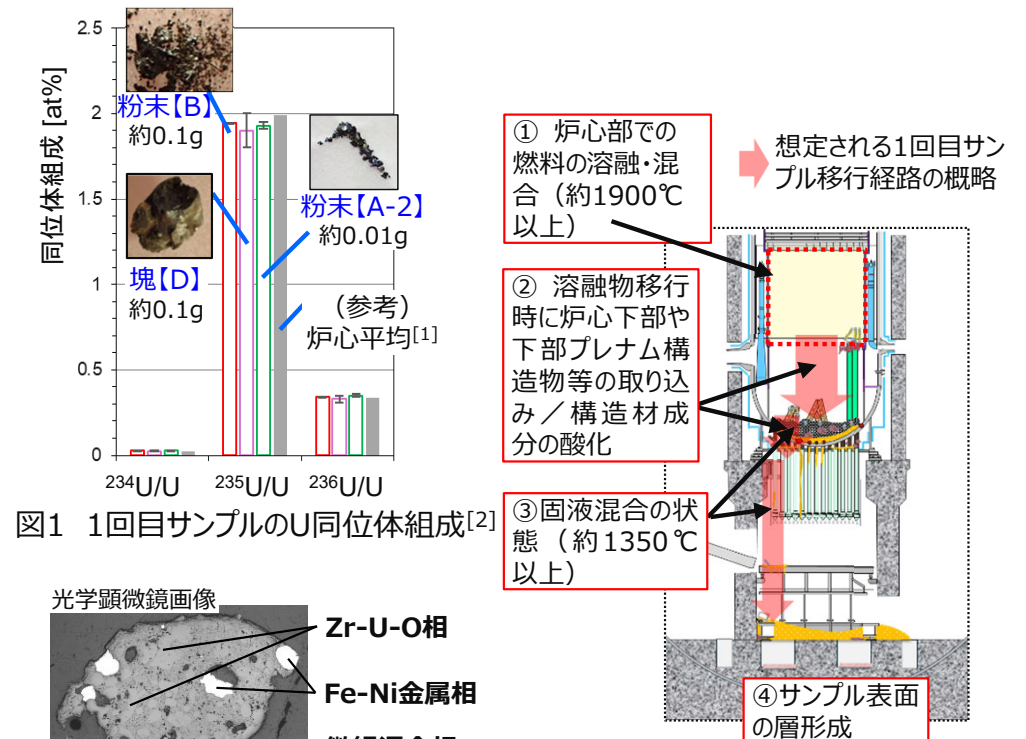


図1 1回目サンプルのU同位体組成^[2]

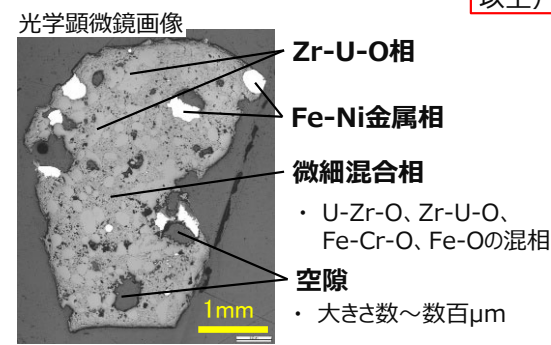


図2 サンプル断面の主要構成相^[2]

図3 1回目サンプルの生成過程の暫定評価結果^[3]

[1] 奥村ほか, 日本原子力学会2021年春の年会, 3B01.
 [2] JAEA, 東電HD, 燃料デブリサンプル(1回目)の分析結果について. 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議(第140回), 2025年7月31日.
 [3] JAEA, 東電HD, 燃料デブリサンプル(1回目)の分析結果について(続報). 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議(第144回), 2025年11月27日.

(1) 燃料デブリ性状把握のための分析・推定技術の開発 (2/2)

実施内容及び成果 (令和7年度開始事業)

①採取する燃料デブリサンプル等の分析

1F2号機の2回目の試験的取り出し作業 (2025年4月終了) で採取された燃料デブリ (2回目サンプル) は、JAEA大洗研に受け入れられ、分析を開始した (図1)。SEM-WDX*1等による非破壊分析の結果、ウランなどの燃料成分が含まれていることが判明した (図2)。非破壊分析の後、サンプルを破砕・分取し、JAEA原科研、JAEA播磨 (SPring-8)、及びNFDに輸送した (図3)。現在は、これらの機関で固体分析及び溶液分析を実施し、サンプルの化学組成、Uの同位体比、価数、結晶構造等の評価を継続している。

また、1回目サンプルの追加分析として、β核種等の放射能濃度、及びXRDによる結晶構造評価をNDCにて継続している。

②分析結果の評価検討

堆積物・付着物サンプルや燃料デブリサンプルのU濃縮度、放射性核種濃度、微細組織・合金相などのデータを取りまとめ、U濃縮度の設定、放射性核種の帯同性、燃料デブリの発火性や安定性等の検討を行った。

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*2

OECD/NEA FACEプロジェクトの国際ラウンドロビンテストとして、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、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ている (令和6年度末まで)。分析結果を取りまとめ、FACE第6回会合 (2025.5.13-16) 及び第7回会合 (2025.11.17-19) において国内の成果を紹介した。

*1 SEM-WDX: 走査電子顕微鏡-波長分散型X線分析

*2 「③分析精度向上のための技術開発」については、令和8年度の燃料デブリや堆積物・付着物サンプルの採取または採取準備状況をもとに、実施の有無を判断する。

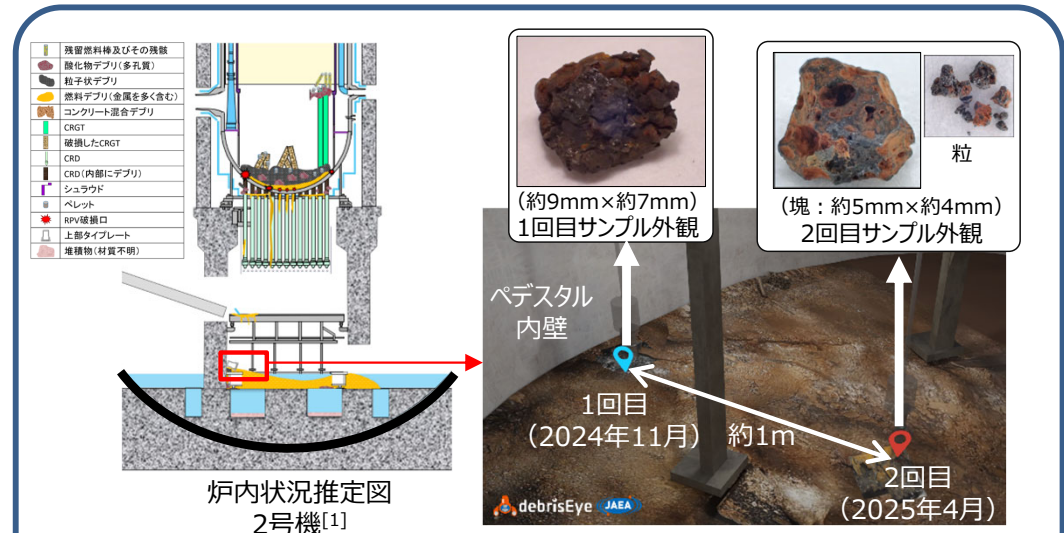


図1 2号機ベDESTAL内床面 燃料デブリサンプルの採取位置^[2]

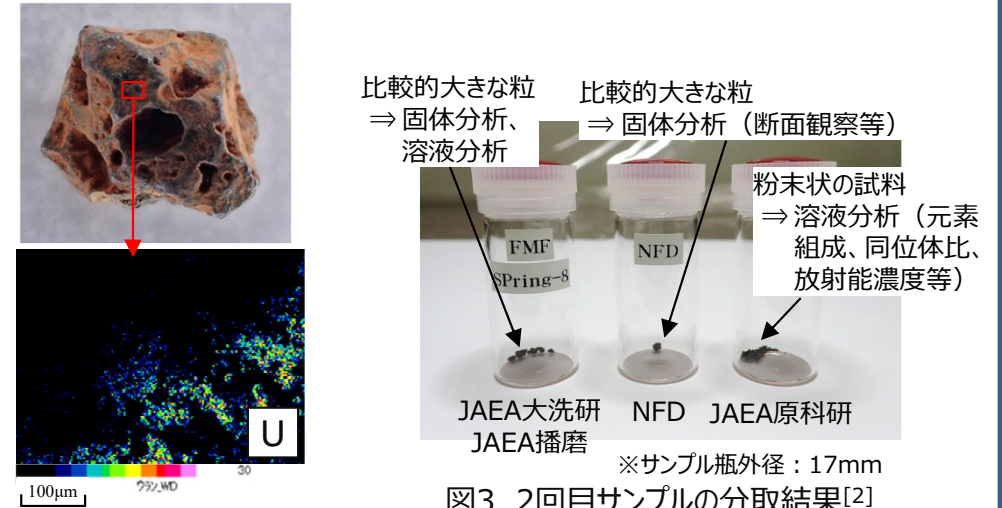


図2 2回目サンプル表面のU分布の例 (SEM-WDX) ^[2]

図3 2回目サンプルの分取結果^[2]
(棒状のステンレス (約250 g) で打撃し破砕)

今後の方向性

- 複数の箇所から採取されたサンプルの分析を進め、サンプルの生成過程の推定や採取箇所間での比較等を通じて、炉内に生成した燃料デブリの性状把握を進めていく。内部調査結果や事故進展の検討とも組み合わせ、炉内状況の把握につなげていく。
- 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、国内における分析技術の向上を図る。

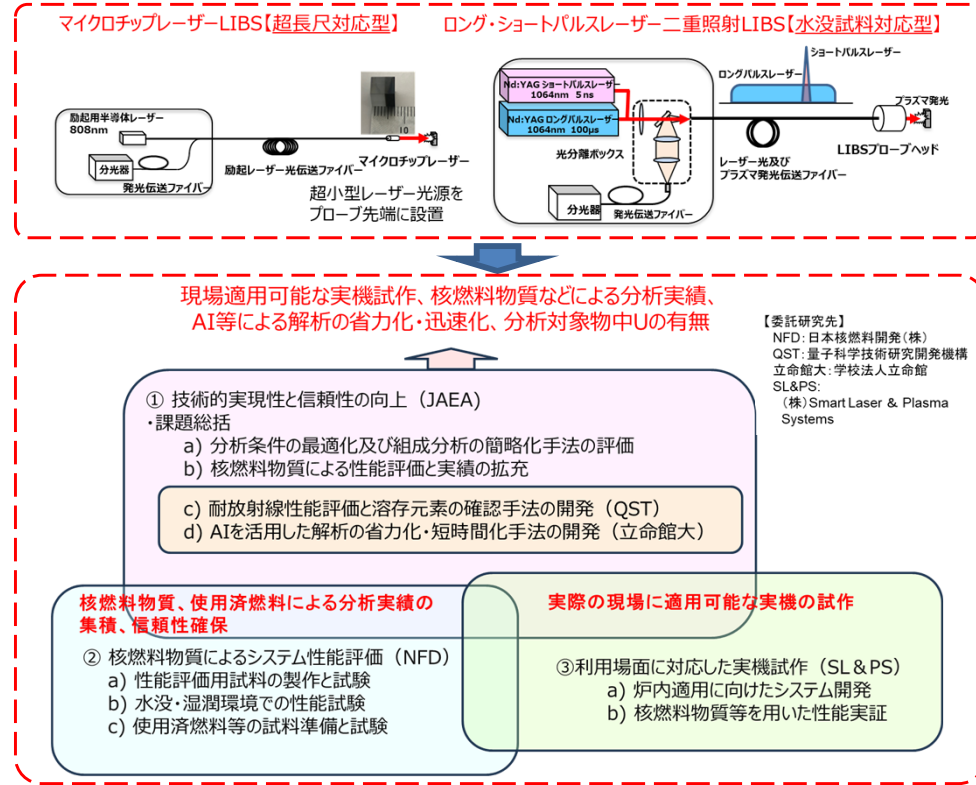
[1] JAEA, 令和5年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業 (燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発) 3. RPV損傷状況及び燃料デブリのPCV内移行挙動等の推定のための技術開発 - 令和6年度最終報告 -

[2] JAEA, 東電HD, 燃料デブリサンプル (2回目) の非破壊分析結果 (続報) と分取結果について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議 (第141回), 2025年8月28日。

(2) 燃料デブリの簡易(その場)分析のための技術開発

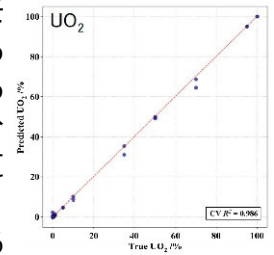
燃料デブリや構造物に付着した物質の分析を、燃料デブリ取り出し作業と並行して実施できれば、作業の安全性と効率化・省力化に有効である。そこで、光ファイバーを活用したレーザー誘起ブレイクダウン分析法(光ファイバー-LIBS)を活用し、線量率が極めて高い作業現場(その場)または作業現場近傍で簡易かつ迅速に燃料成分を検出可能な遠隔分析技術を開発する。

活用する光ファイバー-LIBS技術と実施内容の全体像



実施内容及び成果(続き)

d) PythonをベースとしたオープンソースによりAIモデルの実装環境を構築した。JAEAが保有する $UO_2-ZrO_2-Fe_3O_4$ 混合試料(濃度比の異なる試料16種類)の測定データについて、主成分分析による特徴量の抽出を行い、ランダムフォレストによる回帰モデルを構築して濃度予測を行った。JAEA保有データについて良好な推定結果が得られ(右図)、所要時間はモデル作成に約5分、濃度回帰に1秒以下と大幅な短時間化に成功した。



AIモデルに基づく UO_2 濃度の推定結果例

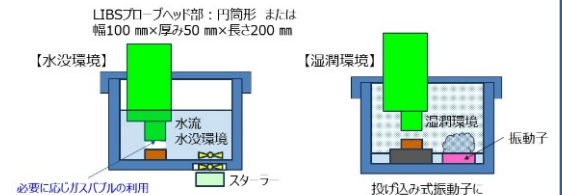
② 核燃料物質によるシステム性能評価

a) 性能評価用の $UO_2-ZrO_2-Fe_3O_4$ 混合標準試料を作製した。
b),c) 水没・湿潤環境の整備及び使用済燃料等の準備を進めている。

③ 利用場面に对应的した実機試作

a) システム本体部について、高S/N計測タイムシーケンスを検討した。また、生産中止となった広帯域高分解能エシェル型分光器の対策として、スリット・プリズム・光電面の改良による感度向上及び画像圧縮による広帯域化の検討を行った。

b) 計測機器の汚染防止・安全対策の検討を行った。また、二重照射の評価用として水没・湿潤環境の試験体系を検討した(右図)。



簡易水没・湿潤環境試験体系の概要(計画)

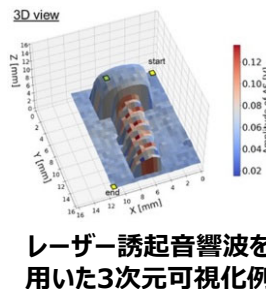
今後の方向性

- ① レーザー誘起音響波・液体薄膜LIBS・AIデータ解析等の技術開発を進めるとともに、 ^{60}Co 照射施設での各種試験を行う。
- ② 各種試料を用いた試験及び水没・湿潤環境での試験を行う。
- ③ 炉内適用に向けた試作機の製作を進めて、各種試験を行う。

実施内容及び成果

① 技術的実現性と信頼性の向上

a) レーザー誘起音響波を用いた焦点方向最適化手法を開発し、SUSボルトを例にとって信号強度及び飛行時間から表面凸凹の3次元可視化を実証した(右図)。
b) 核燃料物質を用いた試験用に光ファイバーLIBSを整備している。c) ^{60}Co 照射施設での各種試験体系及び液体薄膜LIBSの高感度化について検討を進めている。



(3) 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号機の内部調査において、これまで想定されてきた溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)とは異なる形態として、ペDESTALコンクリート内部の鉄筋やインナーカートとの露出が確認されている。この状況を踏まえ、燃料デブリ取り出し方法の検討に資することを目的として、事故進展解析コードによる評価、熱・流動解析、および解析に必要な物性値の取得により、コンクリートの損傷範囲および熱影響範囲を推定し、その結果を炉内状況推定図へ反映する。

実施内容及び成果

① 事故進展評価

1号機原子炉格納容器(PCV)内部調査結果により得られたペDESTALコンクリートの状況について、事故進展の観点からシビアアクシデント解析コード(MAAP)を用いた評価を行った。さらに、熱によるコンクリートの損傷範囲に対する詳細解析を行った。

3号機についてMAAPを用い、原子炉圧力容器(RPV)減圧以降のドライウェル(D/W)水位履歴に着目した評価を行った。

② MCCIによる二次生成物が及ぼす構造物への影響評価

既往のMCCIでは把握されていない1号機特有のMCCI挙動を理解するため、MCCIにより生じる液相の評価と物性値が不足している液相についてガス浮遊法等を用いた評価について検討した。また、コンクリートの損傷/劣化現象と関連する可能性が高いと考えられる事象について要因分析を行い、要素試験の内容と装置スペックの検討を完了した。

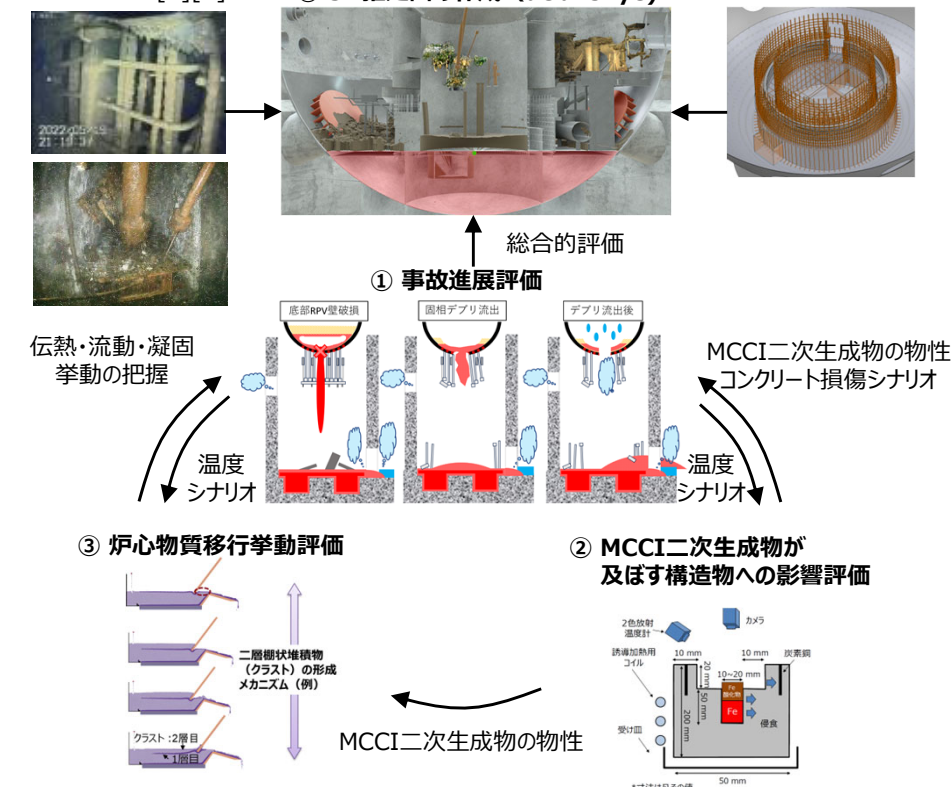
③ 炉心物質移行挙動評価

1号機におけるMCCIと、コンクリートの損傷、熱影響反応等により生じた流動性の高い物質(MCCI二次生成物)がペDESTALから流出する過程の関係を評価する観点から、粒子法(MPS法)解析コードを用いた伝熱・流動・凝固シミュレーションを実施した。具体的にはドライウェル(D/W)領域に流出したMCCI二次生成物が表面からの熱損失によって二層棚状堆積物(クラスト)を形成しつつ、D/W床上に広がる際の、クラストによるMCCI二次生成物の流動抑制効果に着目した評価を行い、クラストの形成メカニズムの特徴を示唆した。

④ 3D推定図の作成(debirsEye)

上記①②③の実施項目から得られた成果を総合的に評価し、得られた推定情報を3D推定図に反映する。また、内部調査結果で得られている写真・動画の情報も合わせて反映する。作成した3D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、3D環境上で多角的な視点からの閲覧が可能な、JAEAが開発したアプリケーション(debirsEye)に実装する。

内部調査結果[1][2]



[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/2022/202205-1/220523-011.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(気中調査)ペDESTAL内部の状況について <https://photo.tepco.co.jp/date/2024/202403-1/240318-011.html>

今後の方向性

- ① ペDESTAL及びD/W床の状態の理解をするため、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。
- ② MCCIにより生じる液相と物性値の評価、要素試験を実施する。
- ③ ペDESTAL壁内側が消失し、MCCI二次生成物がD/Wに流出するための条件を検討し、MCCI侵食範囲の予測精度向上に反映する。
- ④ 内部調査結果で得られている写真・動画の情報、①②③の成果を総合的に評価し、3D推定図に反映する。

福島第一原子力発電所の事故により発生した燃料デブリ等に対し、非破壊計測技術（アクティブ中性子法及びミュオン散乱法）を用いて含有核燃料物質等を定量／推定できる技術を開発中。解析モデルや計測体系に遮蔽体条件を追加する等、想定される実機や現場環境により近い条件でシミュレーション解析や要素試験を行い、計測精度を検証する。また、計測技術の現場導入に向けた筋書き（シナリオ）を検討し、現場投入を踏まえた更なる開発課題を抽出すると共に、簡易スクリーニング法を検討し、燃料デブリを保管するまでの一連のプロセスにおける計測負荷軽減に資する提案を行う。

実施内容及び成果

1. 非破壊計測による燃料成分の推定評価法の適用範囲の検討

想定される実機に近い条件でパラメータを設定する等、解析計画を策定し、シミュレーション解析を実施することで核燃料物質量の計測に係る精度を評価中（図1）。同評価結果を基に、適用範囲を絞り込む。

2. 非破壊計測装置を用いた要素試験による検証

計測体系に遮蔽体を組み込む等、体系を構築して要素試験を行い、核燃料物質量の計測に係る精度を検証・確認中。同結果を基に、シミュレーション解析の信頼性を評価する。

3. 非破壊計測装置をシステムとして組込んだ場合の成立性の検討

メンテナンス（機能維持）及びレスキュー（機能回復）における対応も含め、一連のシステムとして組み込んだ場合の成立性を検討すべく、装置仕様を基に、設置環境として必要になるセル設備等の仕様（案）を導出中（図2）。

4. 非破壊計測装置を利用したシナリオの検討

非破壊計測装置を用いた、計測の目的・導入時期等を含めた計測シナリオ※を提示し、現場投入に向けての更なる開発課題を抽出すべく検討中。
 ※計測装置の現場適用に向けた筋書き（時間軸を有する）とする。

5. 簡易スクリーニング法の検討

過去の補助事業において開発された技術の活用等も含めて適用技術を調査・検証し、同技術を用いた簡易スクリーニング法を検討することにより、保管までの一連のプロセスにおける計測負荷軽減に資する提案を行う。

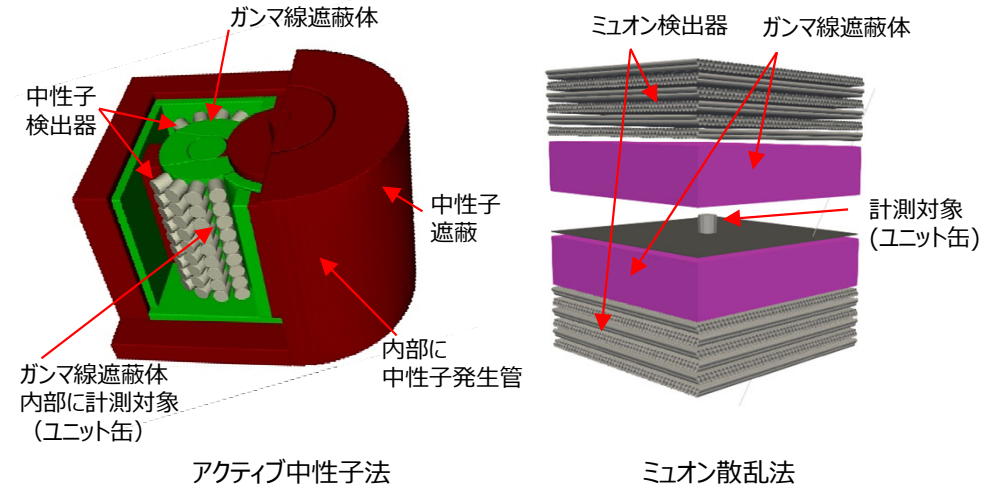


図1 シミュレーション解析モデル（案）

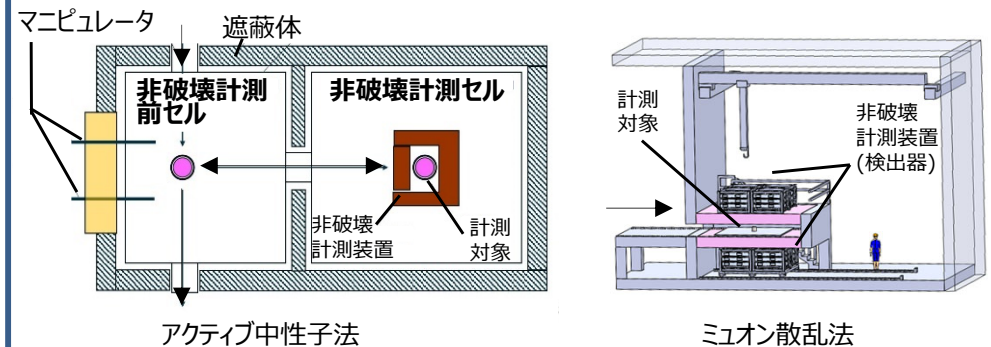


図2 非破壊計測セル設備（案：イメージ）

今後の方向性

現場導入を見据えた条件でシミュレーション解析や要素試験を実施し、その結果に基づきシステム成立性を検討すると共に、計測シナリオの検討に反映する。また簡易スクリーニング法や理論的スケールリングファクタ法を並行して開発し、燃料デブリ等の取り出しから保管までの一連のプロセスにおける計測負荷軽減に資する提案を行う。

燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大に向けて、気中工法における燃料デブリの連続回収技術の開発について、これまでに得られた研究開発成果に基づき、必要となる要素技術開発及び試験を実施する。事故により生成された燃料デブリは原子炉格納容器（以下、「PCV」という。）内に様々な状態（塊状、粒状、粉状等）で存在すると考えられており、燃料デブリ取り出しの際の破碎や切削などの加工により、燃料デブリの加工片が発生すると考えられる。これら燃料デブリのうち、PCV底部に堆積している粒状の燃料デブリや破碎や切削などの加工によりPCV底部に落下する小片の燃料デブリを対象に、連続的に効率良く回収する技術（燃料デブリの連続回収システム）を開発する。

実施内容及び成果

① PCV底部の燃料デブリ取り出し代表シナリオの選定（図1）

- これまでのPCV内部調査結果や検討成果、現場環境等を踏まえ、PCV底部の燃料デブリ取り出しシナリオの検討に必要な前提条件（燃料デブリの分布・性状、回収場所、アクセスルート、環境条件等）を整理した。
- 前提条件の整理結果に基づき、PCV底部の燃料デブリ取り出しに要求される機能（安全要求、燃料デブリの加工、回収、固液分離に対する要求機能、アクセスルート構築等）を抽出・整理した。
- 前提条件の整理、要求機能の整理結果に基づき、PCV底部の燃料デブリを取り出すためのシナリオ案を複数抽出した。
- 抽出した複数のシナリオ案を比較・評価し暫定の代表シナリオを選定した。

② 連続回収システムの概念検討（図2）

- 燃料デブリを連続的に回収するため、燃料デブリの加工、回収、固液分離を含めた全体システム構成を検討中。
- PCV底部の燃料デブリ取り出し代表シナリオ及び連続回収システムの全体システム構成を考慮し、各個別技術（加工方法、回収方法、固液分離方法）の主要構成装置を検討中。
- 上記検討結果を踏まえ、連続回収システムに必要なアクセスルート・機器配置を検討中。

③ 連続回収システムの要素技術の開発

- 連続回収システムの概念検討に基づき、主要な技術要素である「加工技術」、「回収技術」、「固液分離技術」について、要素試験計画を策定中。今後、要素試験の実施を通じて、各技術要素の成立性を確認するとともに、候補技術の絞り込みを行う。

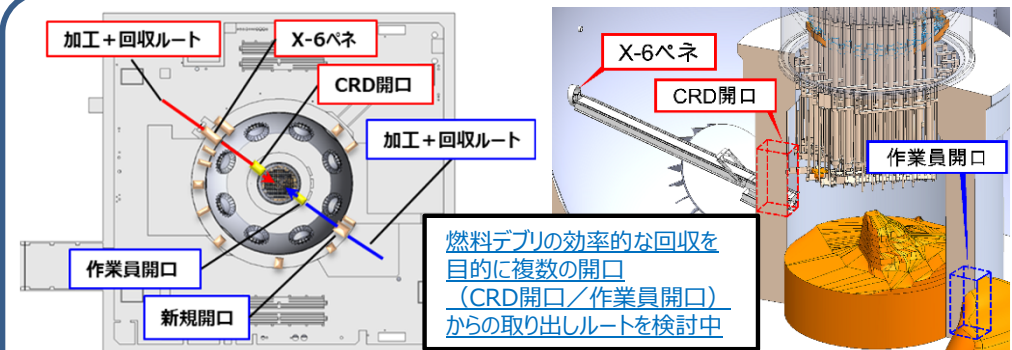


図1 燃料デブリ取り出し代表シナリオ（例）

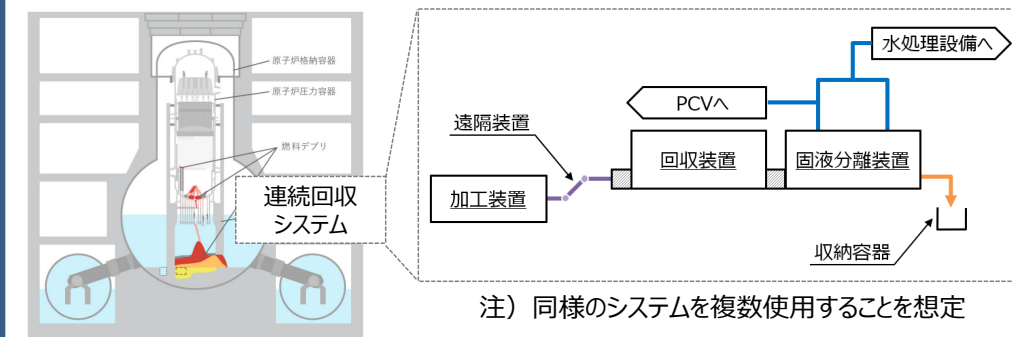


図2 連続回収システムの全体イメージ※1

今後の方向性

- 連続回収システムに関する概念検討結果に基づき、要素試験計画を策定し要素試験を行う。
- 要素試験の試験結果より必要に応じ、「PCV底部の燃料デブリ取り出し代表シナリオ」及び「連続回収システムの概念検討」へフィードバックを行う。

※1 東京電力ホールディングス株式会社HP内「各号機の炉心・格納容器内の燃料デブリ分布の推定」より3号機を掲載

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

ア. 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

独自のフローデバイス（図1）とそれを制御するソフトウェア（図2）を制作しており、一部のアクチノイドにおいて、固相抽出カラムでの回収率変動が示唆されたため、カラムの回収率をモニターする機能を組み込んだ新規流路を考案した。作成した新規流路を評価し、目的のシグナルが取得できることを確認している。前年度に開発した前処理デバイスとプログラムを改良したが、デバイス内の一部の送液ポンプの送液不良を確認した。対象となる送液ポンプの流路を随時満たすパージバルブを追加することで、送液の安定度を向上させ、アクチノイド標準液を測定できた。これは、アクチノイドと同時にジルコニウムも同時分析可能であった。また、標準液が入手しにくいPuやAmなどの代替元素を探索するため、各アクチノイドと候補元素の挙動を調査し、複数の元素が類似挙動を取ることを確認した。

イ. 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

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左）。ICの溶離液やカラムの長さを調整し、アニオン核種（I-129、Tc-99及びCl-36）の測定時間を前年度の約半分に短縮できた。また、同条件において干渉ピークの出現位置を確認し、分析対象への影響がないことを確認した。バルブを手動で切り替える簡易流路を構築し、アニオン核種にSr-90を加えた、4核種の同時分析ができた（図3右）。ホウ素分析では、負イオン型表面電離型質量分析計（N-TIMS）により、ホウ素10と11の同位体比の測定と同位体希釈法を利用した極低濃度の定量を実現した（図4）。現在、検出下限値などの分析性能を評価している。

ウ. 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

Feイオンに対する吸着樹脂（様々な分布幅のポリマー粒子）を合成し（図5）、安定同位体を用いて評価している。また、Nbに対する吸着樹脂についても精製を行い、Nb安定同位体に対する吸着挙動と元素選択性を評価している（図6）。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 改良した前処理デバイスのイメージ図

図2 デバイス制御用ソフトウェア

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

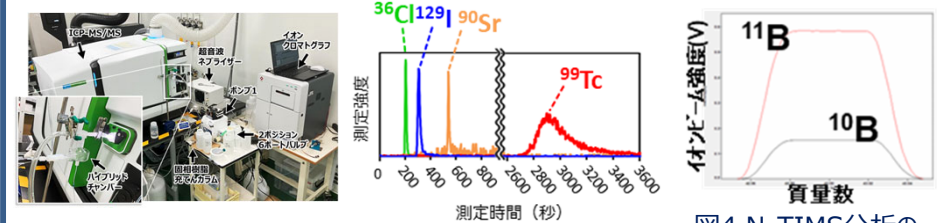


図3 ベータ核種の装置外観(左)と分析結果(右)

図4 N-TIMS分析のホウ素同位体のピーク

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

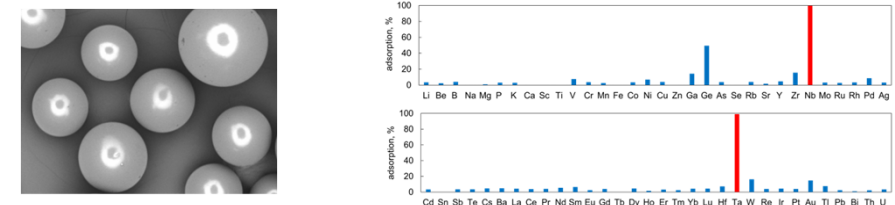


図5 Fe-55吸着樹脂の電子顕微鏡像

図6 Nb吸着樹脂による選択性

今後の方向性

- ア. 送液の安定性の向上
- イ. 分析性能の評価
- ウ. 鉄イオンについては多元素(特に妨害成分)からの分離試験
Nbについては吸着脱離試験の検討

燃料デブリ取り出し時に発生するダストの飛散影響を把握するため、TMI-2実燃料デブリを含む様々な模擬物質を用いた機械的・熱的切削工法によるダスト飛散率データの取得を、湿潤環境を含めて進めている。また、切削により飛散したダストがPCV内の気流によって後段の排気系に移動する移行率(=LPF)の評価に資するため、実験と解析を組み合わせダストの環境移行率に対する影響把握試験の検討・準備を進めている。

実施内容及び成果

【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(コールド)

- ・チゼル試験については、切削対象物の大きさ(厚み)を変えた破碎試験により、発生ダスト量の傾向を調べた。モルタル切削時は厚みによる影響が顕著であり、破碎に至るまでの打撃中に供試体表面から生じたダスト(=はつりに起因)の影響が大きいと思われた(図1)。今後、切削対象物を拘束して割れにくくした状態での破碎試験や、破碎前の表面をはつる際のダスト飛散挙動を調べる予定。
- ・AWJ試験については、冠水状態での切削を含めて実施に向けて準備中。
- ・深水レーザー試験については、装置改造に着手済み。

【2】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(ホット)

- ・ウラン含有模擬燃料デブリを用いた冠水状態でのディスクカッター切削試験に向けて、試験設備を移設・改造の上で、機能確認試験を実施中(図2)。
- ・非均質な模擬燃料デブリの水中レーザー切削試験に向けて、試験マトリクスと試験条件を決定し、機能確認試験を実施中。
- ・TMI-2実燃料デブリへのレーザー照射試験に向けて、国内からの参照サンプル輸送計画や試験・分析条件を決定し、使用する設備を調整中。

【3】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(LPFD測定試験)

- ・PCV内の実体系と同様のサイズ、湿潤環境下を模擬するため、水平方向に7m程度、高さ方向は10m程度の長さを有するLPF試験システム(図3、4)の構築に向けて、装置設置の手配や関連するインフラ整備を実施中。
- ・更に、本装置内での機械的・熱的切削試験実施に向けて、切削機器を検討中。

【4】燃料デブリ加工時のダスト飛散・移行挙動の解析

- ・【3】のLPF測定試験装置体系におけるダストの移行挙動の予備解析を行い、詳細設計を支援。
- ・各機械的・熱的切削工法におけるダストの飛散挙動を解析中。

【5】燃料デブリ加工時のダスト飛散に係る影響評価技術の検討

- ・これまでのデータを基に、燃料デブリ取り出しにおける通常時および事故時の安全評価に関するハンドブック作成に向けた検討を開始。

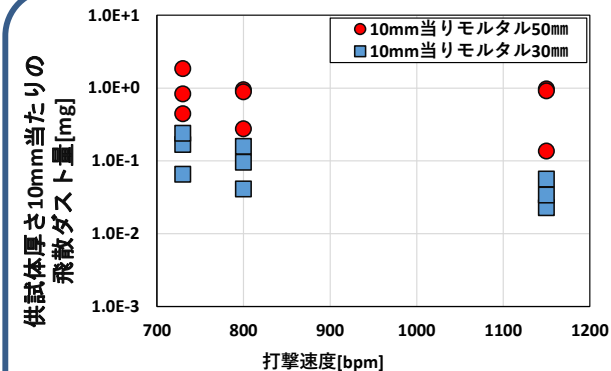


図1 打撃速度と飛散ダスト量の関係
(供試体厚さ50mmと30mmの比較)



図2 CEAからSONET施設に移設・調整後のディスクカッター切削試験設備

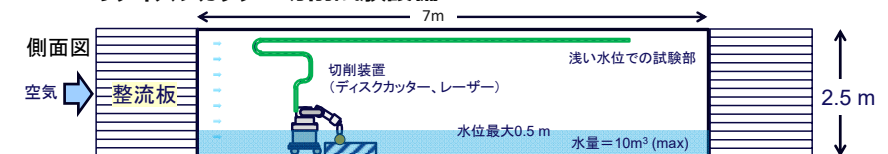


図3 横置きLPF試験装置概念図

※左記のデータは暫定値で、今後、補正や再整理の可能性があります。

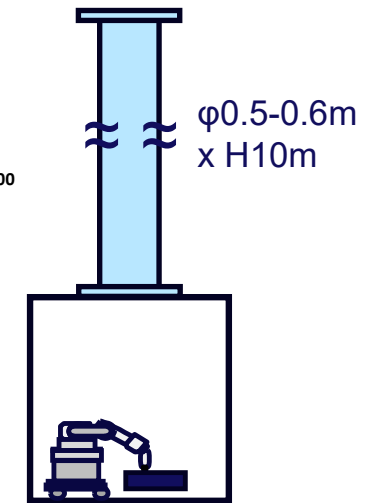


図4 垂直LPF試験装置概念図

今後の方向性

- 【1】、【2】は試験装置の調整後、所定の切削試験を実施し、ホット試料を含む飛散率データを整備する。【3】はLPF試験装置を設置し、ダストの移行挙動調査に着手する。【4】は解析手法の構築を進め、上記の切削試験の結果により検証する。【5】は関係機関との協議に基づき、ハンドブック作成に向けて検討を継続する。

燃料デブリ取り出し等の廃炉作業時の、 α ・ β 核種の内部取り込みなどにより被ばくするリスクに備えるため、内部被ばく線量の測定・評価及び身体汚染の測定・評価に係る技術開発により、内部被ばく線量評価プログラムの開発を行う。

実施内容及び成果

a) 内部被ばく線量の測定・評価に係る技術開発

a-1) 複数元素を対象としたバイオアッセイ分析手法の確立

- 福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）におけるバイオアッセイ対応で必要とされる、複数元素（プルトニウム、ウラン、アメリシウム、キュリウム、ストロンチウム）を1つのバイオアッセイ試料から系統的に分離する分析手法を確立させるため、先行事業*での試験結果等をもとに分析手法の改良を実施している。
- 多数（5～10名程度）の放射性核種の内部取り込み者が発生した場合に対応するためのバイオアッセイ分析技術として、質量分析法の適用による分析工程の効率化、自動化、測定時間の短縮化についての検討を進めている。

a-2) バイオアッセイ分析作業者の養成方法の提案

- バイオアッセイ分析作業者の作業効率及び力量の向上に資することを目的として、文献調査及び関係機関への聞き取り調査等により、分析作業者のトレーニング方法を考案している。

b) 身体汚染の測定・評価に係る技術開発

b-1) 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 線及び β 線の混在環境下での測定技術の開発

- 先行事業*で開発したハンディー型皮膚 β 汚染測定器の技術仕様の最適化を図るため、現場適用性（使いやすさ、メンテナンス性）を考慮した製作案（図1）を作成した。
- 計算シミュレーションにて、検出器に組み込むメッシュコーレータの深さを変化させ、検出器に斜めに入射する放射線を抑制することで放射線が検出される検出面の範囲（面積）と放射線の量の違いを確認した。

b-2) 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

- α カメラ技術を全身に適用するために必要な検討項目を整理した。
 - 1Fにおける α 核種汚染管理シナリオの検討
 - 測定器の高感度化（検出目標値を可能にする測定体系の具体的な構成）の検討
- 上記の検討結果を基にしたモックアップ装置（図2）の製作に向け、請負先と契約を締結予定。

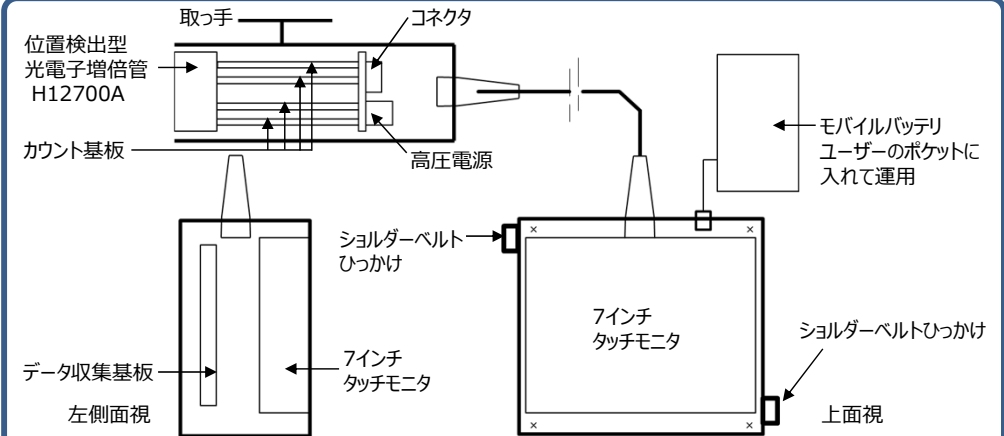


図1 ハンディー型皮膚 β 汚染測定器製作案

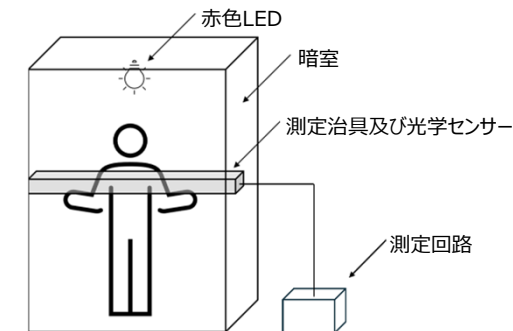


図2 α カメラモックアップ装置の概要図

今後の方向性

- 計画に従い、a)及びb)の各テーマを進めていく。
- a-1)については、バイオアッセイに関する国際相互比較試験に開発中の分析方法を適用させて実力性能を確認し、その結果を踏まえた追加改良を検討する。
- b-2)については、整理した検討項目について検討を進めるとともに、モックアップ装置の製作を進める。その後、製作したモックアップ装置を用い、1F構内または1F構内を模擬した環境での試験・評価に向けた検討・準備を行う。

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、収納・移送・保管時における水素ガス発生への対策や長期的な保管を見据えた腐食発生進展を予測する手法について技術開発を行う。水素ガス発生に関しては、 α 線照射による水素ガス発生試験を行うことにより、 α 線が水素発生量に及ぼす影響を検証する。またスラリー内部に水素ガスを内包する“ガスだまり”状態の回避策（案）を導出する。腐食発生進展予測に関しては、収納容器の閉じ込めバウンダリーの健全性に影響する腐食に対してモニタリング可否を検討するため、収納容器の材質や収納条件等を踏まえた腐食発生進展モデル（案）を構築する。また当該モデル（案）を検証すべく試験準備を進めるとともに、予備的かつ基礎的な試験に基づき、本検証試験が技術的に妥当であることを評価する。

実施内容及び成果

1. 粉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

α 線が水素発生量に及ぼす影響を確認するため、 α 線源（ PuO_2 ）を用いた α 線照射試験を実施する（図1）。試験に向けた具体的な試験条件の整理や、 α 線源が放出する α 線の軌跡を可視化し、 α 線エネルギーや吸収線量を確認・推定する α 線イメージング等を実施中。

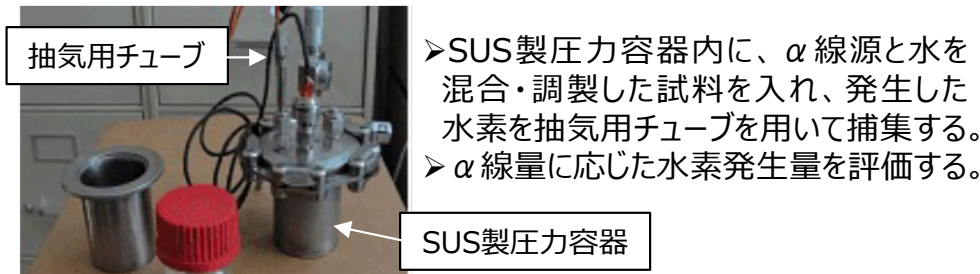


図1 α 線照射試験イメージ

➢ SUS製圧力容器内に、 α 線源と水を混合・調製した試料を入れ、発生した水素を抽気用チューブを用いて捕集する。
➢ α 線量に応じた水素発生量を評価する。

② 水素ガスだまり対策の開発

水素ガスだまりの発生に影響を及ぼすスラリー性状等影響因子を特定し、その影響度合いを確認するための検証試験を実施するとともに、同影響因子を踏まえ、ガスだまり回避策（案）を導出する。

試験に向けた具体的な試験条件の整理や、試験器材等を準備中。

2. 燃料デブリの安定保管維持のための技術開発

① 収納容器内の腐食発生進展モデル（案）の構築（図2）

燃料デブリ収納容器内の環境において、考慮すべき因子（鋼種、水質、放射線、燃料デブリの随伴物・添加物、隙間／接触状態、燃料デブリ性状等）の選定と、腐食発生進展モデル構築に向けた前提条件を設定中。

放射線分解によって生成する高酸化性物質（過酸化水素等）の影響を評価するため、燃料デブリの放射能や粒径等性状を条件として吸収線量率の解析を実施中。

（左枠の続き）

② 腐食発生進展モデル（案）の検証試験の準備（図3）

①で構築する腐食発生進展モデル（案）の検証試験準備として、検証試験計画の立案、試験体、試験装置の概念を検討するとともに、予備的かつ基礎的な試験を行い、同モデル（案）と比較することにより、本検証試験が技術的に妥当であることを評価する。予備試験の試験条件及び試験ケースの設定と、試験器材等を設計中。

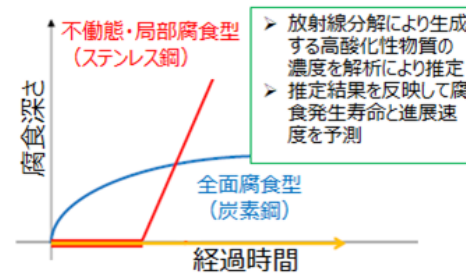


図2 腐食発生進展モデル（案）の一例（イメージ）

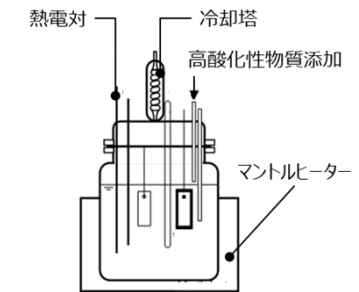


図3 予備的かつ基礎的な試験の一例

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（2026年度実施予定）。

今後の方向性

1. 粉状燃料デブリの取り扱い技術の開発

- 現在整理中の試験条件をもとに水素ガス発生試験を行い、 α 線が水素発生量に及ぼす影響を水素発生量評価式に反映する。また水素ガスだまり確認／検証試験を行い、ガスだまり回避策（案）を導出する。

2. 燃料デブリの安定保管維持のための技術開発

- 燃料デブリ保管環境を想定した収納容器の腐食要因を網羅し、要因別及び組み合わせた腐食発生進展モデル（案）を導出する。
- 予備的かつ基礎的な試験に基づき、本検証試験が技術的に妥当であることを評価する。

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

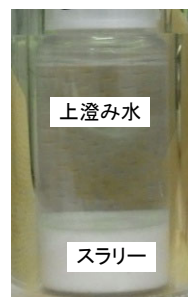
(1) 性状把握

(a) 分析データの取得・管理等

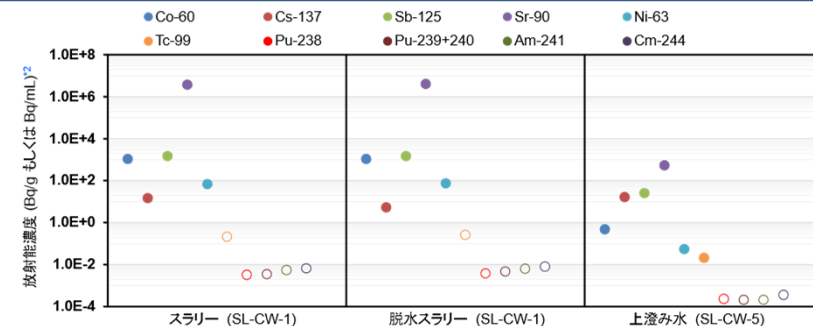
- 東京電力が策定した分析計画に資するよう水処理二次廃棄物や瓦礫の試料を選定し、茨城地区施設での分析を継続した。
- 蒸発濃縮装置にて発生した濃縮廃液スラリーは安定な保管のために脱水される予定であり、脱水後の性状を明らかにするため分析した (図1(a))。脱水に伴う放射能濃度の変化は見られず、ろ液への損失が少ないことを確認した (図1(b))。スラリーは Ca と Mg 塩が主成分であり、炭酸塩スラリーと同様な処理法の適用が期待される。
- セシウム吸着材はセル内での ^{137}Cs の分離法を開発し、数 100 の除染係数を得て (図2)、詳細分析を継続している。
- 長半減期核種である ^{129}I について、放射能分析において不検出の瓦礫試料を対象として、加速器質量分析 (AMS) によりデータを追加した。 ^{14}C は新たに炭酸塩スラリーの分析を実施するとともに、多様な化学種への対応方法を検討した。
- 分析結果のデータベース (FRAnDLi) と分析試料のデータベースの運用を継続した。
- 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 (燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発) と連携した検討計画を具体化した。

(b) 性状把握の効率化

- 分析計画法は、DQO (Data Quality Objectives) プロセスの適用事例を蓄積した。性状把握の結果が内包する不確実性の原因や管理手法について英国の事例を調べ、1F 廃棄物への適用性を検討した。
- インベントリ推算手法は、分析データの蓄積の成果として元素グループを核種ごとに分割する見通しを得た (図3)。核種移行に関し、建屋内の汚染を解析手法を適用して試算した。



(a) 試料の外観



(b) 放射能濃度

図1 濃縮廃液スラリーの脱水操作に伴う性状の変化に関する分析

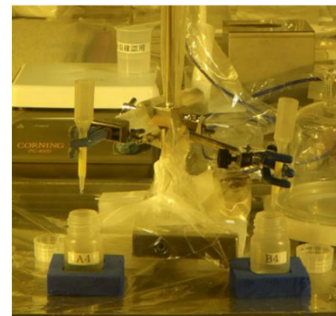
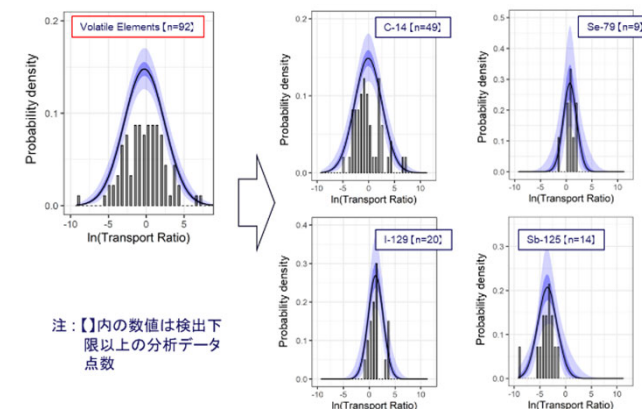


図2 ホットセル内でのセシウム吸着材の分析



注: 【】内の数値は検出下限以上の分析データ点数

図3 インベントリ推算における元素グループの分割

今後の方向性

- 分析のニーズに対して、効果的な分析計画を立案して分析を着実に進める。放射性物質分析・研究施設第1棟と茨城地区の連携を深めて効率的に分析データを蓄積していく。難測定的重要核種の ^{14}C 、 ^{129}I の分析は多様な化学種に留意して手法を開発し適用を進める。
- インベントリ推算は、分析以外の要素にも着目して不確実性の低減の方策を検討する。

(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（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向上のため、ALPS 処理水放出のための測定・評価対象核種の選定に用いた炉内インベントリ情報※1を適用した推算モデルに更新した。
- 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。
- 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（288ケース）のインベントリ推算を実施した。
- フランジタンクのプラスト除染ダスト等の分析データを用いて、推算モデルの妥当性を確認した（図1）。

○ 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（炭素、マンガン、コバルト、ストロンチウム、アンチモン、セシウム、ユウロピウム）に加えて、重要核種となり得るヨウ素、アクチノイド元素（トリウム）、セレンについても、溶融試験により移行率データを取得した（図2）。
- 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した。

○ 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を取得した。
- 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した。
- 重要核種となり得る核種を選定するとともに、選定に至った根拠をまとめた。

○ 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、技術検討を行った。
- 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て、溶接タンク（J8、J9）に対する試料採取・分析計画を立案した。

○ クリアランス検認時の分析方法の検討

- 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核種濃度測定方法について検討した。
- 溶融金属試料の元素濃度の均一性確認のための固体試料の高感度元素分析手法について検討した。

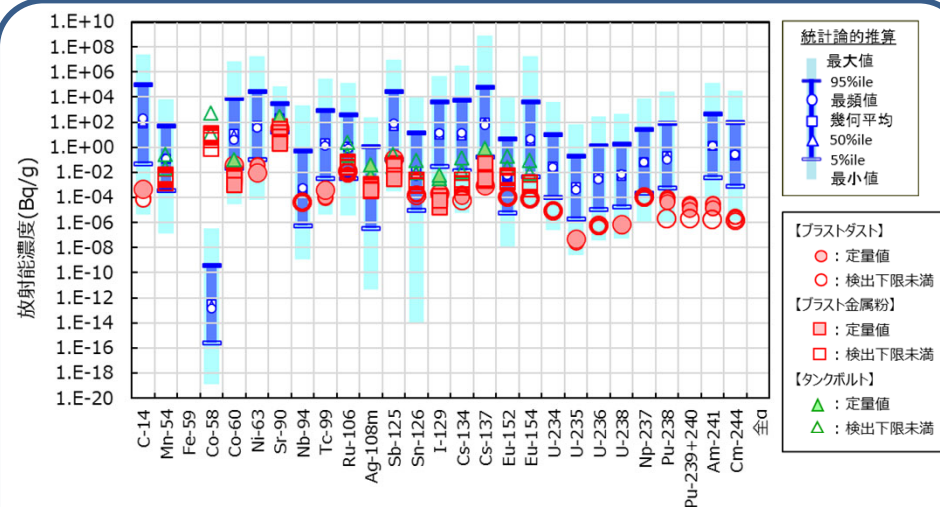


図1 フランジタンクのインベントリ推算結果の一例

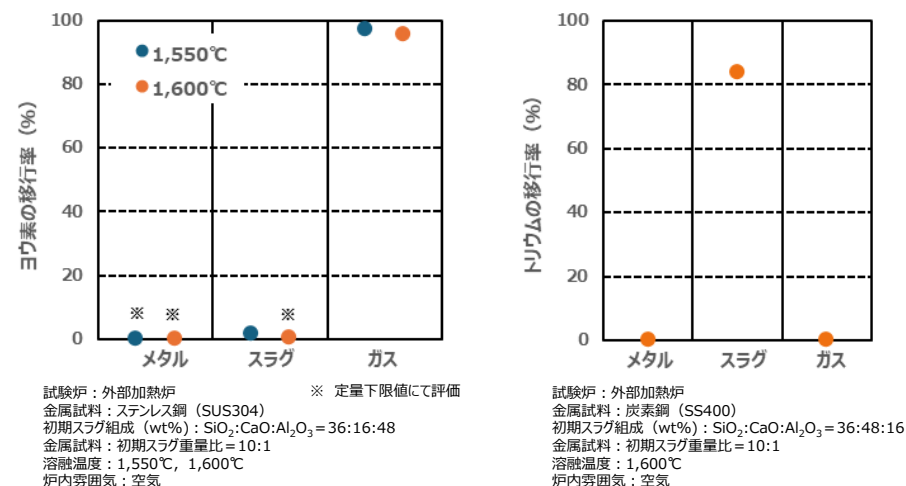


図2 溶融試験結果の一例

今後の方向性

汚染金属の解析的インベントリ推算手法の改良、拡充する溶融試験データや熱力学データを踏まえた重要核種となり得る核種の選定、溶融設備規模の相違が核種移行率に及ぼす影響の評価、およびクリアランス検認時に使用する分析法の開発が必要。

※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]

(3)処理・処分

(a)処理技術

①低温固化可能性に関する調査

○スラリー等に対する低温処理の適用性検討

- 炭酸塩スラリー (CS) のセメントまたはAAMによる低温固化処理に際し、CSに含まれるNaCl、 Na_2CO_3 、NaOH、 MgCl_2 、 CaCl_2 が処理作業に与える影響を評価するため、混練物の流動性低下に最も影響を与える化学物質を明らかにした上で、2種類含有する場合において処理作業に影響の小さい含有量の範囲を見出した (図1)。
- 圧縮強度などの固化体特性に影響する要素 (元素、化学物質、組成など) を抽出することを目的に、調査及び実験によりデータを収集し、それらをインプットとするニューラルネットワーク解析を実施した。

○スクリーニング手法の一般化に関する検討

- 検討中の低温固化処理技術の1F廃棄物への適用性を簡易に評価するスクリーニング手法の自動化のために適用可能な装置等を調査した。

②固化体等の安定性評価

○廃棄物の安定性に関する調査

- CS脱水体の保管時の乾燥による変質評価に加え、加温・加圧がCS脱水体の物性 (硬さ、密度) に与える影響について調査した (表1)。
- リン酸塩セラミックス固化技術について、実規模 (20L) HIP処理を行い固化体の特性を評価した上で、プラントイメージを作成した (図2)。

○固化体の浸出特性等の調査

- CS充填固化体への模擬元素 (Sr, Cs, Co) の分配係数 (Kd) を取得し、Srの場合、OPC固化体に比べてAAM固化体は平衡に至るまでに時間を要することを見出した (図3)。

- 固化体からの模擬元素 (Srなど) の浸出挙動を調査し、実施した試験期間内ではSrの浸出量は試料厚さに依らないことがわかった。

○固化体の長期的な安定性の検討

- 水分による固化体の変質を評価するための手法として、水蒸気の利用を検討し、これまでと比べ水分透過量を増加させることに成功した。
- 80℃条件において、共存元素無しの場合 (前事業結果) では確認されなかったゼオライト (ANA型、NAT型) を確認し、共存元素の存在により鉱物変遷のパスが変化する可能性を見出した (表2)。

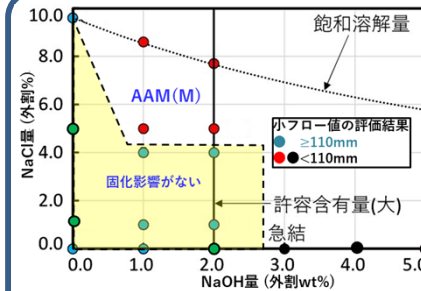


図1 2種類の化学物質を含むAAMペーストの混練直後の流動性

表1 CS脱水体の加温・加圧による硬さの変化

No.	CS 試料	圧力 MPa	温度 °C	含水率 wt%	硬さ HDA	密度 g/cm ³
1	脱水体	20	-	18.4	5.7	1.80
2	脱水体	100	-	17.8	52.0	1.84
5	乾燥物	20	400	0.6	91.3	1.70
7	脱水物	-	-	20.2	-	1.74
8	乾燥粉末	-	-	0.6	-	0.86

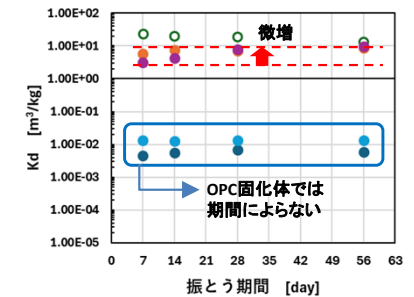


図3 CS充填AAM固化体 (●) へのSrのKd

表2 Srを共存させた結晶化試験試料のXRD分析結果 ※参考データ: 試験中の容器劣化破損

条件	共存無し_80°C						Sr共存_80°C					
	An	Na	FAU	GIS	ANA	NAT	An	Na	FAU	GIS	ANA	NAT
初期	△						△	△				
1日	△		○				△		○			
3日	△		○				△		○			
1週	△		○				△		○			
2週	△		○				△		○			
1ヵ月	△		○				△		○			
3ヵ月	△		○	△			△		○	○	△	
6ヵ月	△		○	△			△		○	△	△	○
12ヵ月	△*		○*				△		○	△	△	○

○:ピーク強度 大 △:ピーク強度 小
空欄:ピークなし - :測定対象外の期間

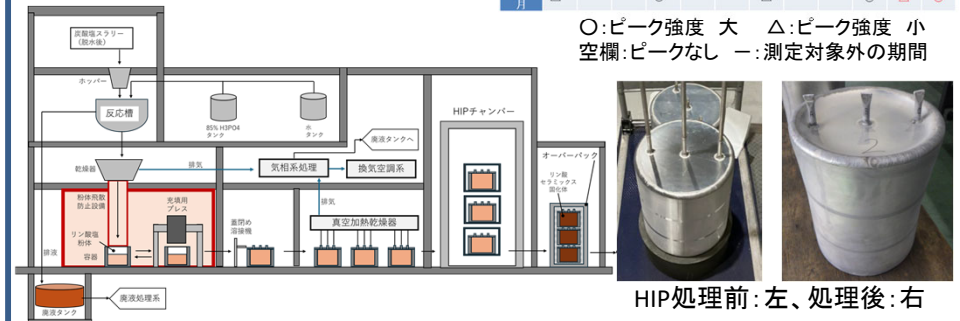


図2 非溶解プロセス実機プラントイメージとHIP処理前後の試料外観

今後の方向性

○低温固化可能性に関する調査

- ✓ 廃棄物ストリーム等の検討へ貢献するため、国内外の関連研究開発に関する最近の進展について調査しデータベースを作成

○固化体等の安定性評価

- ✓ 廃棄物充填固化体の浸出特性、拡散係数等データの取得
- ✓ 固化体の長期的な安定性検討の継続 (加速試験の検討)

(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、様々な入力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（瓦礫）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

- 瓦礫廃棄物に対して、処分概念が成立するために必要なニーズを把握し、処分概念オプション案の検討を行った。瓦礫(>30 mSv/h) は、地下水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る見通しを得た。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やC-14のインベントリ推定値等の対策実施により、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

- 瓦礫(>30 mSv/h) と瓦礫(0.1-1 mSv/h) 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、収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に対するバッチ収着試験、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、構築したシステムに生成AIを利用した管理ツールの検討を実施した。

○ 1F廃棄物の特徴を考慮した品質管理下安全評価検討

- これまでに整理した安全評価結果を軸に、昨年度に提示した鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーの処分概念での安全評価を実施し、成立性等を評価した。炭酸塩スラリーを丘陵エリアでピット処分した場合、帯水層利用の場合、基準線量の1/10を超える結果が示された（図2）。また、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た。

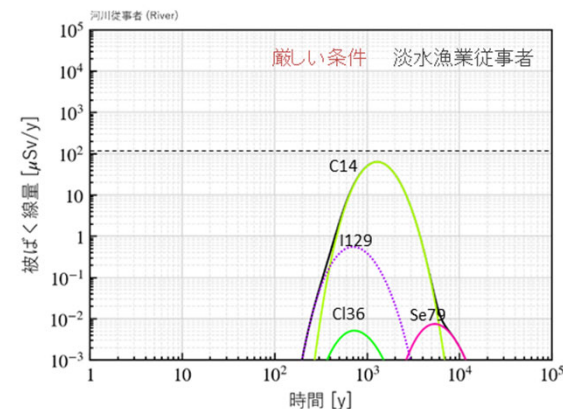


図1 瓦礫(>30 mSv/h) の中深度処分における予察的な安全評価結果 (地下水シナリオ; 厳しい条件)

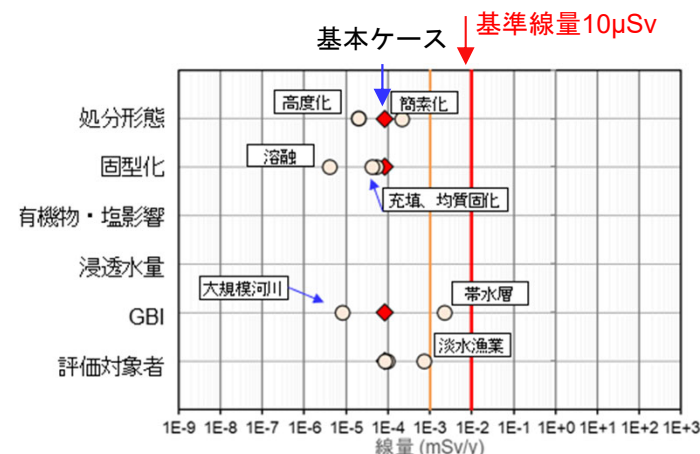


図2 炭酸塩スラリーをピット処分相当で安全評価した際の被ばく線量結果 GBI*における水利用の違いによる評価結果の差が大きいことが明らかになった。

* Geosphere-Biosphere Interface: 廃棄物から移行した放射性核種が地層環境から生活圏に流入する地点のこと。

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。
- 構築し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と安全評価データベースの改良を進め、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」と「ALPS鉄共沈スラリー」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、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。先行研究における主な課題として、セメント+塊状炭酸塩、およびセメント+塊状鉄共沈は、充填材の流動性が低いと隙間が残存する。一方、AAM+塊状炭酸塩、およびAAM+塊状鉄共沈は、固化体強度が低い。加えて、AAM+塊状炭酸塩以外は、塊状スラリー脱水物の最適充填量が不明確であり、実規模の検討例も無い。本研究はこれらの課題解決を目的としている。

実施内容及び成果

1. ALPS鉄共沈スラリー（塊状模擬物）に対するセメント系充填材を用いた充填固化処理のスケールアップ試験

普通ポルトランドセメント、珪砂、水、高性能減水剤を用いてセメント系充填材を作製し、鉄共沈スラリーの塊状模擬物（塊状IS）充填量が30[mass%]となる様にΦ10×20cmの小規模容器で塊状ISを充填固化した。その結果、充填材の打設時に振動を加えない場合は、固化体側面や底面から塊状ISが露出した。

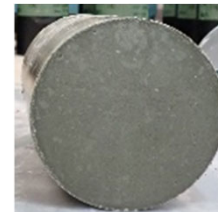
そこで、充填材を打設した直後に、上下左右前後に振動する台の側面に固化体の側面を押し当てた。一つの側面に振動を加えた後は、反対側の側面に対しても同様に振動を加えた。その結果、珪砂の粒径が大きく、振動の周波数が高く、振動の時間が長いほど、塊状ISの露出を防ぐ事ができた。粒径の大きい珪砂5号を使用した充填材では、固化体のある側面と反対側の側面に、順に33Hzで30秒ずつの振動を与えれば塊状ISの露出を防ぐ事ができた（図1参照）。一方、粒径の小さい珪砂7号を使用した充填材では、振動数に依らず固化体のある側面と反対側の側面に、順に60秒ずつの振動を与えても塊状ISの露出を無くす事ができなかった（図2参照）。

2. ALPS鉄共沈スラリー（塊状模擬物）に対するAAM系充填材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体、およびケイ酸とナトリウムの濃度を調整した水溶液を用いてAAM系充填材を作製し、充填固化に適した物性を持つ充填材の配合を検討した。具体的には、先行研究よりも粉体量を増大させ、流動性が低い代わりに強度が高い配合を探索した。高炉スラグの含有率、粉体量、溶液濃度を変化させて115種類の配合を評価した結果、46種類の適切な配合を抽出できた。

46種類の中から、配合の変化が生じて物性の適切性が保たれる配合を1種類選び、Φ10×20cmの小規模容器で鉄共沈スラリーの塊状模擬物（塊状IS）を充填固化した。打設直後に振動を加えない場合、固化体側面から一部の塊状ISが露出したが、CTスキャンによると内部空隙は殆ど存在しない（図3参照）。打設直後に固化体のある側面と反対側の側面に、順に33Hzの振動を15秒ずつ加えると、固化体側面の塊状ISの露出は無くなったが、塊状ISが浮力によって僅かに浮上した（図4参照）。振動の有無に拘らず、従来の研究が述べている強度の基準（1.47MPa）以上の強度が得られた。CTスキャンの結果からすると、固化体中の塊状IS充填量は約40[mass%]が上限であり、それ以上では容器から溢れてしまう事が推察できる。これは先行研究が明らかにした塊状炭酸塩の上限と概ね等しい。

塊状IS=30.0[mass%]
珪砂5号
33Hz振動30[s]×2



固化体底面



固化体側面

塊状IS=30.0[mass%]
珪砂7号
48Hz振動60[s]×2



固化体底面



固化体側面

図1

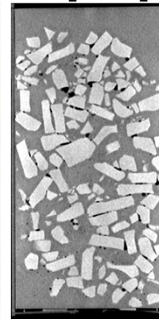
図2

セメント系充填材を用いた充填固化処理のスケールアップ試験

塊状IS=37.6[mass%]
振動なし
28d圧縮強さ=1.7[MPa]



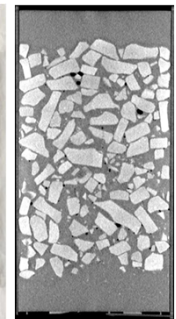
図3 固化体側面 CTスキャン



塊状IS=37.3[mass%]
33Hz振動15[s]×2
28d圧縮強さ=1.6[MPa]



図4 固化体側面 CTスキャン



AAM系充填材を用いた充填固化処理のスケールアップ試験

今後の方向性

1. セメント+塊状鉄共沈の固化体強度を測定する。
2. 塊状鉄共沈の中規模・実規模固化体の作製検討へ移る。
3. 抽出した充填材が塊状炭酸塩に対しても有効か否か小規模検討し、有効ならば中規模・実規模固化体の作製検討へ移る。

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し安定保管するため、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、鉄共沈スラリーに対して、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、比較的簡易なシステムで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を熱分解処理した際に炉内付着物が生じたことから、付着のメカニズム解明を目的として、水蒸気雰囲気下にて示差熱分析（*3）による熱分解挙動、模擬付着物による付着状況の確認を実施し、炉内付着に対して、海水由来の塩化物が寄与していることが示唆された。

（*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

② 実規模装置を用いた海水の影響評価

- バッチ実施数を増やすことで運転時間を長くした場合においても、炉内付着物は一定量以上は増加しないことを実規模試験で検証した。
- 廃樹脂中の海水成分濃度を1/4に減少させた場合、炉内に目立った付着物は確認されず、付着を抑制できることを実規模炉で確認した。

③ 炉内付着物に対する除去方法の検討

- 炉内付着物に対して、エアブロー等による遠隔除去方法を検討した。
- 検討したエアブロー方式により炉壁部および目皿部（図1参照）の付着物を良好に除去できることを、実規模試験で検証した。（図2）

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、800℃以下で熔融できる低融点ガラス原料の組成を選定した。

② 温度の選定および混練ガラス組成の検討

- ①で選定したガラス原料を用いて、るつぼ試験で炭酸塩スラリー脱水体及び鉄共沈スラリー脱水体の模擬物を800℃で加熱・混合するガラス混練固化を実施した。選定したガラス原料組成および温度にて廃棄物充填率20-30wt%の固化体を製造できることを確認したため、管状炉試験の条件に設定した。

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装置（数10kg規模）にて連続処理試験を実施し、廃棄物の凝集、空隙等はなく良好な固化体が作製でき、ガラス混練固化が本廃棄物へ適用可能であることを確認した。（図3）

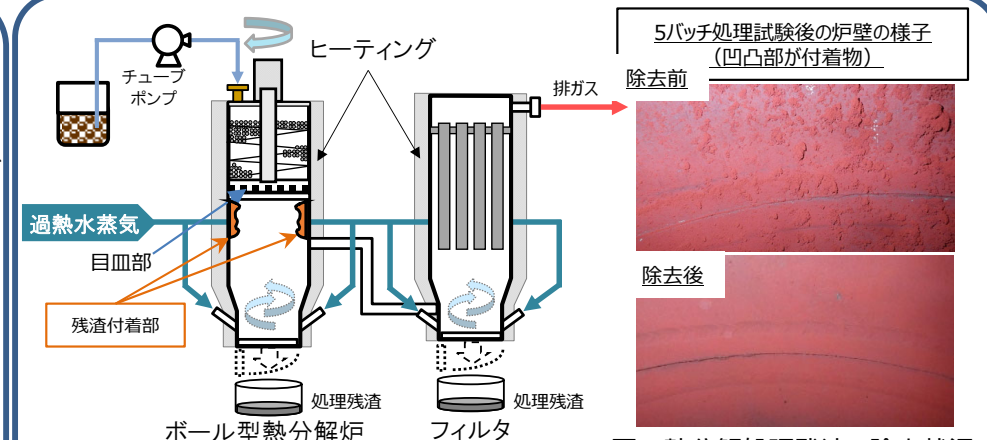


図1 熱分解処理炉概要（実規模試験装置）

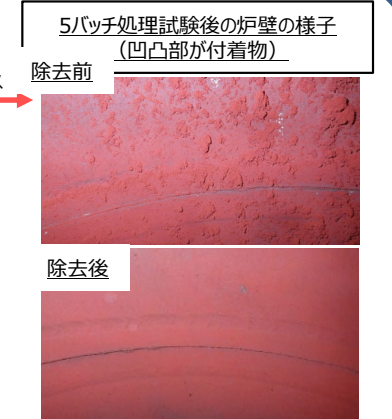


図2 熱分解処理残渣の除去状況（廃樹脂，500℃，水蒸気環境）

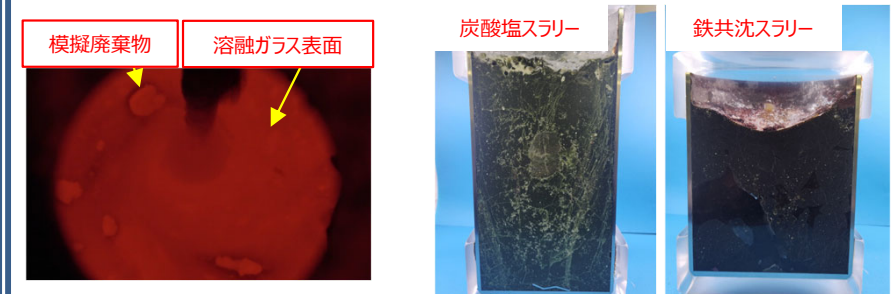


図3 管状炉内での熔融状態例：左図、炭酸塩スラリー脱水体（模擬物）および鉄共沈スラリー（模擬物）のガラス混練固化体：右図

今後の方向性

- 炉内付着模擬試験片を用いて、金属表面と付着物の界面付近の成分分析等を行い、炉内付着物の付着メカニズムを検討する。
- 管状炉で作製したガラス混練固化体の詳細観察、成分分析を行い、固化体性状を確認する。また、一軸圧縮強度等の固化体物性を取得し、固化体の評価を行う。

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。

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

実施内容及び成果

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た。前事業では予め初期充填した廃棄物の溶融を実証したが、本事業では減容効果を高めるためにガレキの追加投入での処理の実証を行った。2024年度に実施した実験室規模での試験結果を踏まえて、スケールアップした1t規模での実証を行った。

施設： 大栄環境（株）1t規模GeoMelt®ICV™試験設備

内容： 種類、形状が異なるガレキでも安定して炉内に投入できるようにガレキを容器ごと炉内に供給する方式を考案した。シリカ繊維フレコンと、ドラム缶の2つの容器に、コンクリートや模擬電気盤等のガレキを封入し試験に供した。

溶融試験は計4回実施し、前半2回の試験でガレキの溶融挙動の確認と運転方法の適正化を行った。後半2回（MS-3およびMS-4）は、連続的にガレキを処理し耐火物容器内を溶融ガラスで満たすバッチ処理を実施し、ガレキの処理量と減容効果の確認を行った。

結果： 模擬電気盤や鋼材といった金属廃棄物を含め、すべてのガレキを溶融処理することができた。投入ガレキの内訳を下表に示す。フレコンのほうがドラム缶よりも容器自体が溶融しやすく、MS-3の処理数はMS-4より20個多い70個を達成できた。また、減容率（ガラス固化体の体積／ガレキの体積）は、MS-3：0.50、MS-4：0.63と減容効果があることを確認できた。一方で試験後の耐火物容器には複数の亀裂と、少量の溶融ガラスの染み出しが確認された。

表 1t規模溶融試験における投入ガレキの内訳※

ガレキ種類	MS-3 (シリカ繊維フレコン使用)			MS-4 (ドラム缶使用)		
	容器数	重量, kg	体積, L	容器数	重量, kg	体積, L
土壤模擬物	-	256.1	191	-	481.1	358
コンクリート	20	375.2	438	12	186.3	246
保温材	20	25.5	438	12	11.5	246
模擬電気盤	15	137.6	328.5	11	68.9	225.5
鋼材	15	291.5	328.5	15	291.4	307.5
合計	70	1085.9	1724	50	1039.2	1383

※ 運転に必要な材料として、ガレキ以外にも炭酸ナトリウム、真砂土、ガラスフリットも溶融炉へ投入した。ガレキ体積は、土壤模擬物は重量を密度1.344で除して算出。それ以外は容器数に容器容量（フレコン：21.9L、ドラム缶：20.5L）を乗じて算出した。

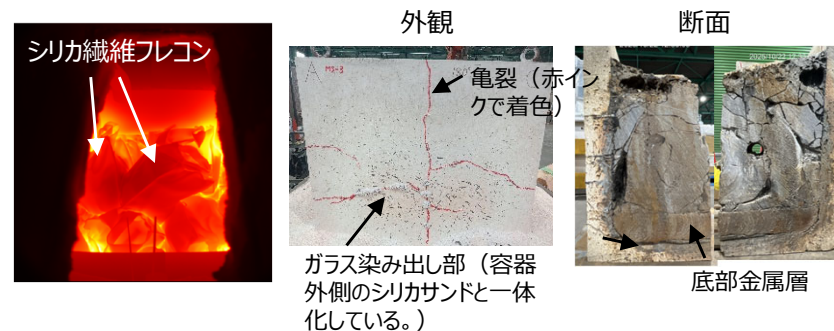
溶融試験設備および試験状況

投入廃棄物



IRカメラ炉内画像（MS-3）

ガラス固化体（MS-3）



今後の方向性

様々なガレキの溶融処理が可能であることが確認できたことから、今後は溶融炉以外の付帯設備の検討が必要と考える。特に、ガレキの移送・供給は、今回は汎用性を考慮してガレキを容器に封入して供給する方式としたが、コンクリートや保温材等は破碎して配管等から直接供給することも考えられる。耐火物容器の亀裂は運転時の熱応力によるものであるが、亀裂の発生を完全に防ぐことは困難であるため、容器外側に断熱材を設定する等、溶融ガラスが染み出した場合にも系外への漏洩が発生しない廃棄体構成を検討する。

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

実施内容及び成果

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、ALPS炭酸塩スラリー脱水物容器の最大処理量を確認する工学規模試験を実施した。

施設：VNSFS（米国）工学規模GeoMelt®ICV™試験設備（200kg）
 内容：実スラリーの組成を模擬した主成分としてCaCO₃とMg(OH)₂を含む炭酸塩スラリー脱水物を製作した。この模擬脱水物を内包する鋼製容器（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。追加投入する容器数を段階的に増やしていき、計4回の試験を行った（表参照）。

結果：溶融17において、50個の脱水物容器（廃棄物充填率50wt%に相当）を投入したところ、脱水物中の水の急激な気化膨張により計11回の溶融ガラスの飛散が確認された。この飛散による試験への影響はなかったものの、実機においては炉内負圧への影響が懸念される。そのため、溶融18では容器ごと脱水物を事前乾燥し、試験に供じた。その結果、ガラスの飛散はなく50個の容器を投入し処理できた。
 また、作製したガラス固化体の断面目視観察の結果、すべての試験において容器および脱水物を完全に溶融できていることが確認できた。

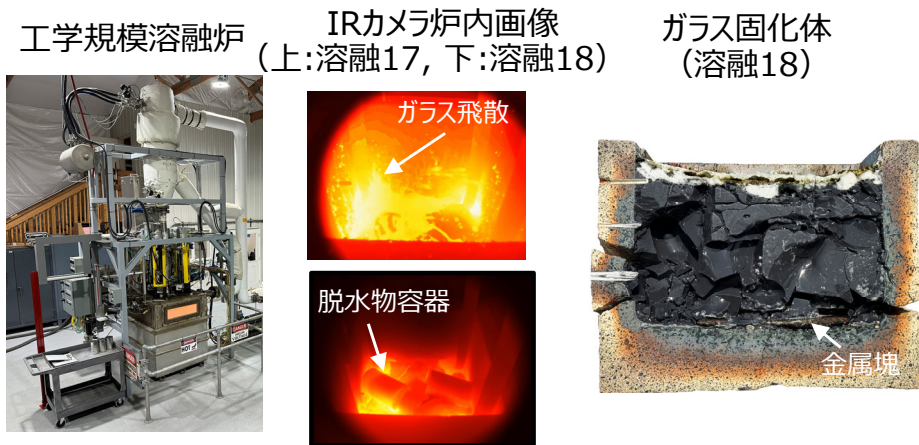
表 工学規模溶融試験の条件※

項目	溶融15	溶融16	溶融17	溶融18	
				乾燥前	乾燥後
投入脱水物容器数	23	46	50	50	
脱水物含水率(%)	45.0	45.0	40.5	44.5	ほぼゼロ
脱水物投入量(kg)	46.0	92.0	100.0	100.0	55.6
ガラス形成材、フリット投入量(kg)	136.0	122.0	100.0	100.0	
総投入量(kg)	182.0	214.0	200.0	200.0	155.6
廃棄物充填率(wt%)	25.3	43.0	50.0	50.0	35.7
運転中の溶融ガラス飛散回数	0	2	11	0	

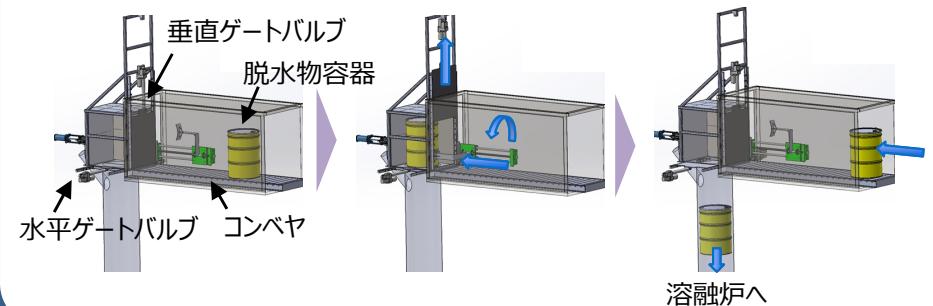
※ 溶融試験番号は過去の補助金事業からの連番となっている。

脱水物を容器ごと溶融処理できることが確認できたため、過去に作成した溶融施設の予備概念設計に、コンベヤとゲートバルブにて脱水物容器を投入する機構およびオプションとして、脱水物の事前乾燥設備を追加した。

溶融試験設備および試験状況



予備概念設計に追加した容器投入機構



今後の方向性

溶融試験で使用した脱水物は保水性が悪く、容器内で一部の水が脱水物から分離した状態であった。この分離水がガラスの飛散に影響した可能性がある。脱水物の水の状態および含水率をパラメータとして、詳細な試験評価を行い、事前乾燥の可否を判断することが望ましい。

また、実際の溶融炉は10t規模を想定しており、200kgの工学規模とはスケールが異なる。本方式の実現性を検証するためには、実規模での溶融試験も必要と考える。